

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA技-C-1 改10
提出年月日	平成29年5月19日

## 東海第二発電所

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

平成29年5月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

### 1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

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

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

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

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- i) 低圧代替注水
- ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

- i) 復旧
- ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

- i) 低圧代替注水
- ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- i) 低圧代替注水
- ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

- i) 復旧
- ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

#### 1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

###### a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による原子炉注水
- (d) 消火系による原子炉注水
- (e) 補給水系による原子炉注水

###### b. 重大事故等時の対応手段の選択

##### (2) サポート系故障時の対応手順

###### a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

###### b. 重大事故等時の対応手段の選択

##### (3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

###### a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却
- (d) 消火系による残存熔融炉心の冷却
- (e) 補給水系による残存熔融炉心の冷却

###### b. 重大事故等時の対応手段の選択

#### 1.4.2.2 原子炉運転停止中における対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### (2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 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（低圧注水系）による原子炉注水

(2) 低圧炉心スプレー系による原子炉注水

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

添付資料1.4.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧



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

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、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。

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態である原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における注水機能である。

原子炉運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

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

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

#### 1.4.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

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

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

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※2</sup>を選定する。

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

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

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

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

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

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

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器

- ・ サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ

- ・ サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

## b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

#### i) 低圧代替注水

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

#### (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

#### (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

#### (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ

- ・緊急用海水ポンプ

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処

設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態でも冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

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

- ・代替循環冷却系ポンプ

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

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

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

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

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

i) 復旧

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

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）を復旧する手段がある。

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

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

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

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

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

## ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

「1.4.1(2) b.(b i)(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）

及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）を復旧し、原子炉を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

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

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

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

(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) **b.** (c) i) (i) 低圧代替注水系 (常設) による残存

溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

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

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

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

- ・電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵

## タンク及び多目的タンク

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

### ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

## c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

#### i) 低圧代替注水

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、原子炉運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプの故障で冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

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

#### i) 復旧

原子炉運転停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

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

(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

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

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

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

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

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

・可搬型代替注水大型ポンプ

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

d. 手順等

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

これらの手順は、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4-1表）

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

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料1.4.2）

## 1.4.2 重大事故等時の手順

### 1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順

#### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 低圧代替注水

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

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

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

#### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

##### i) 手順着手の判断基準

**残留熱除去系（低圧注水系）**及び**低圧炉心スプレイ系**により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）**設定点以上に維持できない場合において**、**代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。**

##### ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-5図に、タイムチャートを第1.4-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。
- ③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）を起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。

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

⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

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

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、原子炉運転中において、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉運転停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

### (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-7図に、タイムチャートを第1.4-8図に示す。

（残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑨以外同様。）

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に残留熱除去系（C）配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による

原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合

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

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑨<sup>b</sup> 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

- ⑪発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉注水の開始を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑰発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑲発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。
- ⑳発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点

に維持するよう指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し，発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

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

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

・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，180分以内と想定する。

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

・現場運転員3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，180分以内と想定する。

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

・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内と想定する。

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

・現場運転員3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，150分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3-1)

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-9図に、タイムチャートを第1.4-10図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統

構成を指示する。

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

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

⑥運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑧運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）及び代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

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

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

(d) 消火系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

ii) 操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-11図に、タイムチャートを第1.4-12図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑤発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ<sup>※1</sup>又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。
- ⑪運転員は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを

残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持※2するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持※2し、発電長に報告する。

※1：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

※2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、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消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

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

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

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-13図に、タイムチャートを第1.4-14図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

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

⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

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

- ⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。
- ⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は、発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水のため、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認するよう指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑰発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低

(レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間で維持※1するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間で維持※1し、発電長に報告する。

※1：原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁 (B) の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁 (B) を開とし、格納容器スプレイを実施する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、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6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3-3)

## b. 重大事故等時の対応手段の選択

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

残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注

水機能が喪失し、原子炉へ注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

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

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

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

## (2) サポート系故障時の対応手順

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

### a. 復旧

#### (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

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

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

#### i) 手順着手の判断基準

### 【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了<sup>\*1</sup>し，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

### 【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

※1：M/C 2Cに異常がある場合は，M/C 2Dを受電する。

#### ii) 操作手順

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

概要図を第1.4-15図に，タイムチャートを第1.4-16図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以

上であることを確認した後、発電長に報告する。

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

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

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持※2するよう指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持※2し、発電長に報告する。

※2：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、原子炉運転中において、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（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、残留熱除去系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

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

また、原子炉運転停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は発電長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

#### b. 重大事故等時の対応手段の選択

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

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.1(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

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

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替

注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1) a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-5図、タイムチャートは第1.4-6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）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

## (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

### i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）については、「1.4.2.1(1) a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお，手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また，概要図は第1.4-7図，タイムチャートは第1.4-8図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，180分以内と想定する。

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

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，150分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.4.3-1)

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレー系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.1 (1) a.(c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレーの注水に必要な流量（格納容器スプレー流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。し

かし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-9図、タイムチャートは第1.4-10図と同様である。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

### (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

#### i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納

容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)

a.(d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h，ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお，手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また，概要図は第1.4-11図，タイムチャートは第1.4-12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名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3-2)

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心

スプレイ系， 低圧代替注水系（常設）， 代替循環冷却系及び消火系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において， 復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は， 原子炉圧力容器内の圧力の低下， 格納容器内の圧力の上昇， 格納容器内の温度の上昇， 格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

## ii) 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.1(1)

a. (e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については， 格納容器スプレイの注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h， ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）を確保し， 原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m<sup>3</sup>/h～50m<sup>3</sup>/h）の注水を実施する。しかし， 十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお， 手順の対応フローを第1.4-4図に示す。概要図は第1.4-13図， タイムチャートは第1.4-14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， 現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合， 作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

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

度である。

(添付資料1.4.3-3)

#### b. 重大事故等時の対応手段の選択

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

原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により残存溶融炉心の冷却を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

#### 1.4.2.2 原子炉運転停止中における対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.1(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.1(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」、「1.4.2.1(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.1(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.1(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

##### (2) サポート系故障時の対応手順

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

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了<sup>※1</sup>し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

※1：M/C 2Cに異常がある場合は、M/C 2Dを受電する。

ii) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様）

概要図を第1.4-17図に、タイムチャートを第1.4-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。

⑥運転員等は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑬運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑭発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

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

また、残留熱除去系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

#### b. 重大事故等時の対応手段の選択

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

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2 C又はM/C 2 Dが受電できない場合は、「1.4.2.1(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を

除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、  
低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

#### 1.4.2.3 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（低圧注水系）による原子炉注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

##### a. 手順着手の判断基準

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

##### b. 操作手順

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

概要図を第1.4-19図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）（A）の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系（A）ポンプが起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持<sup>※1</sup>するよう指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持<sup>※1</sup>し、発電長に報告する。

※1：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。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) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プール

を水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

低压炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-20図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低压炉心スプレイ系の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，低压炉心スプレイ系の手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により低压炉心スプレイ系ポンプが起動し，低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認し，発電長に報告する。
- ③発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，低压炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，低压炉心スプレイ系注入弁の手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを低压炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

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

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。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(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱

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

a. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様。）

概要図を第1.4-21図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

- ③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。
- ⑤運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑫運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、

残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑯運転員等は中央制御室にて、崩壊熱の除去が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

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

#### 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型

ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/25)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張) における残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ*1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ*1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 (C) 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽※ <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 (C) 配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対応設備
				残留熱除去系海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備
			非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*1	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備*1 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備	
非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）					

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／25）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系）  低圧炉心スプレイ系	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水①	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／25）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※1	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 低圧炉心スプレイス配管・弁・スパー ジャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
					残留熱除去系海水ポンプ※ <sup>1</sup>	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉压力容器 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
					非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	

- ※<sup>1</sup>：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。  
 ※<sup>2</sup>：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。  
 ※<sup>3</sup>：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」  重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※1	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレート 原子炉压力容器 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備	
			関連設備	残留熱除去系（Ｂ）配管・弁 非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／25）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 (C) 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系 (C) 配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー ज्या 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備
非常用交流電源設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A）	重大事故等対処設備
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*1	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備*1 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（23／25）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備		

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24／25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱①	主要設備	残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」  重大事故等対策要領
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（25／25）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
サポート系故障	全交流動力電源 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱②	主要設備	残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※1	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
			残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領

- ※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。  
 ※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 □：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (2/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 (淡水/海水)	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量※ <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※ <sup>1</sup>
	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) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※ <sup>1</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震 S クラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (3/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位※ <sup>1</sup>
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器入口温度※ <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度※ <sup>1</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位※ <sup>1</sup>
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (4/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量※ <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup>
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉压力容器内の水位
	原子炉压力容器内の圧力		原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
	原子炉压力容器への注水量		残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup>
	水源の確保		ろ過水貯蔵タンク水位
	補機監視機能		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (5/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレー系系統流量※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量※ <sup>1</sup> 代替循環冷却系原子炉注水流量※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※ <sup>2</sup> 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup>
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (6/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧		
(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1号電圧 M/C 2 C電圧 ※2 P/C 2 C電圧 ※2 M/C 2 D電圧 ※2 P/C 2 D電圧 ※2 緊急用M/C電圧 ※2 緊急用P/C電圧 ※2
		最終ヒートシンクの確保 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※1
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (7/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※ <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※ <sup>1</sup>
	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) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ <sup>1</sup>
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>

※<sup>1</sup>: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※<sup>2</sup>: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (8/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (9/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水		
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※ <sup>1</sup> サプレッション・チェンバ圧力 ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※ <sup>1</sup>
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※ <sup>1</sup> 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup> 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup> 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※ <sup>1</sup>
	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) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器への注水量 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※ <sup>1</sup>
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (10/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1 低圧炉心スプレー系系統流量 ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 ※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (11/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
	操作	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※2 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力※2 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力※2 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1		
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		
補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり、S<sub>S</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (12/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力 (S A) <sup>※1</sup>
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M/C 2 C 電圧 <sup>※2</sup> P/C 2 C 電圧 <sup>※2</sup> M/C 2 D 電圧 <sup>※2</sup> P/C 2 D 電圧 <sup>※2</sup> 緊急用M/C 電圧 <sup>※2</sup> 緊急用P/C 電圧 <sup>※2</sup>
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) <sup>※1</sup> 残留熱除去系海水系系統流量 <sup>※1</sup>
	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) <sup>※1</sup> 原子炉水位 (燃料域) <sup>※1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) <sup>※1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) <sup>※1</sup>
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 <sup>※1</sup> 原子炉圧力 (S A) <sup>※1</sup>
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 <sup>※1</sup>
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <sup>※2</sup>
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 <sup>※1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度 <sup>※1</sup> 残留熱除去系系統流量 <sup>※1</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震 S クラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (13/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	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 (低圧注水系) による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※2 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※2
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (14/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ※ <sup>1</sup> 高圧炉心スプレイ系系統流量 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup> 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※ <sup>1</sup>
	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) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (燃料域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ <sup>1</sup> 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※ <sup>1</sup> 原子炉圧力 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ <sup>1</sup>
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※ <sup>1</sup>
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※ <sup>2</sup>

※<sup>1</sup>: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※<sup>2</sup>: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (15/15)

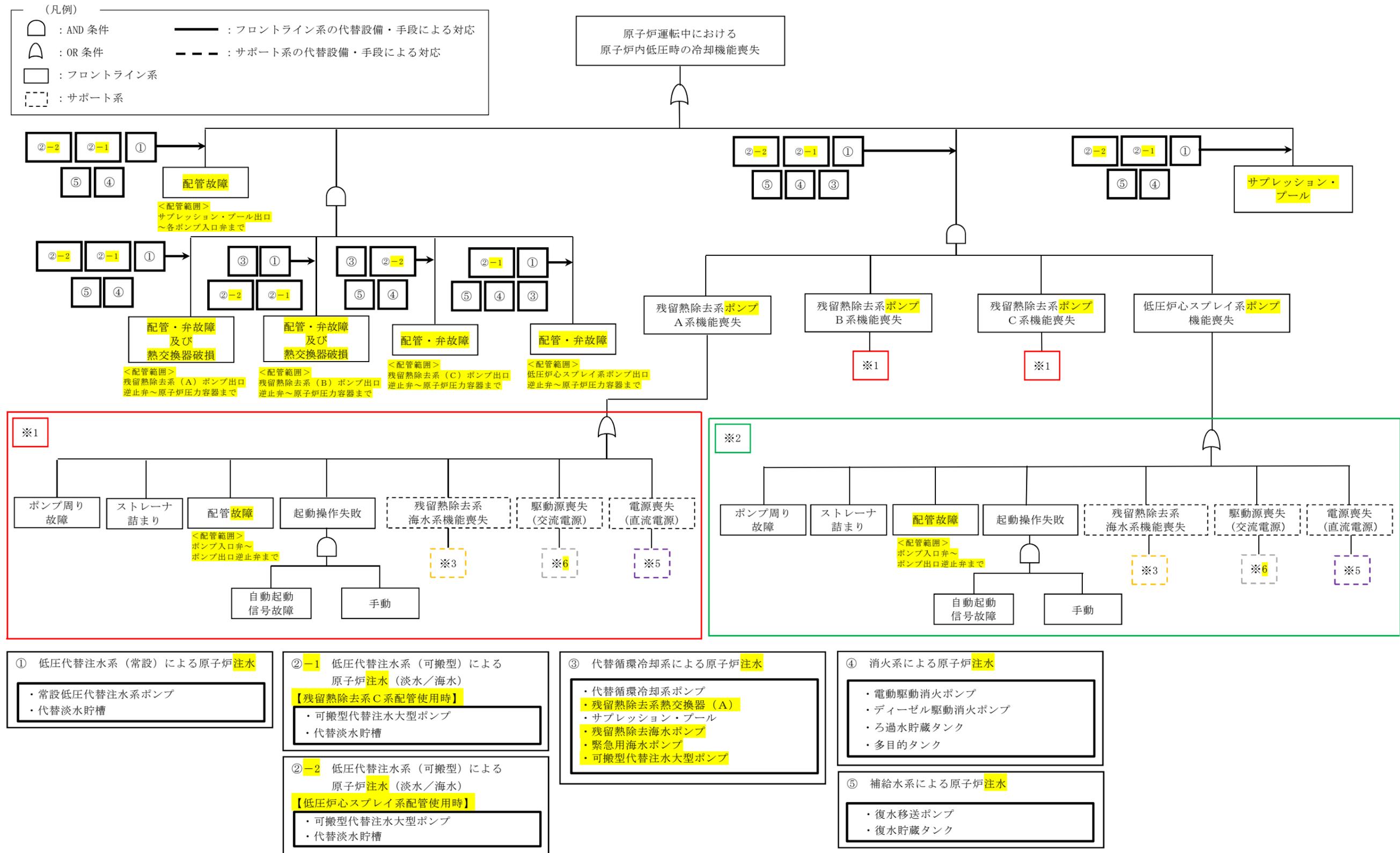
対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※2
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

※2: 耐震Sクラス相当であり, S<sub>s</sub>機能維持を担保することが可能な計器を示す。

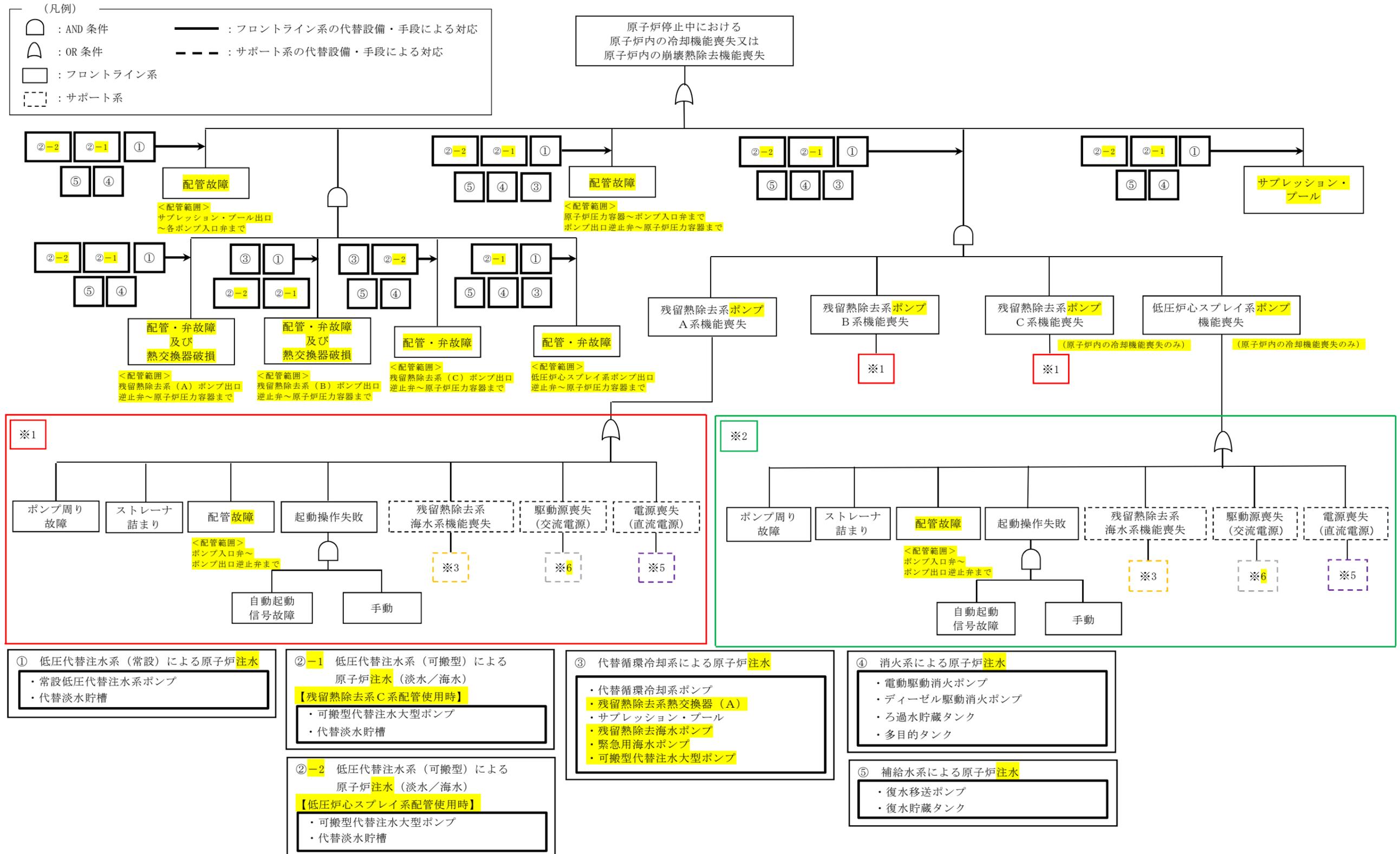
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V/240V計装用主母線盤 2A 120V/240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤



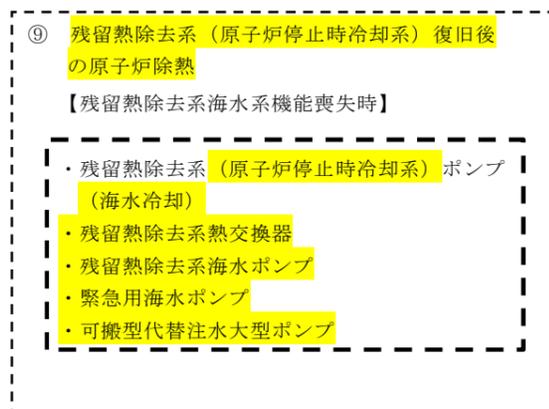
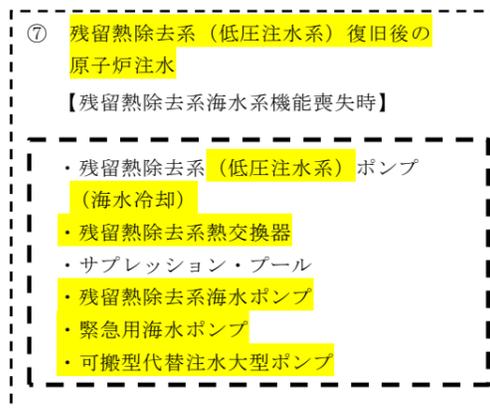
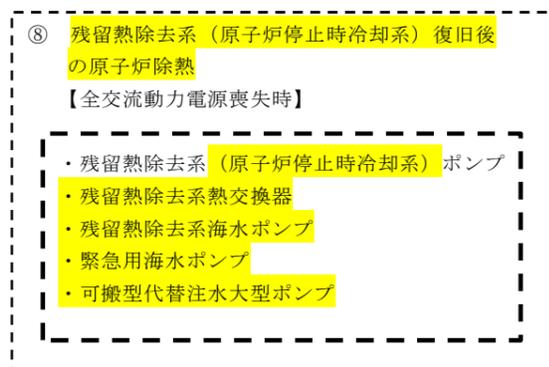
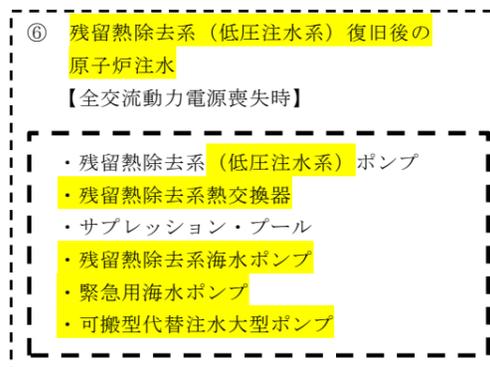
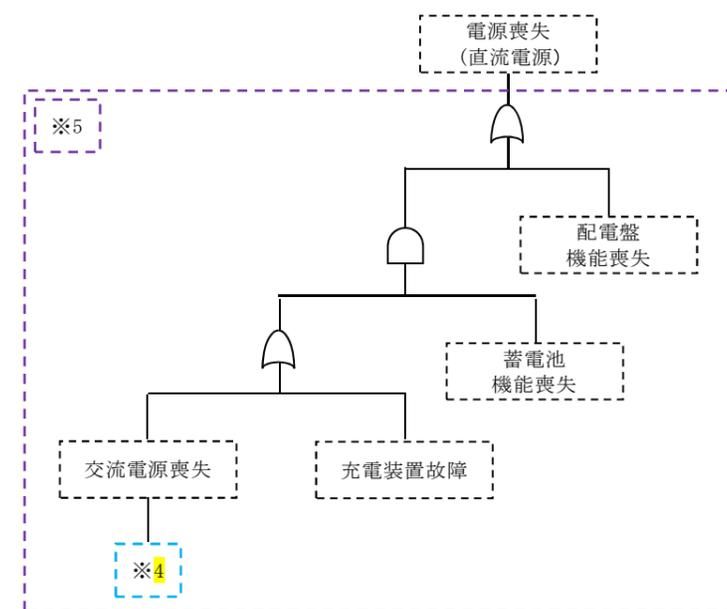
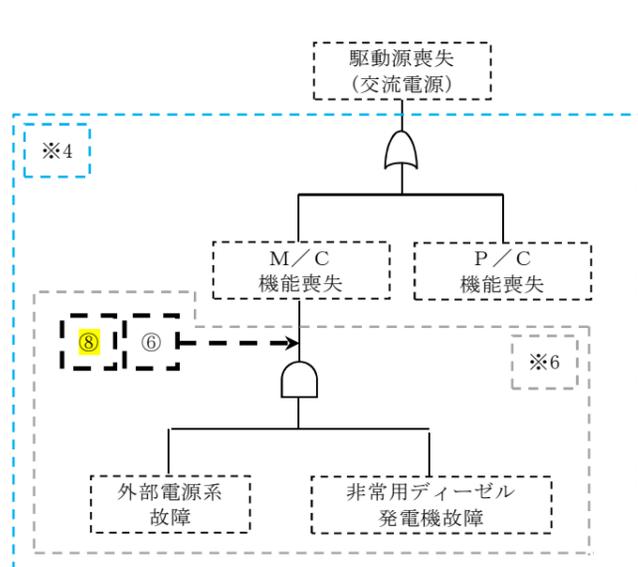
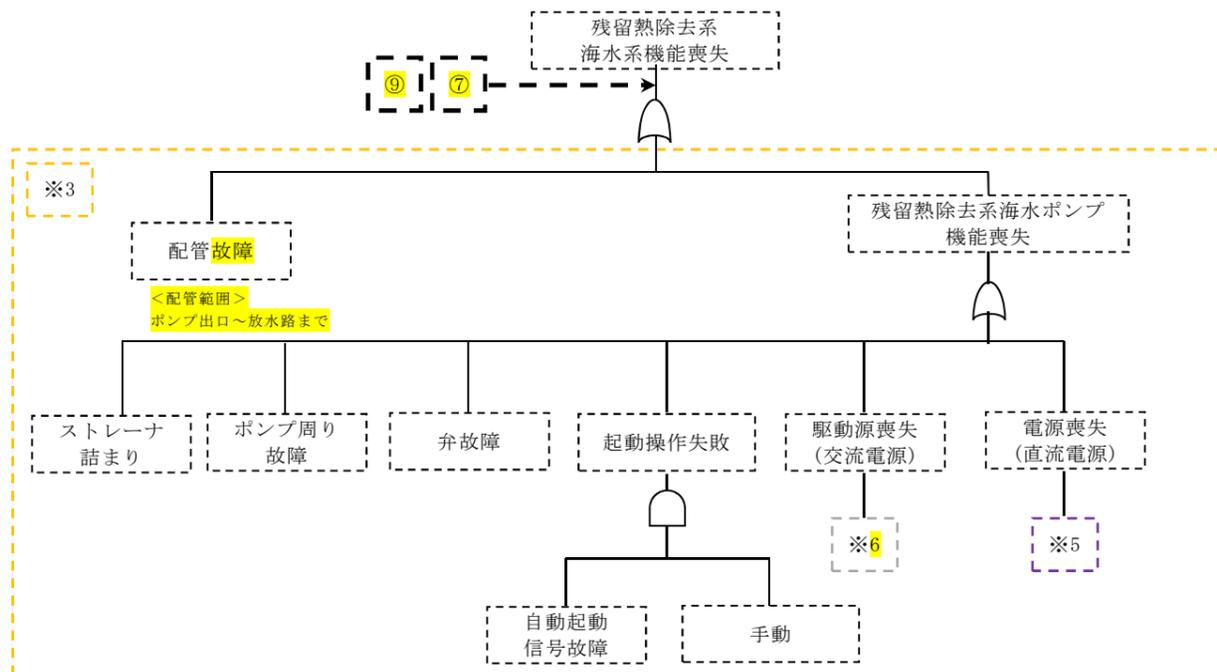
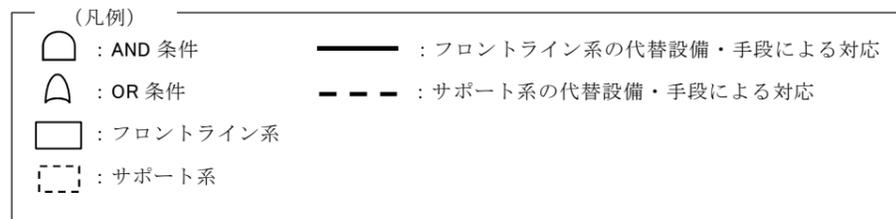
注1: 低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



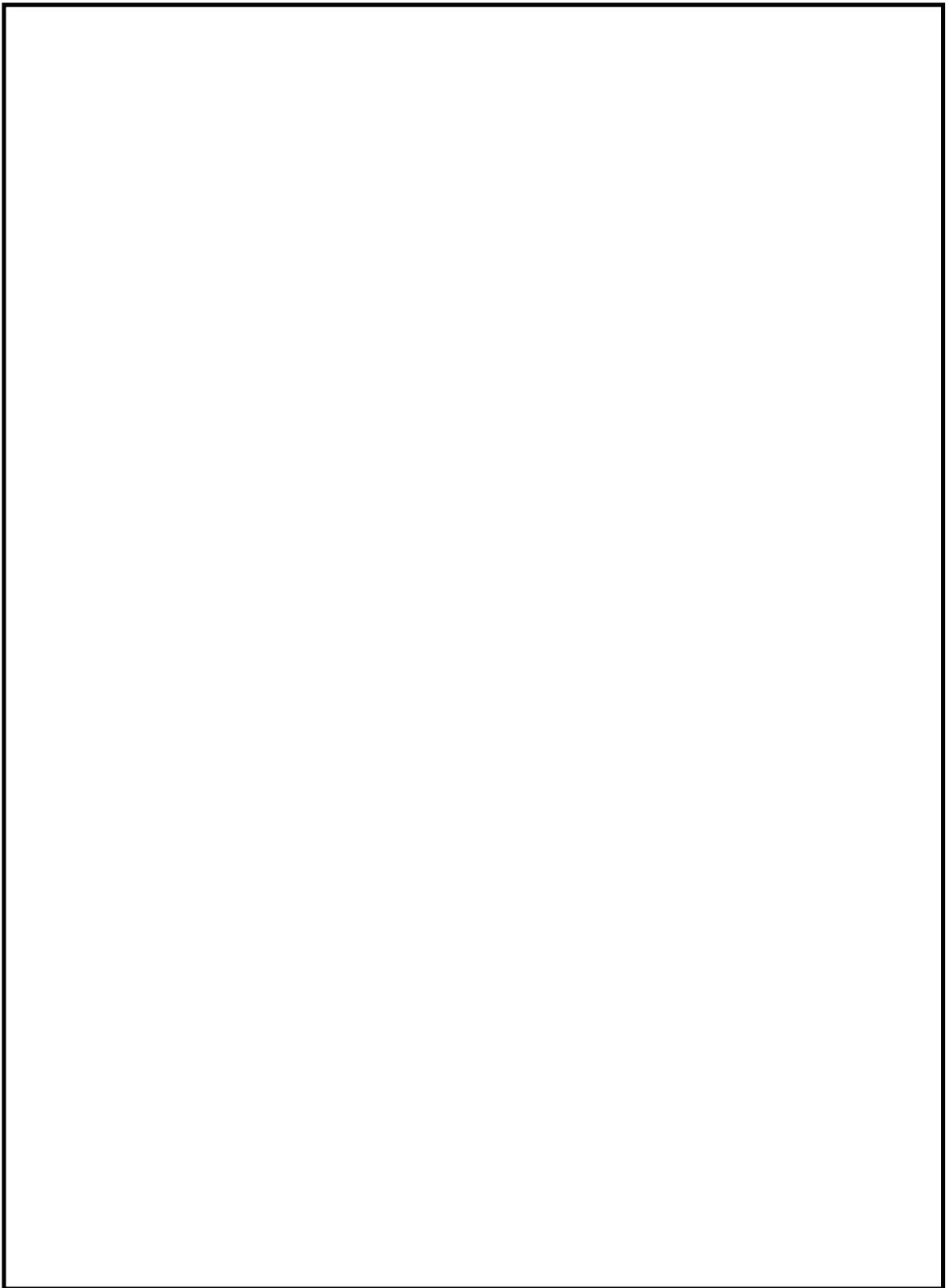
注1: 低圧炉心スプレィ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



注1：低圧炉心スプレー系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。  
 注2：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。  
 注3：残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

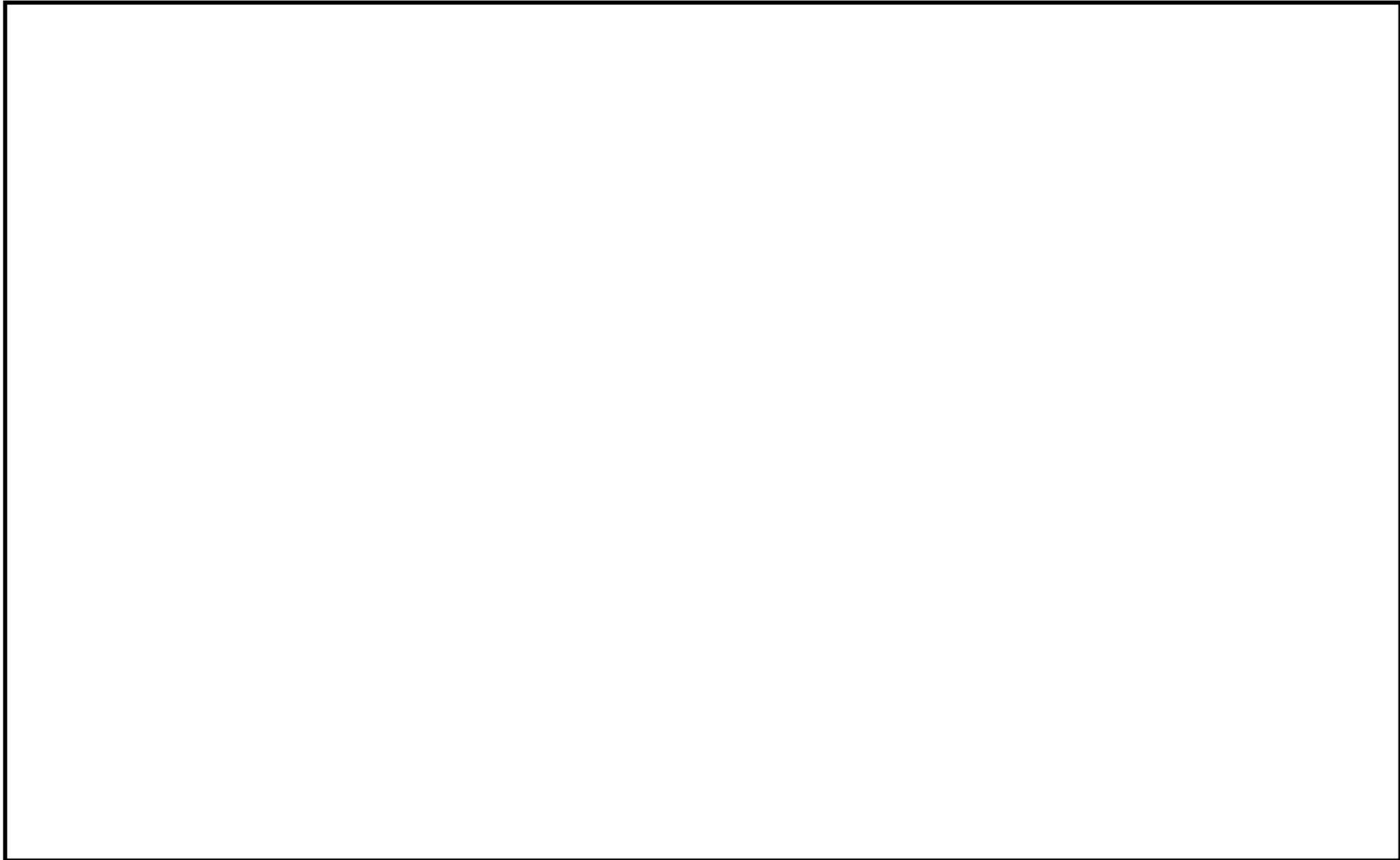
第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



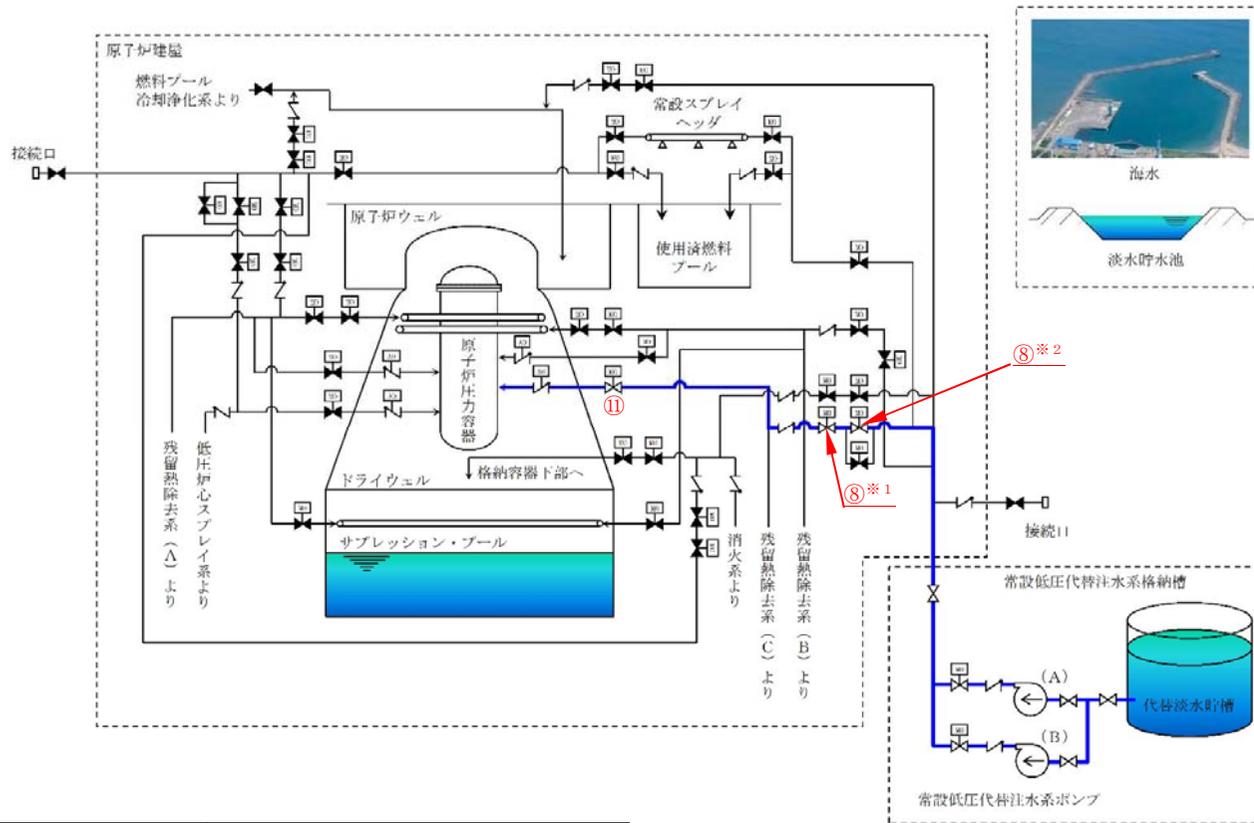
第1.4-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御 「水位確保」における対応フロー



第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「水位回復」における対応フロー



第1.4-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水—4」における対応フロー



(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)

記載例 ⑩ : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

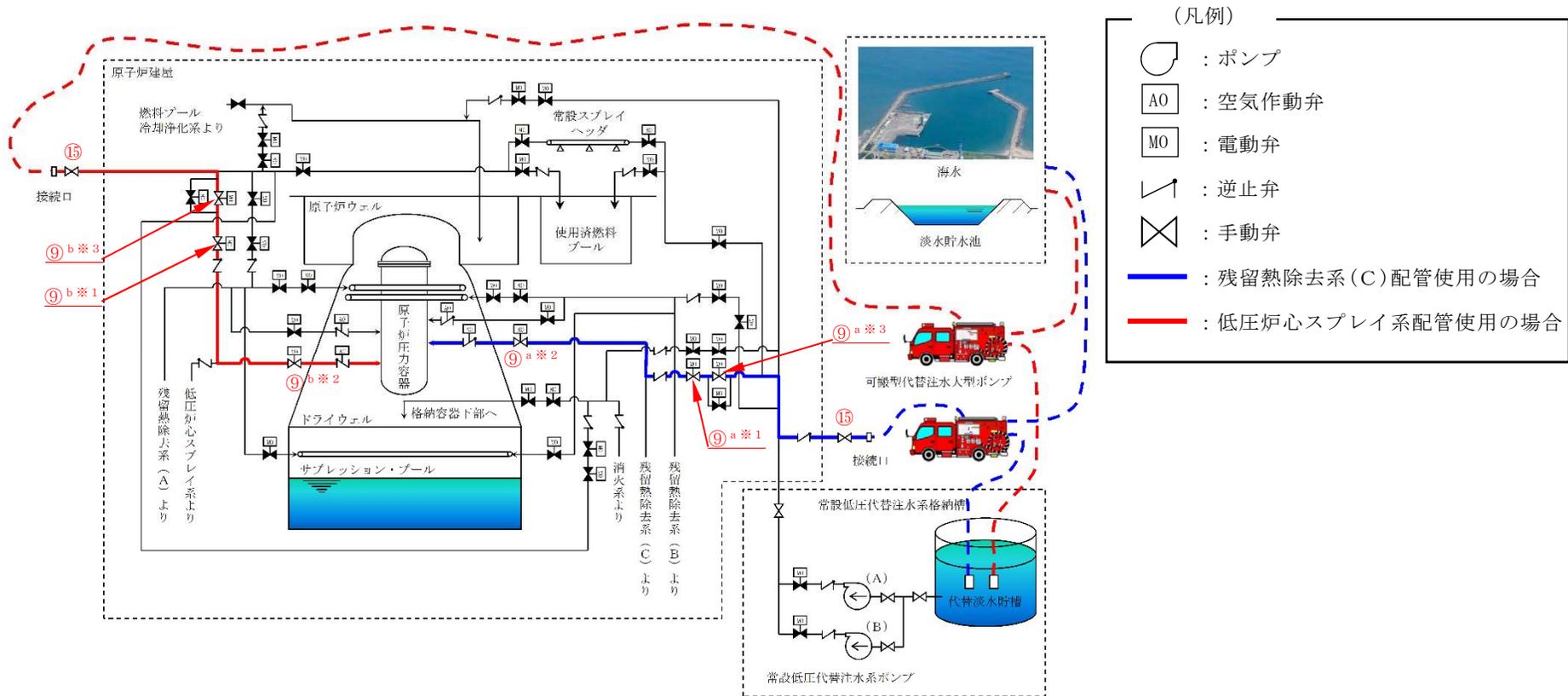
第1.4-5図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			<div style="text-align: right;">           9分            ▼         </div> 低下代替注水系(常設)による原子炉注水									
低下代替注水系(常設)による原子炉注水	運転員A <sup>※1</sup> (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
								原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※2)				
	運転員B <sup>※1</sup> (中央制御室)	1				系統構成, 注水開始操作						→

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における低下代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

※2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

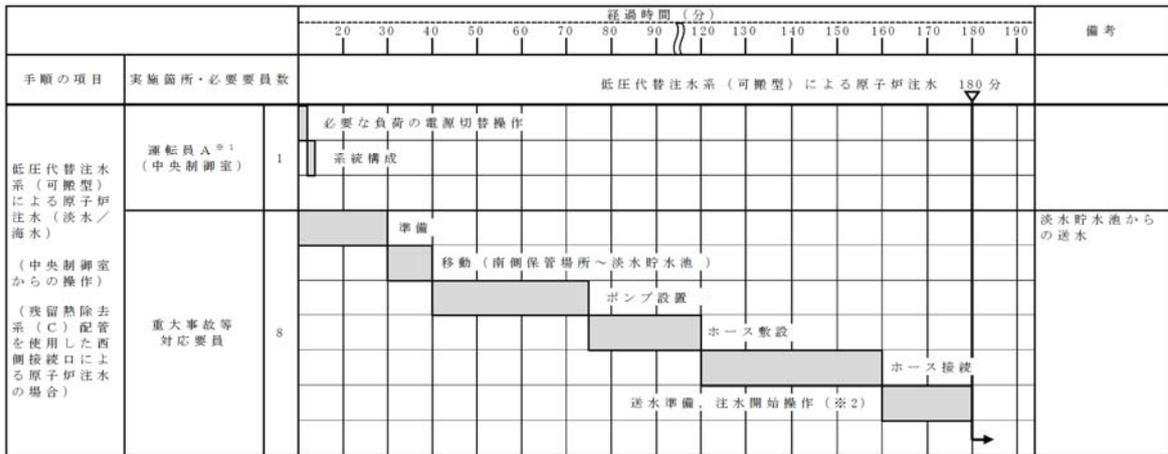
### 第1.4-6図 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a ※ 1, b ※ 1	原子炉注水弁	⑨ a ※ 3, b ※ 3	原子炉压力容器注水流量調整弁
⑨ a ※ 2	残留熱除去系注入弁 (C)	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨ b ※ 2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

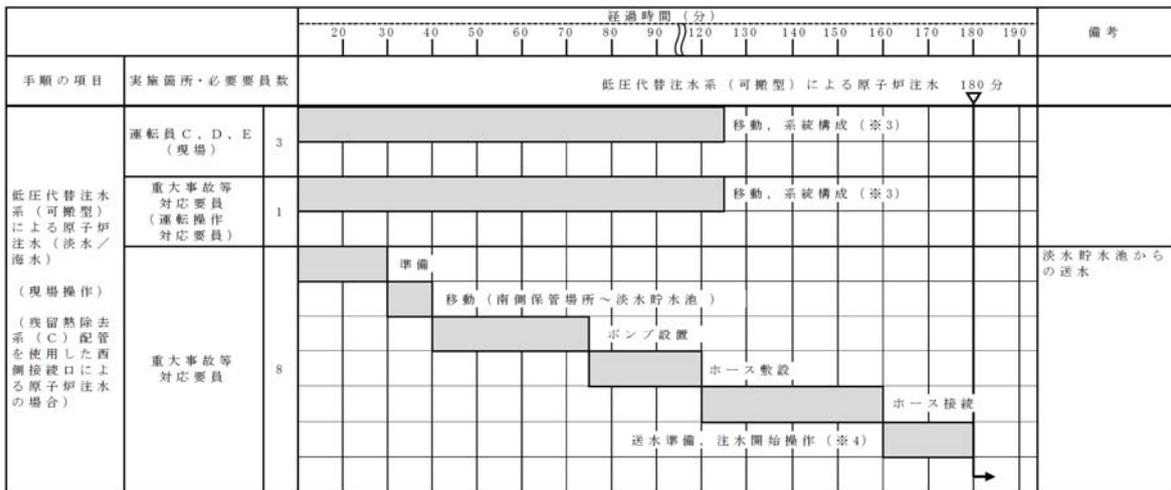
記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-7図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） 概要図



※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで180分以内と想定する。

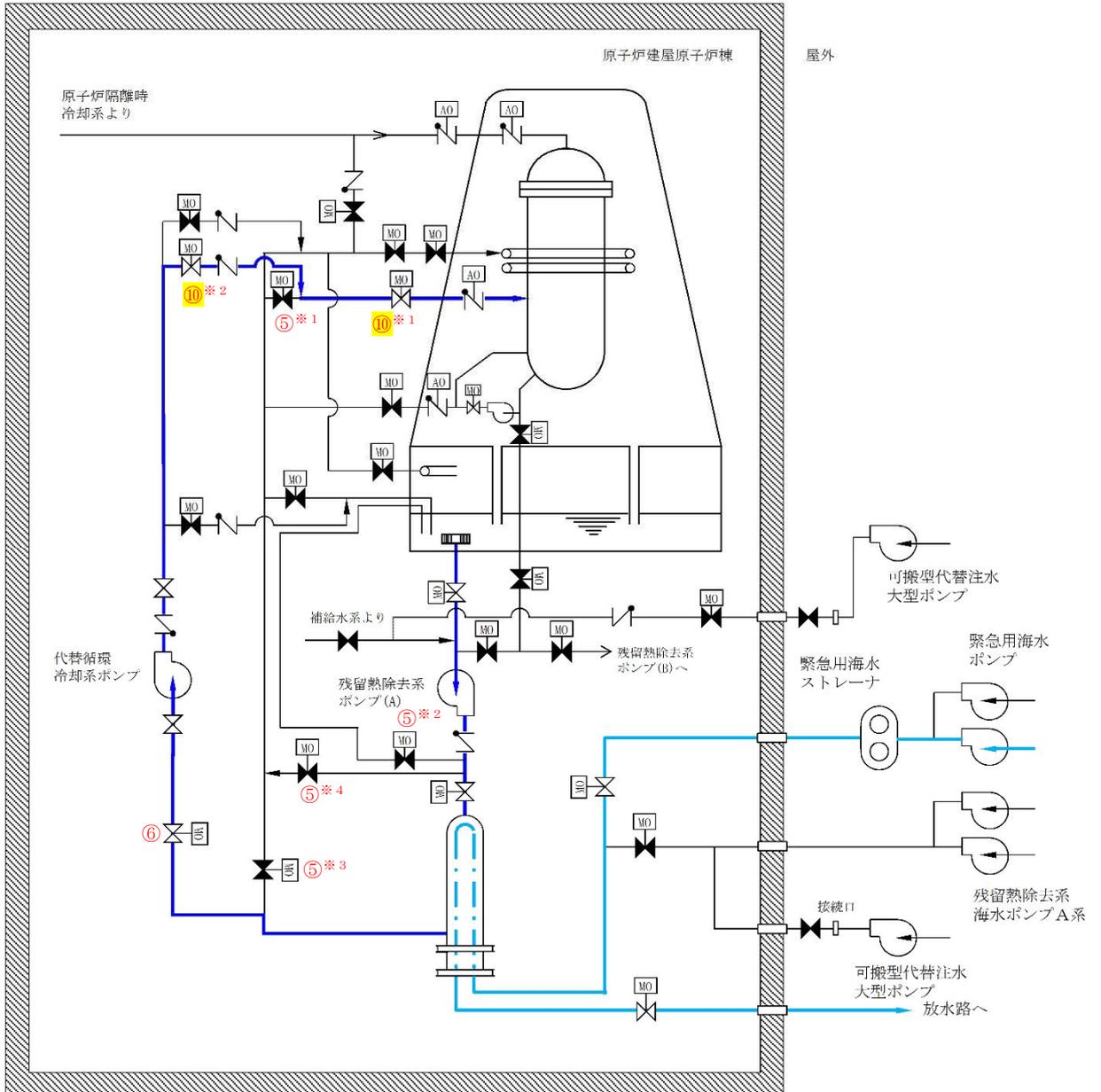
※2：低压炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで150分以内と想定する。



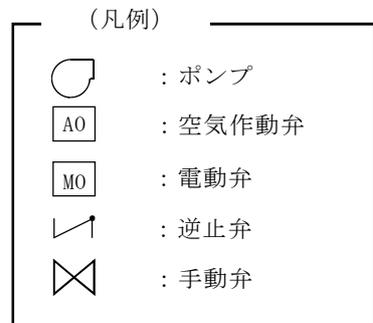
※3：低压炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は70分以内と想定する。

※4：低压炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで150分以内と想定する。

第1.4-8図 低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥	代替循環冷却系入口弁
⑩※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑩※2	代替循環冷却系原子炉压力容器注水流量調節弁



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

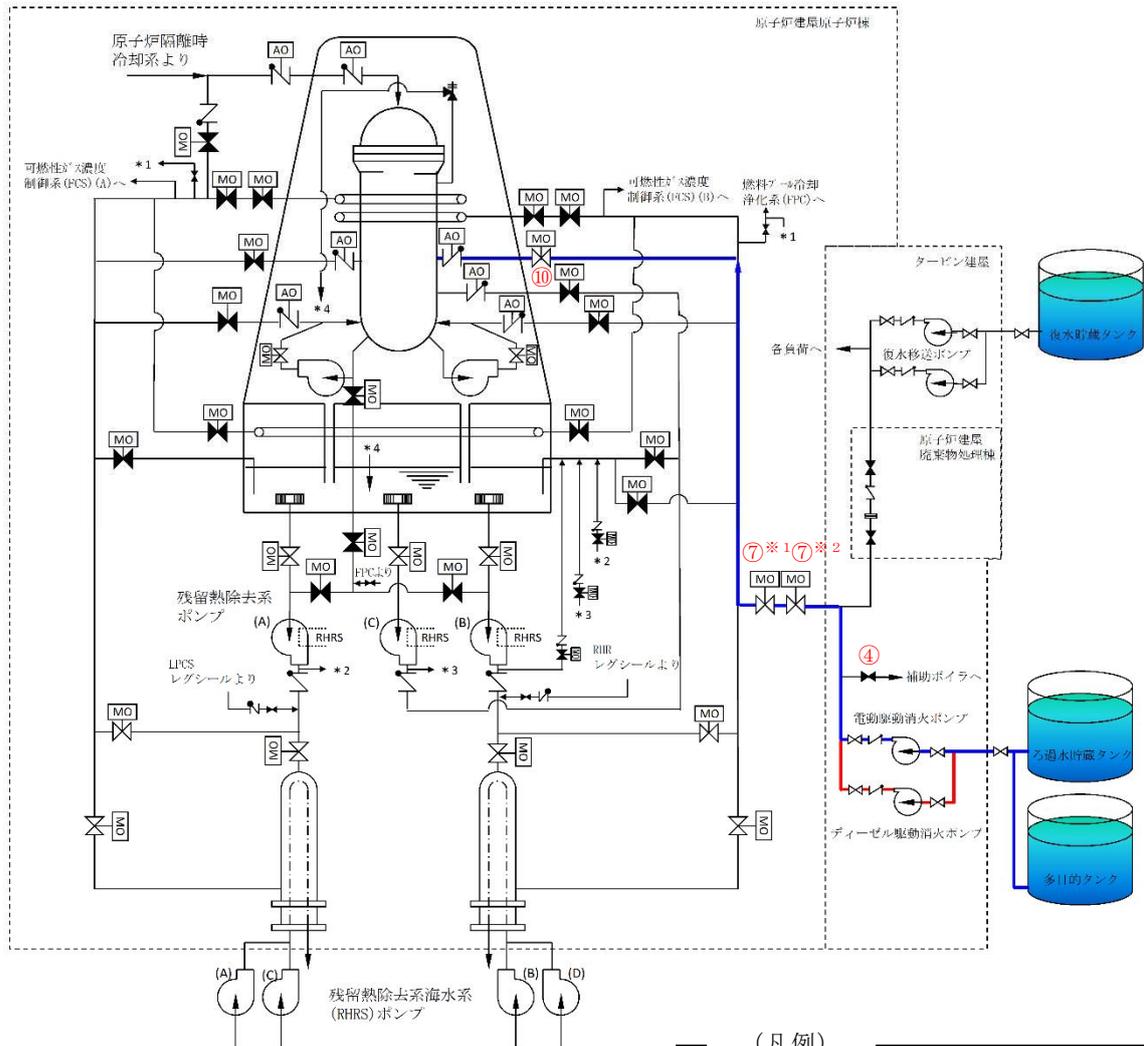
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-9図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替循環冷却系による原子炉注水 35分											
代替循環冷却系による原子炉注水	運転員A <sup>※1</sup> (中央制御室)	1	系統構成					注水開始操作					
			[Shaded area]					[Shaded area]					
			[Shaded area]					[Shaded area]					

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35分以内と想定する。

第1.4-10図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 電動駆動消火ポンプ使用の場合
-  : ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合

操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑦※1, ※2	残留熱除去系(B)消火系ライン弁
⑩	残留熱除去系注入弁(B)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

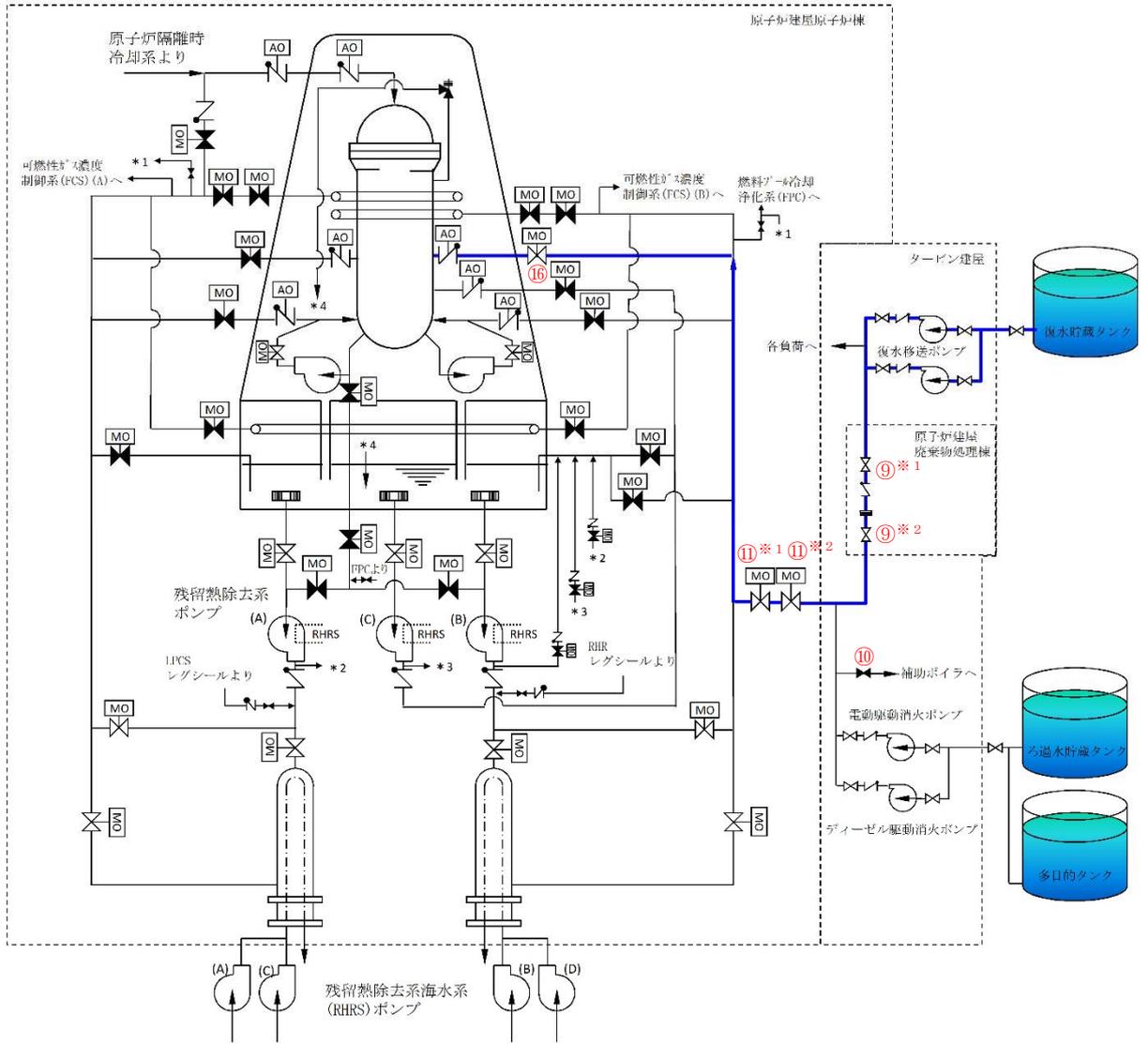
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-11図 消火系による原子炉注水 概要図

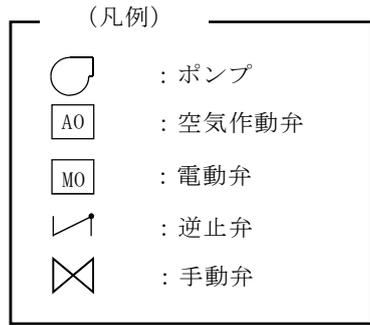
		経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	消火系による原子炉注水 50分										
消火系による原子炉注水	運転員A <sup>①</sup> (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作				系統構成, 注水開始操作					
	運転員C, D (現場)	2					移動, 系統構成					

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

### 第1.4-12図 消火系による原子炉注水 タイムチャート

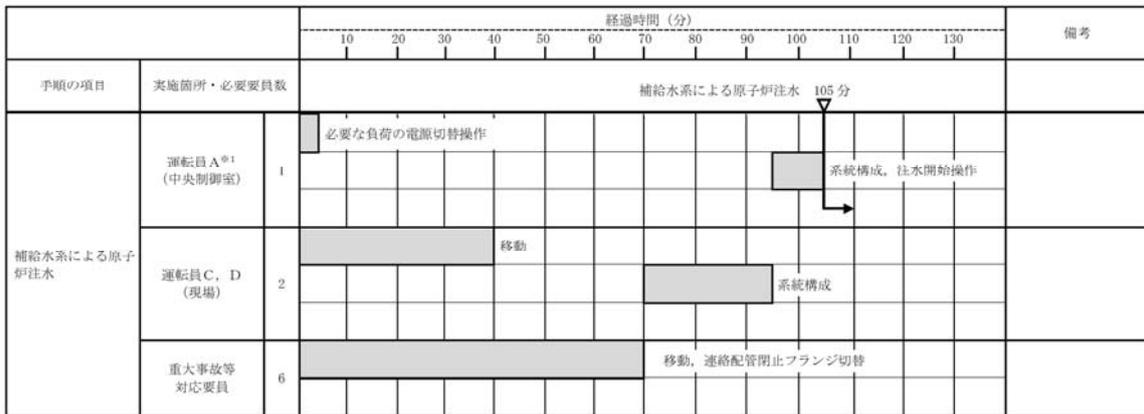


操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系(B)消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁(B)



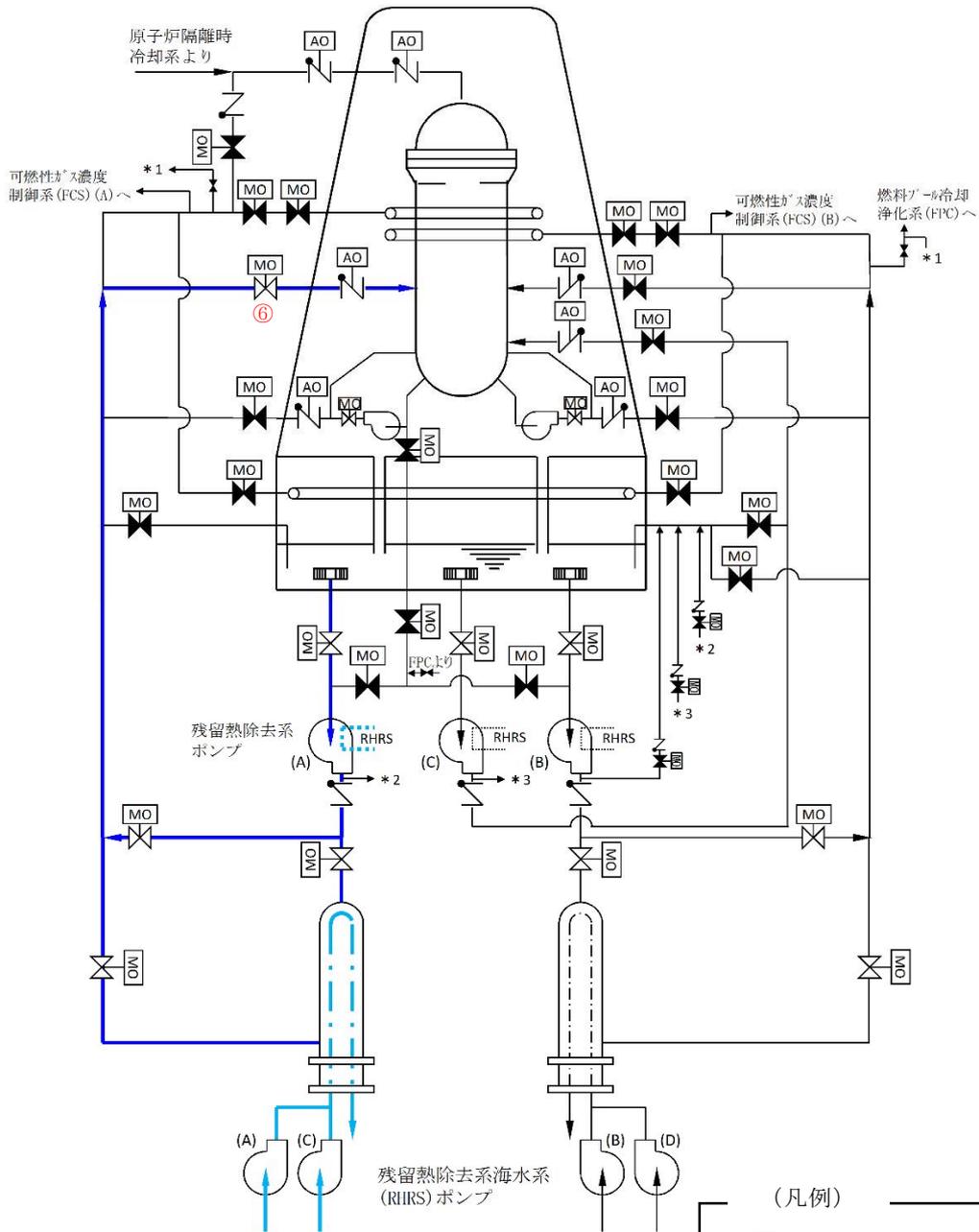
記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-13図 補給水系による原子炉注水 概要図



※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

第1.4-14図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁 (A)

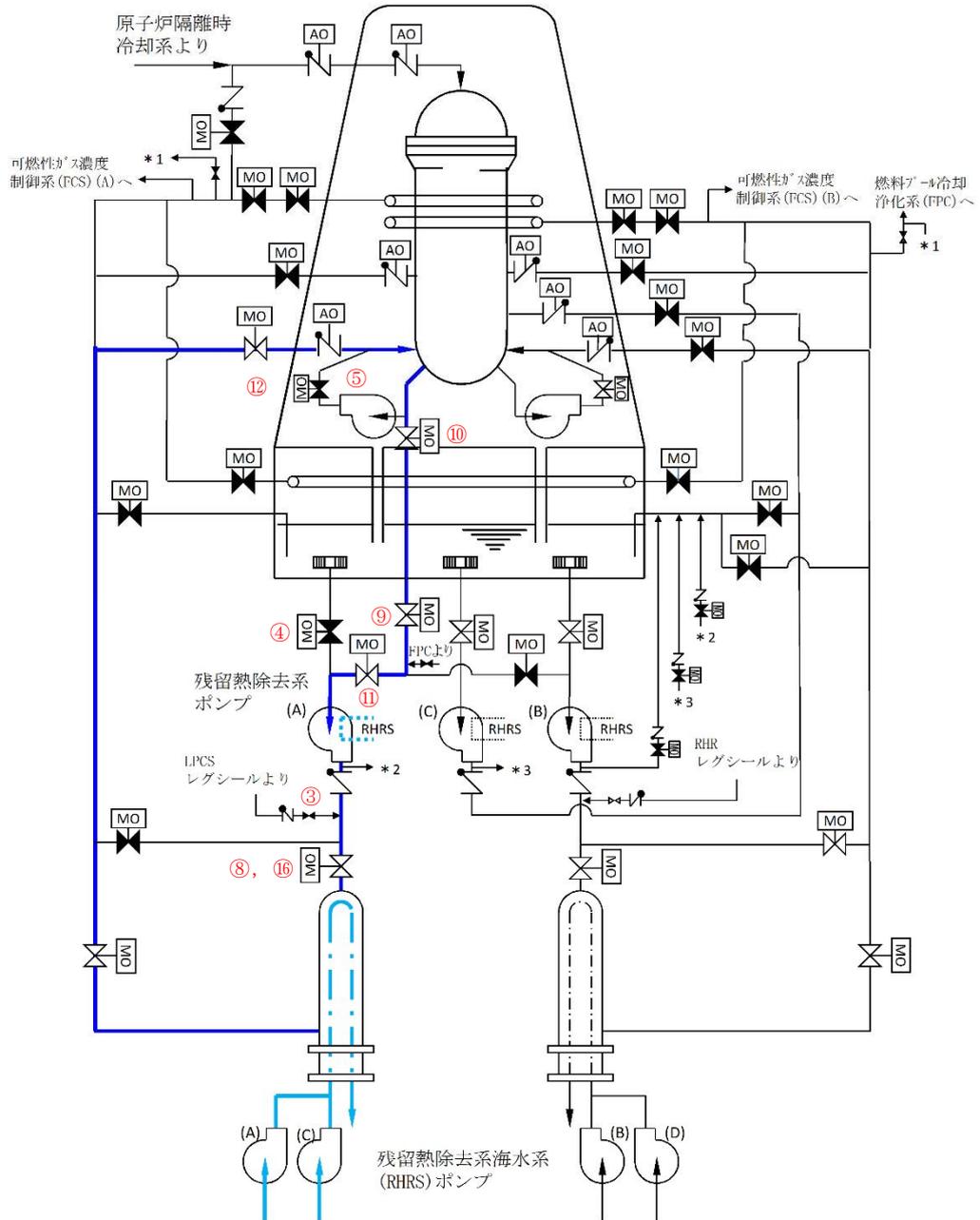
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-15図 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 概要図

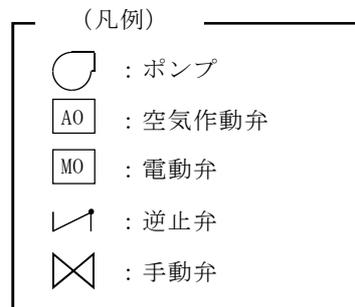
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水		運転員A <sup>※1</sup> (中央制御室)	残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水 6分									残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉注水 <sup>※2</sup>
		1										

※1：原子炉運転停止中の運転員の体制における補給水系による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。  
 ※2：残留熱除去系ポンプ（B）又は残留熱除去系ポンプ（C）による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第1.4-16図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
③	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
④	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑤	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑧, ⑯	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑨	残留熱除去系外側隔離弁
⑩	残留熱除去系内側隔離弁
⑪	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑫	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁



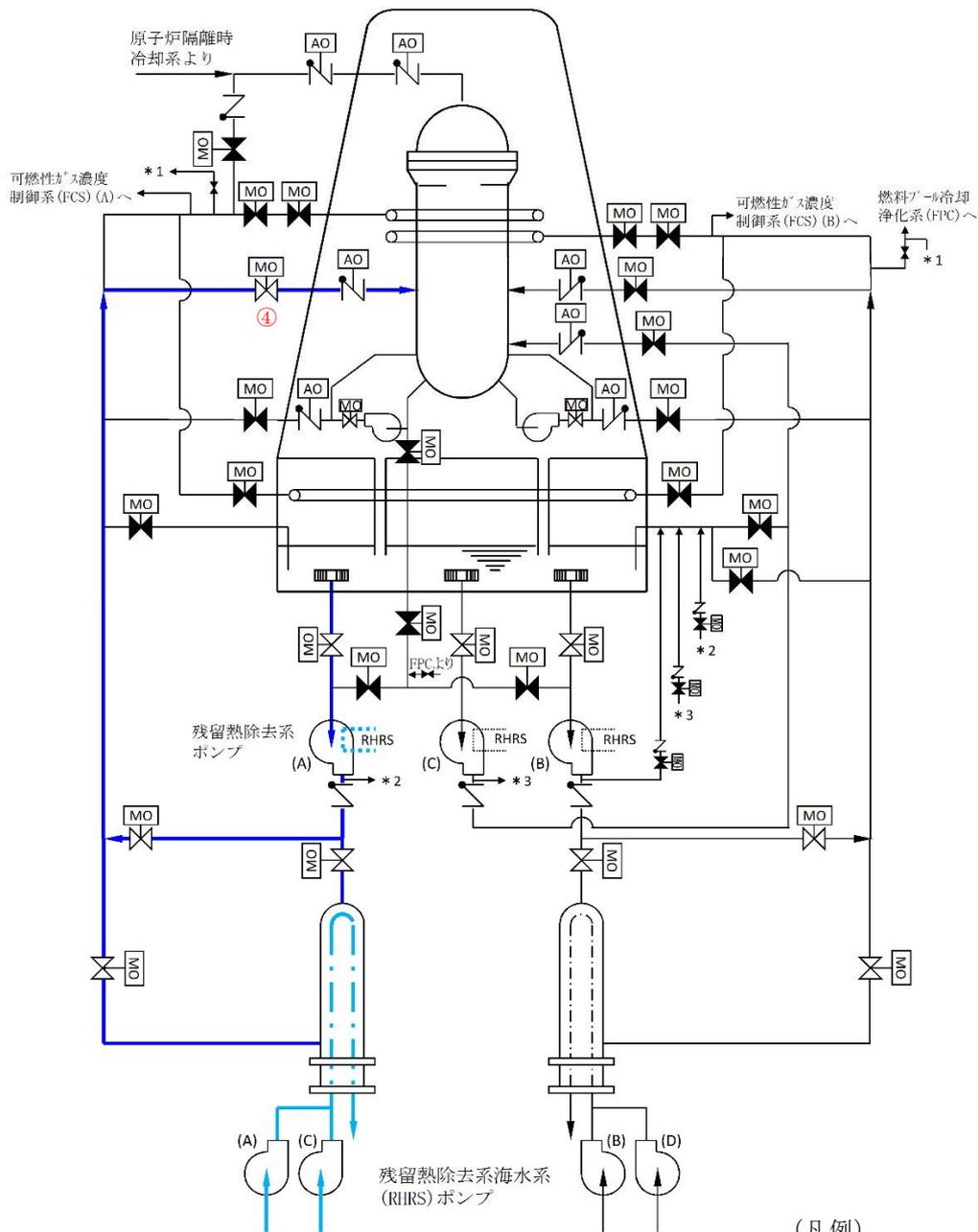
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-17図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 概要図

手順の項目	実施箇所・必要員数	経過時間 (分)							備考
		30	60	90	120	150	180	210	
残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱	運転員A (中央制御室)	残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱 161分							
	1	原子炉保護系復旧準備			格納容器隔離復旧	起動前準備, 系統構成	原子炉停止時冷却系起動, 除熱開始操作		
	運転員B, C (現場)								残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉除熱 <sup>※1</sup>
	2	移動, 原子炉保護系復旧		移動, 系統構成					

※1: 残留熱除去系ポンプ(B)による電源復旧後の原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

第1.4-18図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱タイムチャート



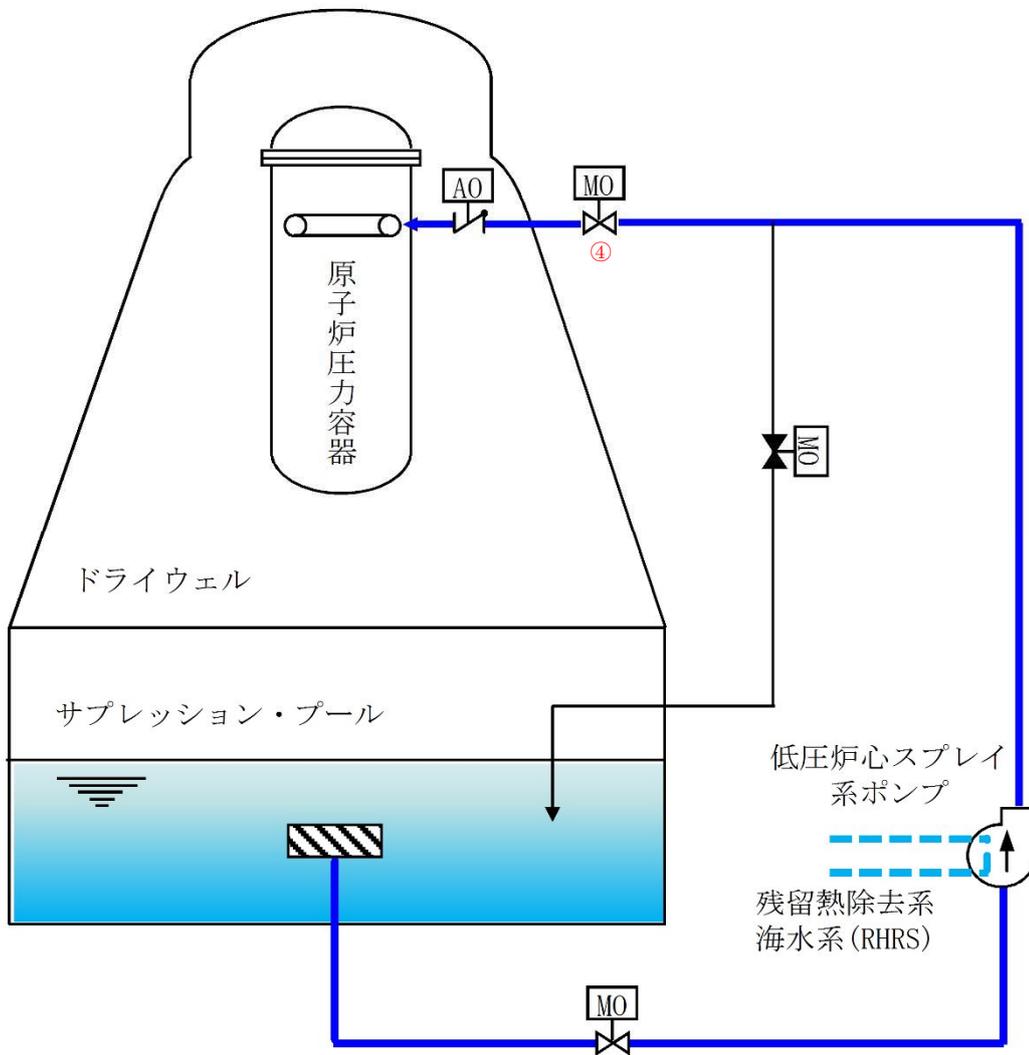
(凡例)



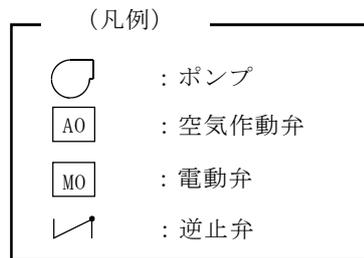
操作手順	弁名称
④	残留熱除去系注入弁 (A)

記載例 ④ : 操作手順番号を示す。

第1.4-19図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 概要図

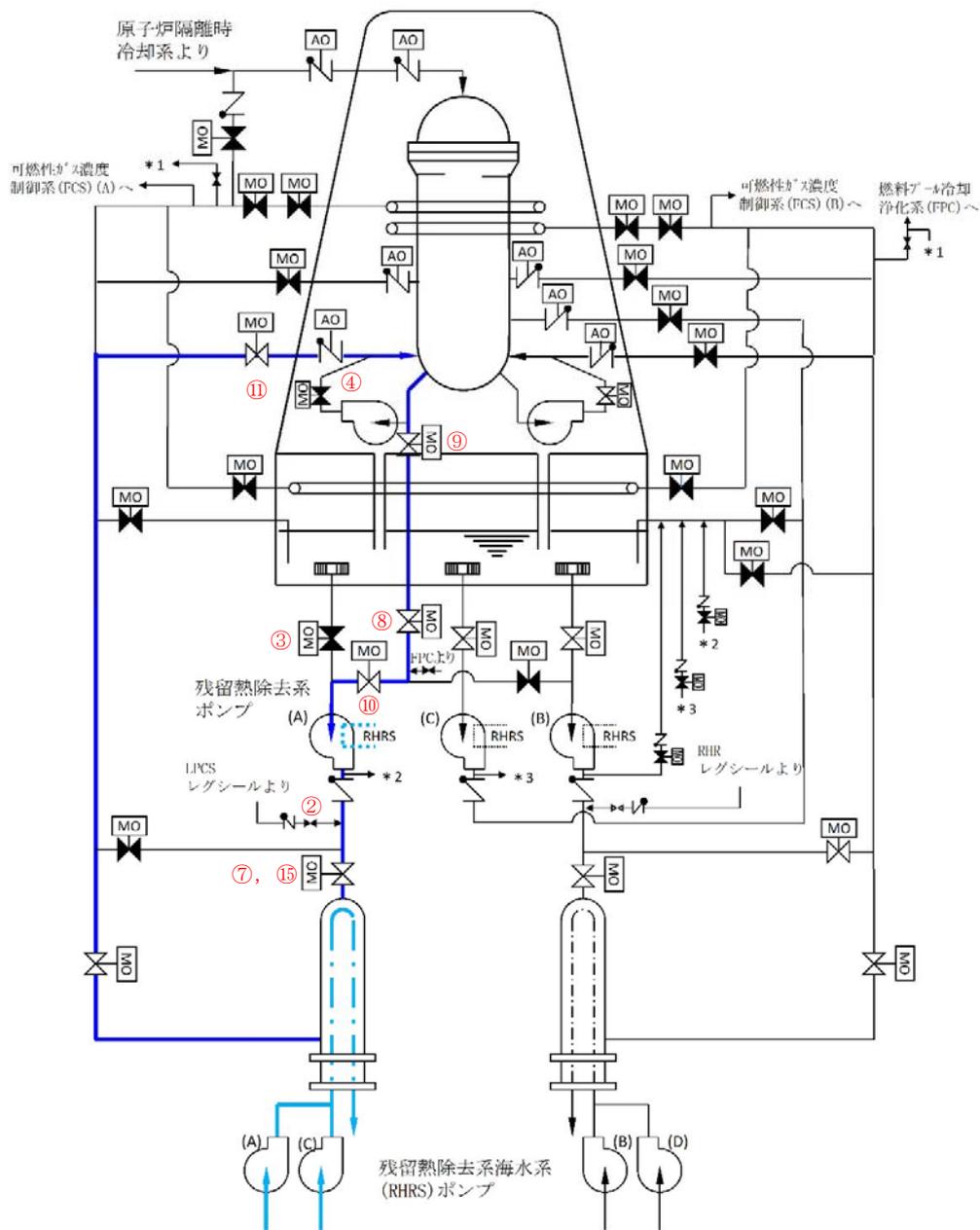


操作手順	弁名称
④	低圧炉心スプレイ系注入弁



記載例 ④ : 操作手順番号を示す。

第1.4-20図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図



操作手順	弁名称
②	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
③	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
④	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑦, ⑮	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑧	残留熱除去系外側隔離弁
⑨	残留熱除去系内側隔離弁
⑩	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑪	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-21図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱

概要



(凡例)

: ポンプ

: 空気作動弁

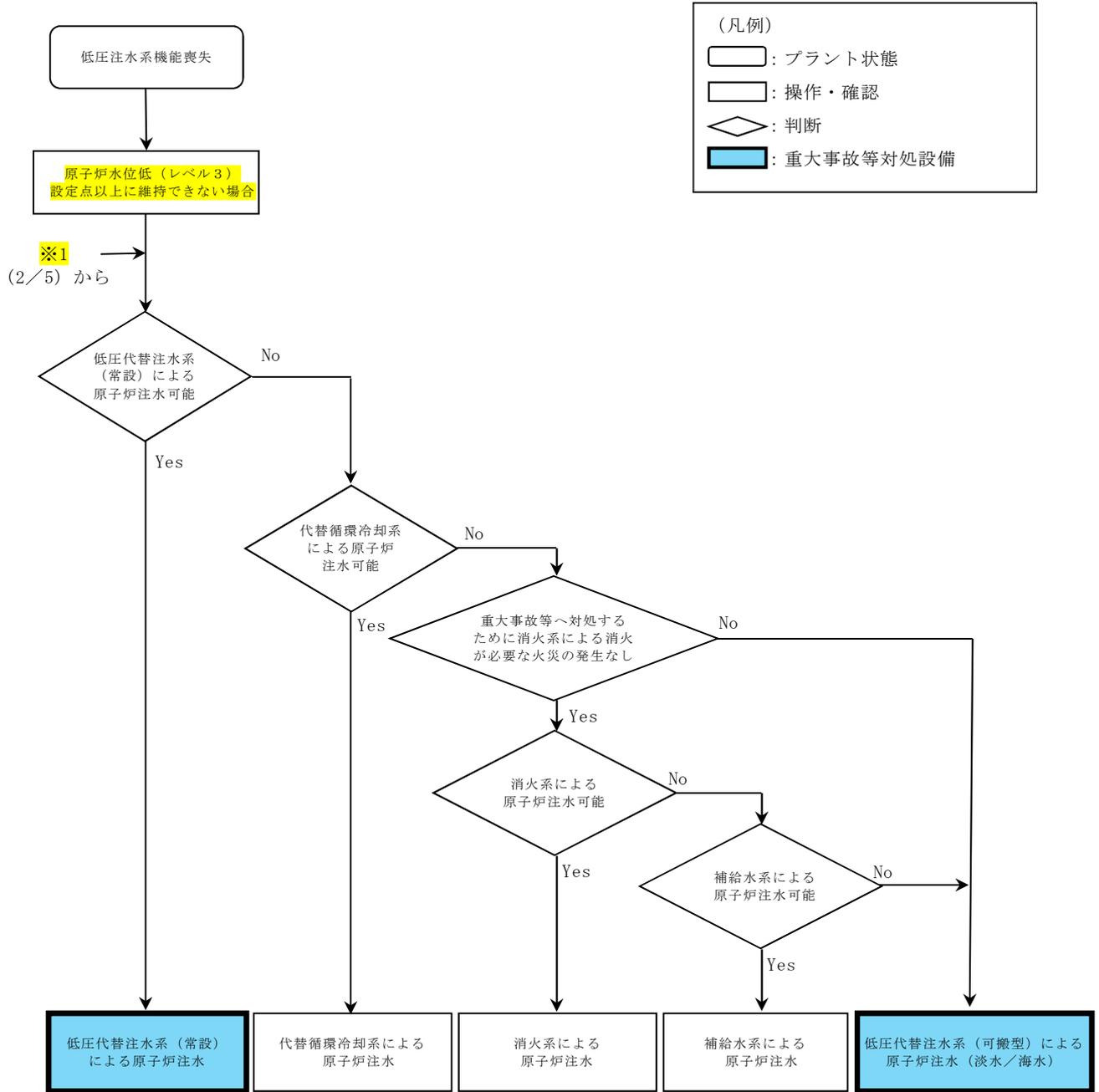
: 電動弁

: 逆止弁

: 手動弁

# 原子炉運転中における対応手順

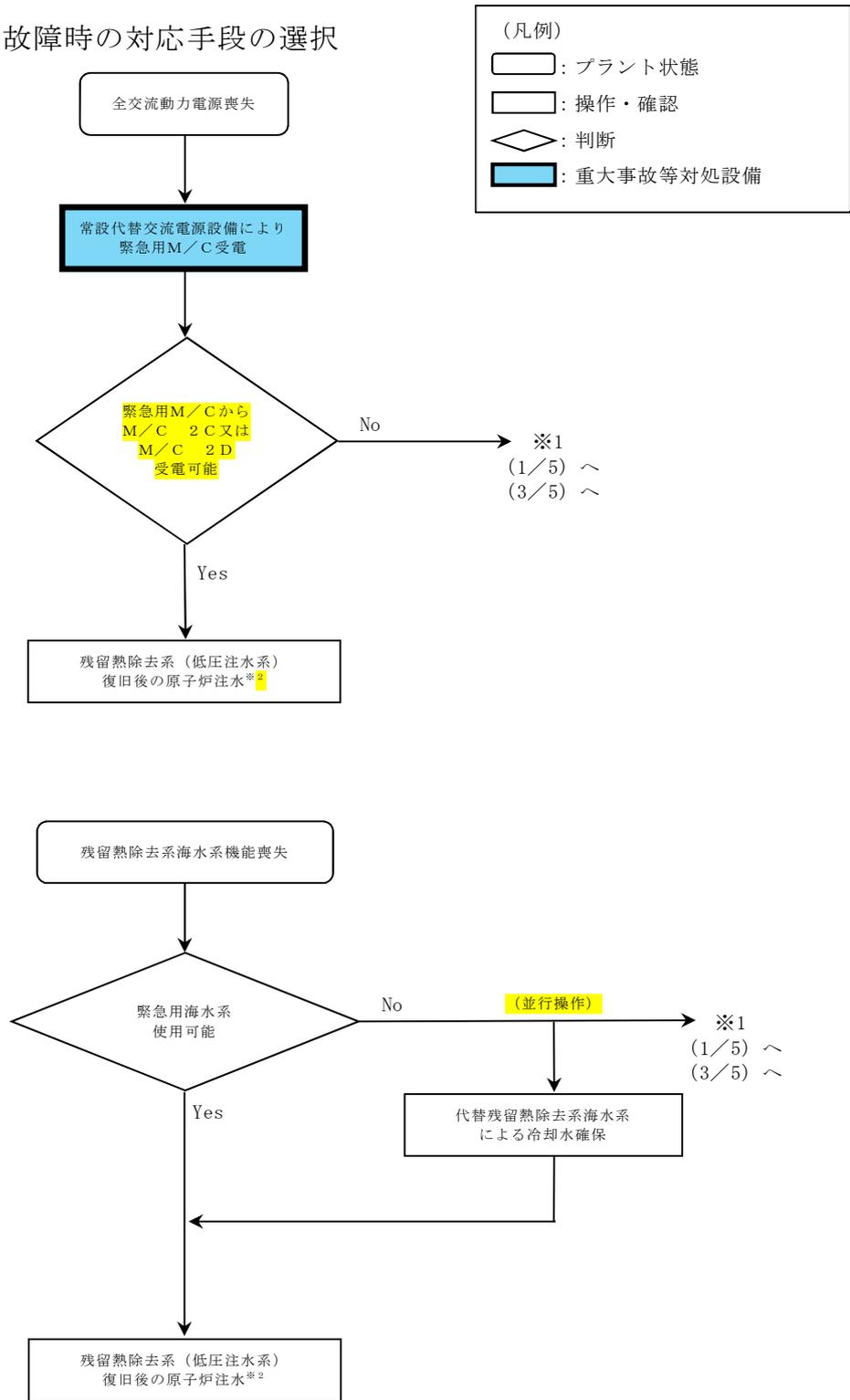
## (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/5)

原子炉運転中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択

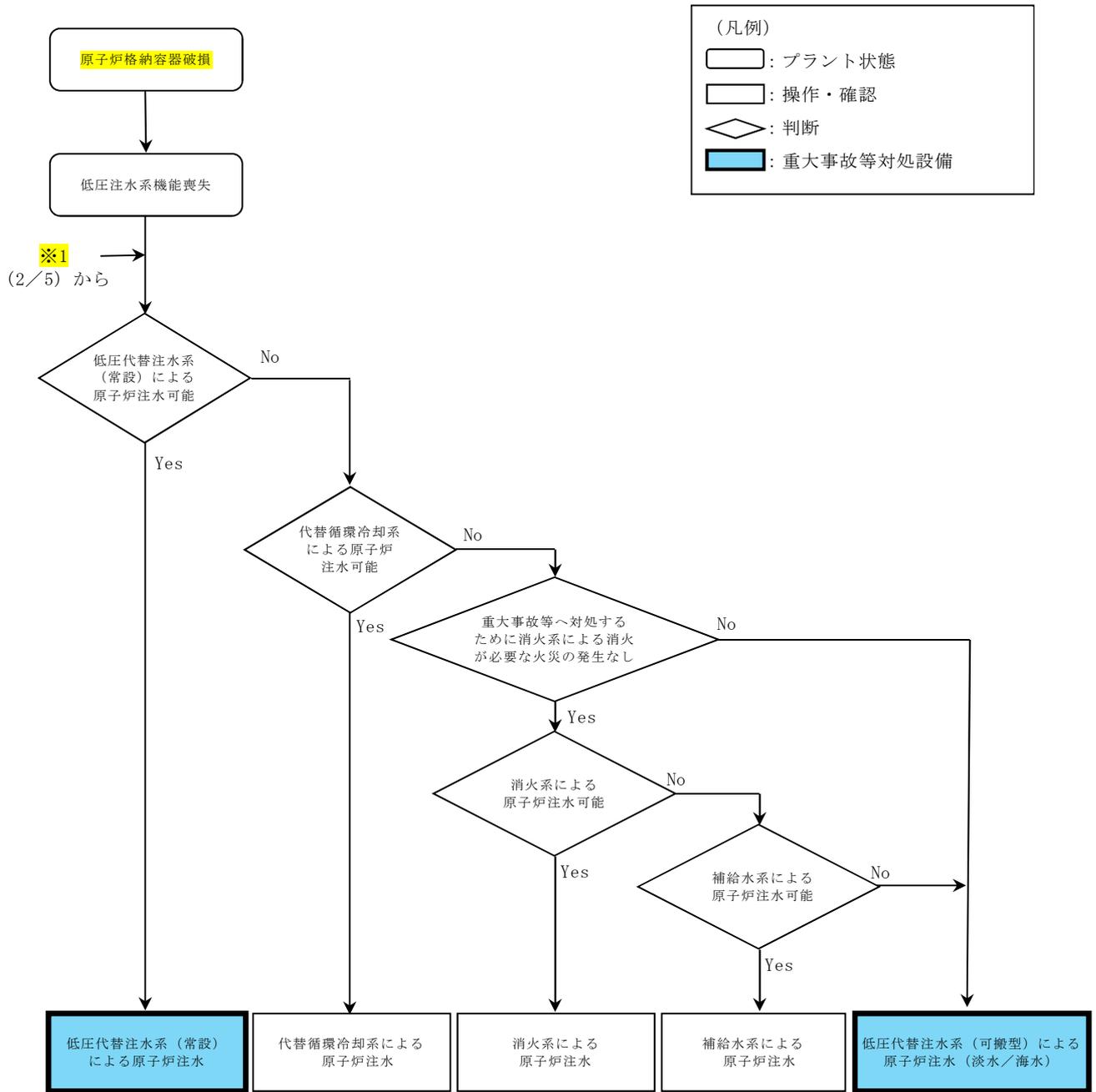


※2: 残留熱除去系（低圧注水系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。

第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/5)

原子炉運転中における対応手順

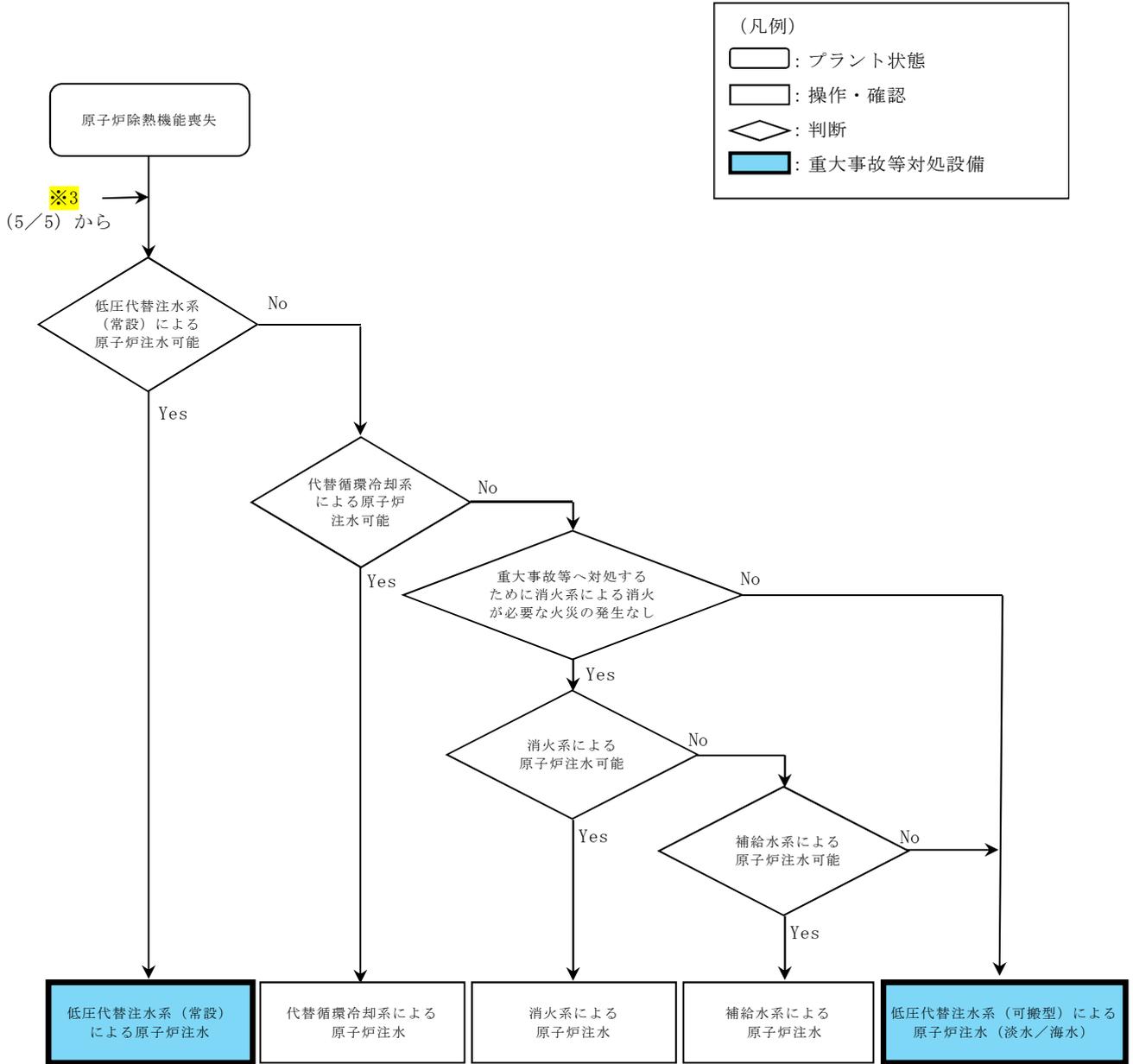
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

# 原子炉運転停止中における対応手順

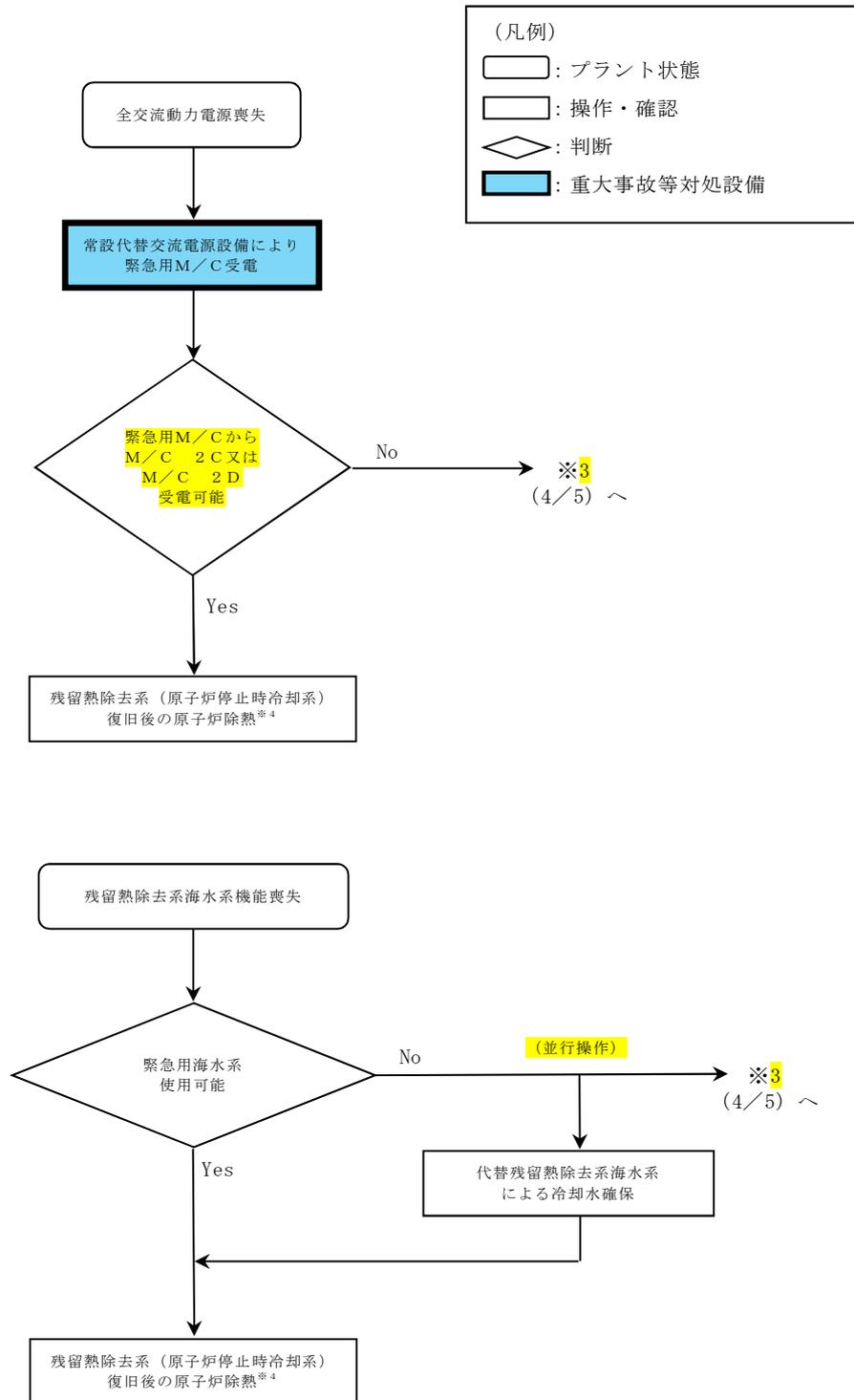
## (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/5)

原子炉運転停止中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



※4：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。

第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/10)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/10)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系） による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設							
	サブプレッション・プール	既設							
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーチャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/10)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考			
低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	代替循環冷却系による原子炉注水①	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照			
	代替淡水貯槽	新設			サブプレッション・プール	常設						
	低圧代替注水系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設						
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
	原子炉圧力容器	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設						
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	常設						
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系海水ポンプ	常設						
	燃料補給設備	新設			緊急用海水ポンプ	常設						
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦		非常用取水設備	常設				35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			非常用交流電源設備	常設						
	低圧代替注水系配管・弁	新設			常設代替交流電源設備	常設						
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			燃料補給設備	常設						
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ	既設			代替循環冷却系ポンプ	常設						
	原子炉圧力容器	既設			サブプレッション・プール	常設						
	非常用交流電源設備	既設		代替循環冷却系配管・弁	常設							
	常設代替交流電源設備	新設		残留熱除去系（A）配管・弁・ストレー	常設							
	可搬型代替交流電源設備	新設		残留熱除去系熱交換器（A）	常設							
	燃料補給設備	新設		原子炉圧力容器	常設							
—	—	—	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照					
			非常用取水設備	常設								
			非常用交流電源設備	常設								
			常設代替交流電源設備	常設								
			燃料補給設備	常設可搬								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
—	—	—	—	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系 (B) 配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
				補給水系による原子炉注水	復水移送ポンプ	常設	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系 (B) 配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
燃料補給設備	常設可搬								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/10)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水①	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設	① ③ ④	残留熱除去系（低圧注水系）の復旧後の原子炉注水②	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	常設	6分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/10)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④	消火系による残存溶融炉心の冷却	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	残留熱除去系 (C) 配管・弁	既設			多目的タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系 (B) 配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	燃料補給設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
						常設代替交流電源設備			
低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④	補給水系による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替交流電源設備	可搬	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水移送ポンプ	常設			
	残留熱除去系 (C) 配管・弁	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ	既設			補給水系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系 (B) 配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
			可搬型代替交流電源設備	可搬					
			燃料補給設備	常設 可搬					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/10)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ④	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	代替循環冷却系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレナ	既設			残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器 (A)	既設			残留熱除去系熱交換器 (A)	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			非常用交流電源設備	常設			
	非常用交流電源設備	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/10)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

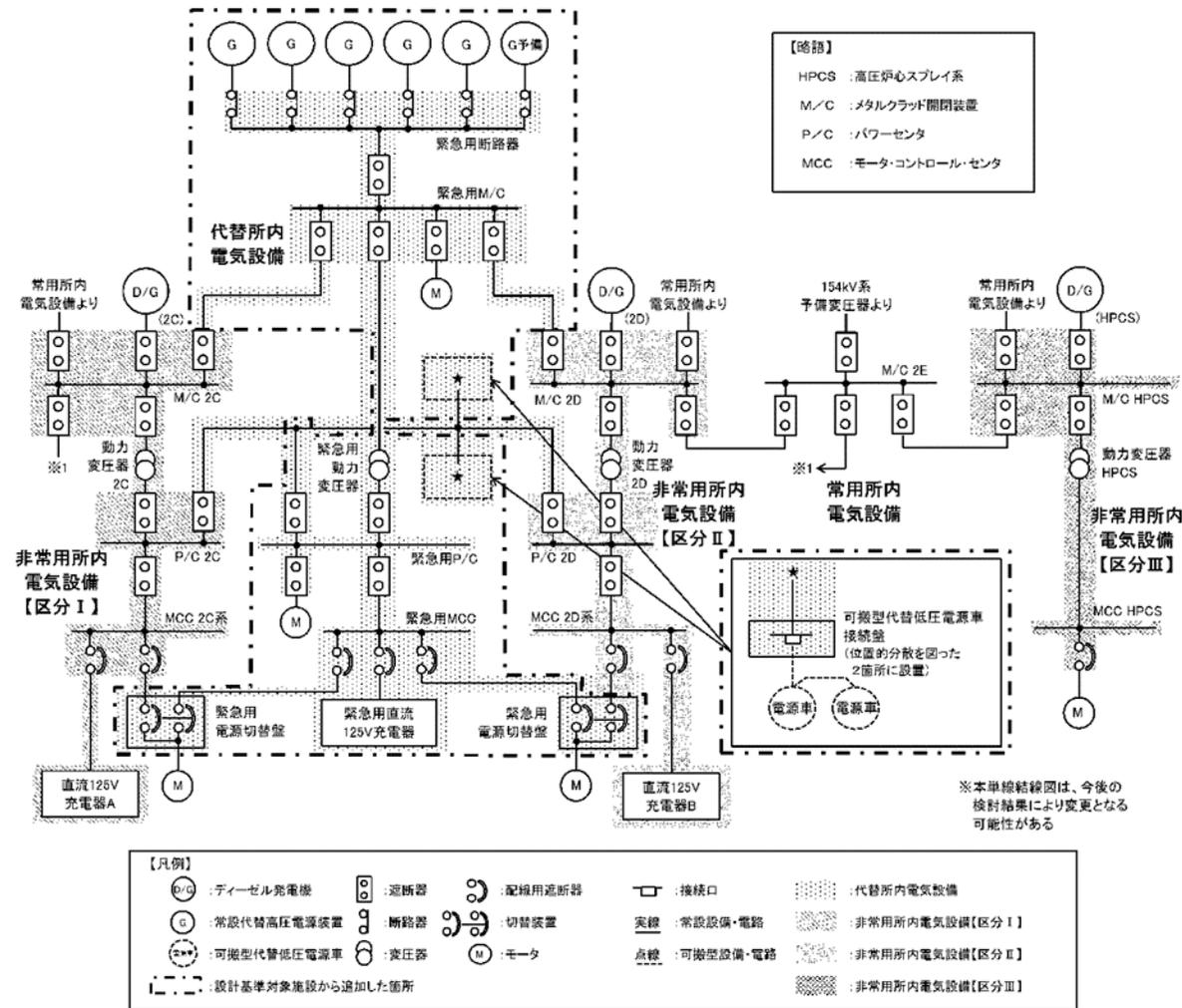
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の復旧後の原子炉除熱①	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ	既設	① ③ ④	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱②	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ	常設	161 分以内	3 名	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	再循環系配管・弁	既設			再循環系配管・弁	常設			
	残留熱除去系海水ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/10)

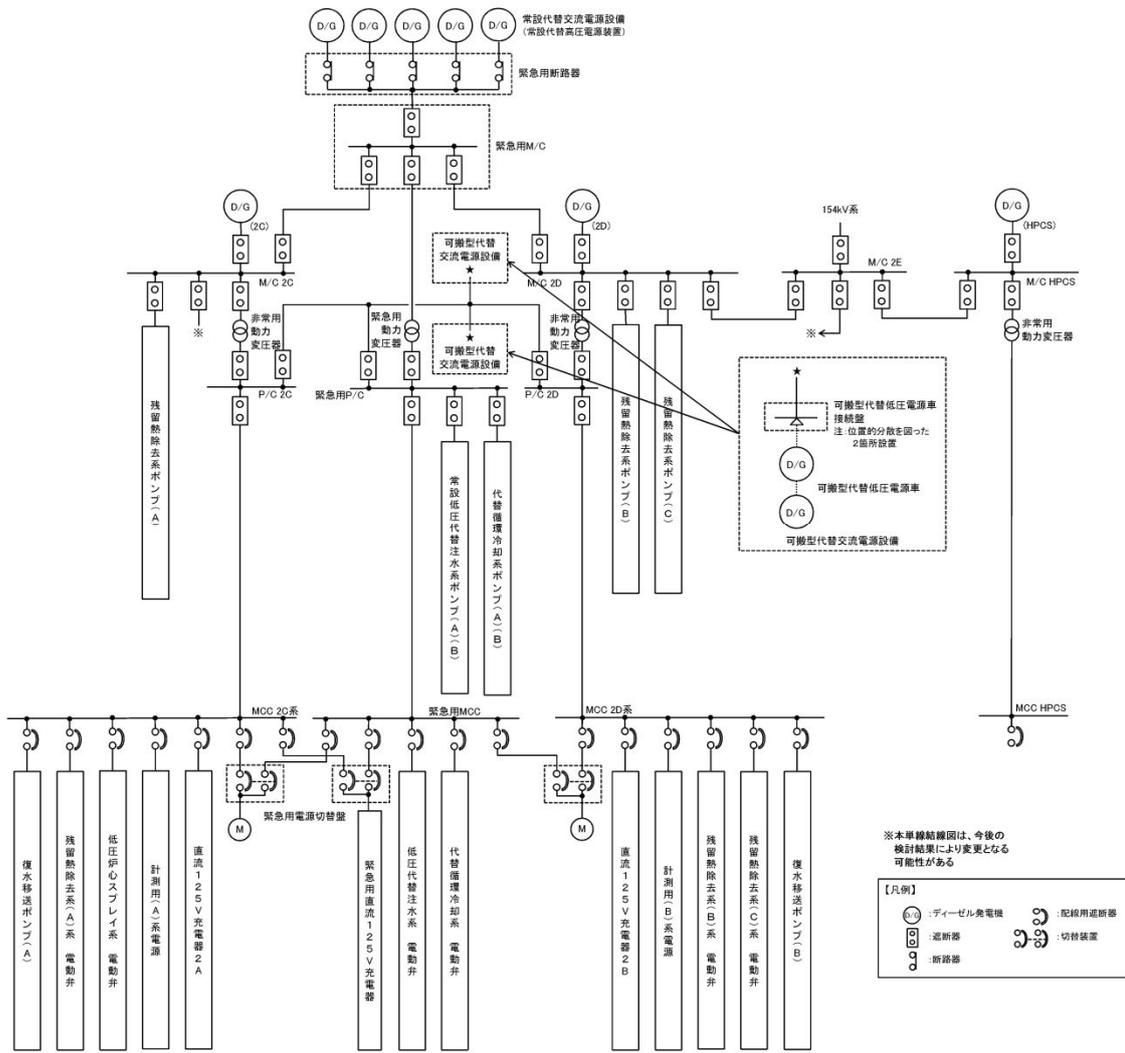
技術的能力審査基準 (1.4)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><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。</p>	<p>—</p>
<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却            a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。            なお、低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬及び接続に関する手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/10)

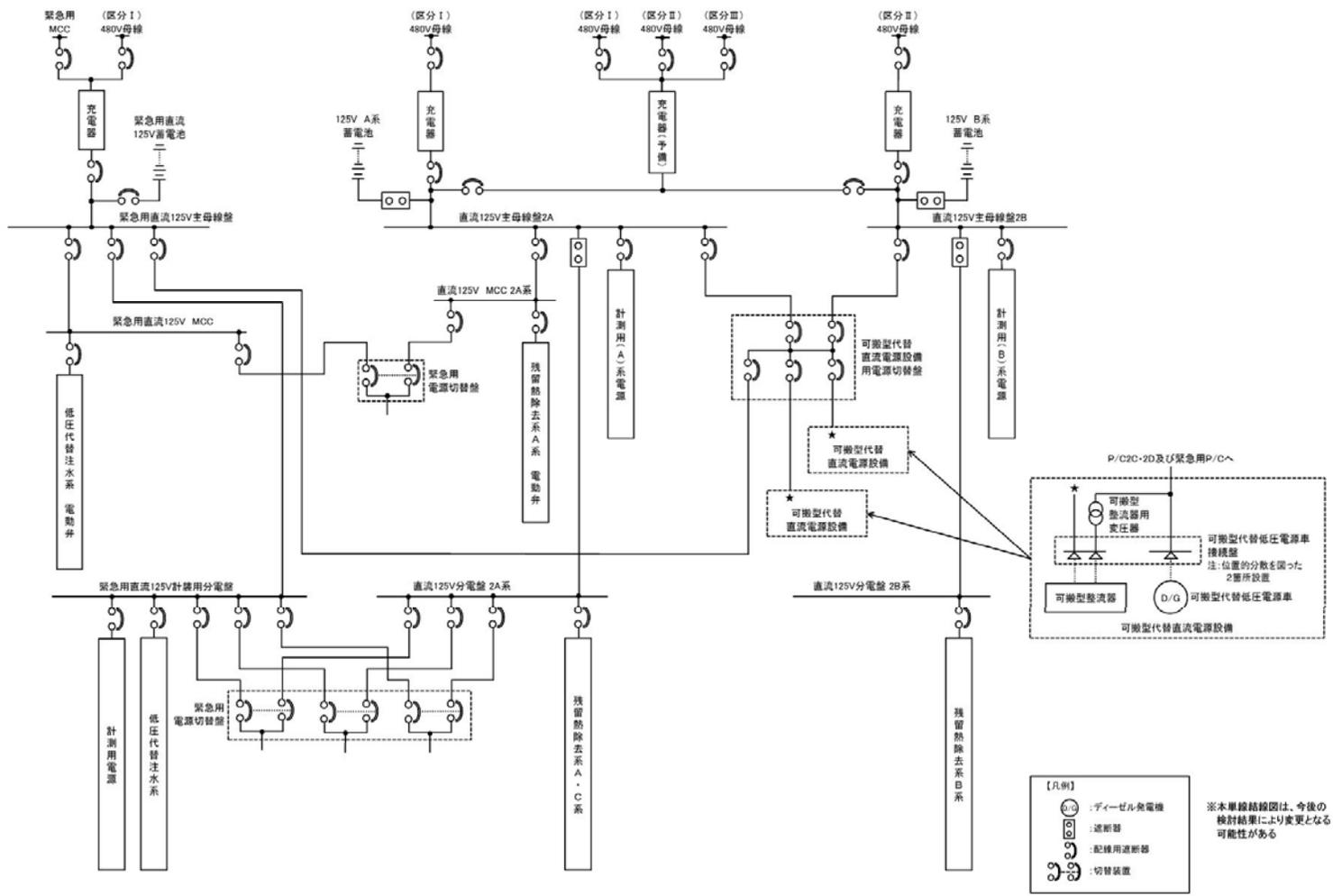
技術的能力審査基準 (1.4)	適合方針
<p>(2)復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 重大事故対策の成立性

### 1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

#### (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

##### a. 操作概要

災害対策本部長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決  
定する。

現場では、送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプに  
より原子炉へ注水する。

##### b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯  
槽及び淡水貯水池）周辺）

##### c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名）、所要  
時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から残留熱除去  
系（C）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所  
要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間な  
し）

##### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## (2) 系統構成

### a. 操作概要

中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、現場での手動操作により低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を実施する。

### b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟（管理区域）

### c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に必要な要員数（12名）、所要時間（180分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（現場運転員3名、重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：125分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

## 2. 消火系による原子炉注水

### (1) 系統構成

#### a. 操作概要

電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

#### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水に必要な要員数（3名）、所要時間（50分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：40分以内

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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



系統構成  
(④補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

復水移送ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水に必要な要員数（9名），所要時間（105分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成  
(⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成  
(⑩補助ボイラ冷却水元弁)

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による 原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(d) 消火系による原 子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(e) 補給水系による 原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【全交流動力電源喪失 時】	全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C-2C又はM/C-2Dの受電が完了し、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。	-
		(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【残留熱除去系海水系 機能喪失時】	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認

判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(3) 溶融炉心が原子炉 压力容器内に残存 する場合の対応手 順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による残 存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、 <b>残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。</b>	-
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 残存溶融炉心の冷 却(淡水/海水)	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、 <b>残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の水位が確保されている場合。</b>	-
		(c) 代替循環冷却系に よる残存溶融炉心 の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、 <b>残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。</b>	-
		(d) 消火系による残存 溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、 <b>残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。</b>	-
		(e) 補給水系による残 存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、 <b>残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</b>	-

判断基準の解釈一覧 (3/3)

手順		判断基準記載内容		解釈
1.4.2.2 原子炉運転停止中における対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【全交流動力電源喪失時】	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下
		(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	冷却水が確保 原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認 原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下
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（低圧注水系）による原子炉注水	—	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	—	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	—	原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点 原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点 原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下

操作手順の解釈一覧 (1/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設)による 原子炉注水	原子炉冷却材浄化系吸込弁	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上
			原子炉注水弁	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			原子炉注水弁	—
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			低圧炉心スプレイ系注入弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇

操作手順の解釈一覧 (2/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 低圧代替注水系	(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	残留熱除去系注水配管分離弁	—
		残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—	
		残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—	
		残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—	
		代替循環冷却系入口弁	—	
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	
		残留熱除去系注入弁 (A)	—	
		代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—	
		代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	
		(d) 消火系による原 子炉注水	補助ボイラ冷却水元弁	—
		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	
	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—		
	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下		
	残留熱除去系注入弁 (B)	—		
	残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		

操作手順の解釈一覧 (3/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における 対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 低圧代替注水系	(e) 補給水系による 原子炉注水	補給水系 消火系連絡ライン止め弁	—
		補助ボイラ冷却水元弁	—	
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—	
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa 以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa 以下	
		残留熱除去系注入弁 (B)	—	
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇	
	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa 以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa 以下
			残留熱除去系注入弁 (A)	—
残留熱除去系系統流量の流量上昇			残留熱除去系系統流量の流量上昇	

操作手順の解釈一覧 (4/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.2 原子炉運転停止中における対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁	—
			原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁	—
			原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下
			残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	—
			残留熱除去系外側隔離弁	—
			残留熱除去系内側隔離弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が 0.81MPa [gage] 以上
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇			

操作手順の解釈一覧 (5/6)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.4.2.3 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 (低圧注水系) による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa 〔gage〕以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa 〔gage〕以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa〔gage〕以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa〔gage〕以下
		残留熱除去系注入弁 (A)	—
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇
	(2) 低圧炉心スプレ イ系による原子 炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が 1.66MPa〔gage〕以上	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が 1.66MPa〔gage〕以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa〔gage〕以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa〔gage〕以下
		低圧炉心スプレイ系注入弁	—
		低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇	低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇

操作手順の解釈一覧 (6/6)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却系)による 原子炉除熱	—	—
		残留熱除去系 (A) レグシールライン弁	—
		残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁	—
		原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁	—
		原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下
		残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	—
		残留熱除去系外側隔離弁	—
		残留熱除去系内側隔離弁	—
		残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
		残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁	—
残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が 0.81MPa [gage] 以上		
残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.7.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
  - a. 格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備
    - (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
    - (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
    - (c) サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入
    - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - b. 手順等

#### 1.7.2 重大事故等時の手順

##### 1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順

- (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順
  - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
  - b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
  - c. サプレッション・プール水 pH制御
- (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順
  - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
- (3) 二次隔離弁操作室の正圧化
  - a. 二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.7.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作による格納容器ベント

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

(3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

2. 二次隔離弁操作室の正圧化

添付資料1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

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

### 【解釈】

- 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止
    - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
  - (2) 悪影響防止
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。
  - (3) 現場操作等
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
    - b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

#### (4)放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内へ流出した高温の冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定にあたっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

## (2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.7-1表に示す。

### a. 格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

#### (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

##### i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置水位

- ・フィルタ装置圧力
- ・フィルタ装置温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・移送ポンプ
- ・圧力開放板
- ・可搬型窒素供給装置
- ・フィルタ装置遮蔽
- ・配管遮蔽
- ・二次隔離弁操作室
- ・二次隔離弁操作室遮蔽
- ・二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）
- ・格納容器
- ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・耐圧強化ベント系配管・弁
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池
- ・淡水タンク<sup>※1</sup>
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

- ・燃料補給設備
- ・真空破壊弁（S／C→D／W）

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンクを示す。なお，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。

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置によるS／C側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD／W側ベント

ii) 遠隔人力操作機構による現場操作

一次隔離弁（S／C側，D／W側）及び二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合，隔離弁を手動にて遠隔操作することで格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として，隔離弁を手動にて遠隔操作するエリアは二次格納施設外とする。

格納容器圧力逃がし装置の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構

iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガス及び格納容器圧力逃がし装置の使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

iv) 格納容器負圧破損の防止

格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器の圧力を監視し、サブプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa [gage] に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を規定している。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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

可搬型窒素供給装置により格納容器負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

- ・代替循環冷却系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ
- ・原子炉圧力容器
- ・格納容器
- ・残留熱除去系海水系
- ・緊急用海水系
- ・代替残留熱除去系海水系
- ・非常用取水設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(c) サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入により格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

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

- ・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ
- ・サプレッション・プール水 pH制御設備配管・弁
- ・薬注蓄圧タンク
- ・蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンペ

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.7.1(2) a. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ

装置水位，フィルタ装置圧力，フィルタ装置温度，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），フィルタ装置入口水素濃度，移送ポンプ，圧力開放板，可搬型窒素供給装置，フィルタ装置遮蔽，配管遮蔽，二次隔離弁操作室，二次隔離弁操作室遮蔽，二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ），二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁），格納容器，格納容器圧力逃がし装置配管・弁，不活性ガス系配管・弁，耐圧強化ベント系配管・弁，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，燃料補給設備及び真空破壊弁（S/C→D/W）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち，淡水貯水池は「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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.7.1(2) a. (a) ii) 遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち，遠隔人力操作機構は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (a) iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換」で使用する設備のうち，可搬型窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，サブプレッショ  
ン・プール，代替循環冷却系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ，原子炉圧力容器，格納容器，緊

急用海水系，非常用取水設備，常設代替交流電源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づける。

「1.7.1(2) a. (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系海水系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.7.1)

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

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

- ・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンク）

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが，水源として使用可能であれば，格納容器圧力逃がし装置のスクラビング水補給の手段として有効である。

- ・代替残留熱除去系海水系

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

- ・サブプレッション・プール水pH制御設備

重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置により中央

制御室の被ばく低減効果が得られており、サプレッション・プール水 pH 制御設備により格納容器内に薬剤を注入することで格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

#### b. 手順等

上記「a. 格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順については、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第 1.7-1 表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.7-2 表，第 1.7-3 表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料 1.7.2）

### 1.7.2 重大事故等時の手順

#### 1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順

##### (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

##### a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、格納容器の過圧破損を防止する。

また、格納容器への十分な注水等ができない場合には、格納容器内の

雰囲気は過熱状態になり、格納容器内温度指示値が限界温度200℃に達する可能性があることから、格納容器内温度指示値が200℃到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、格納容器の過温破損を防止する。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値により格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器内の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、格納容器ベント後、中央制御室待避室へ待避又は二次隔離弁操作室で待機し、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内で継続して監視する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
- ②炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。
- ③炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、格納容器内温度指示値

が200℃に到達した場合。

④炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。

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

## ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-3図に、概要図を第1.7-4図に、タイムチャートを第1.7-5図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑫以外は同様）]

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、二次隔離弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。

③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されて

いることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

⑤ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

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

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

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

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

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

⑪ 発電長は、運転員等に一次隔離弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側ベント又はD/W側ベントを選択し、S/C側ベント又はD/W側ベントを指示する。

⑫<sup>a</sup> S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

⑫<sup>b</sup> D/W側ベントの場合

一次隔離弁（S/C側）に電源が供給されていない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（D/W側）を開にし、発電長に報告する。

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

⑭<sup>a</sup> サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合

発電長は、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑭<sup>b</sup> 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合  
発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑭<sup>c</sup> 格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合

発電長は、格納容器内温度指示値が200℃に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑭<sup>d</sup> 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合

発電長は、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

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

⑯ 運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁が作動しない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低

レンジ) 指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑰ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を災害対策本部長に連絡する。

⑱ 発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備は、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格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内、D/W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで5分以内と想定する。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。

### (b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

#### i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が1,500 mmを下回ると判断した場合。

#### ii) 操作手順

フィルタ装置にスクラビング水を補給する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-6 図に、タイムチャートを第 1.7-7 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水の補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を依頼する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑥重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを、災害対策本部長に報告する。

⑪災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを連絡する。

⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常値であることを確認し、発電長に報告する。

⑭発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を依頼する。

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、可搬型代替注水大型ポンプを停止後、フィルタ装置補給水ライン元弁を閉とし、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給を停止したことを報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の補給停止を連絡する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお、屋外における本操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 24 時間以上、補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、作業は可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照

明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.7.3-1)

(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素供給装置により格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧<sup>※1</sup>し、格納容器ベントを停止可能と判断した場合。<sup>※2</sup>

※1：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。

※2：残留熱除去系等による格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系等による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置等による格納容器負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合。

ii) 操作手順

格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-8 図に，タイムチャートを第 1.7-9 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に格

納容器内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換準備を指示する。

③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の準備が完了したことを報告する。

⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D/W側又はS/C側）を開とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始する。なお、格納容器内に可燃性ガスが滞留している可能性があることから、窒素供給ライン元弁はD/W側を優先する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置により格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

⑩発電長は、運転員等に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下したことを確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に格納容器内の水素濃度又は酸素濃度が許容濃度未満まで低下したことを連絡する。

⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D/W側又はS/C側）を閉とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

⑮重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。

⑰発電長は、運転員等に一次隔離弁（S/C側又はD/W側）の閉を指示する。

⑱<sup>a</sup> S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（S/C側）を閉にし、発電長に報告する。

⑱<sup>b</sup> D/W側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（D/W側）を閉にし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 2 名にて作業を実施した場

合、作業を判断してから格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開始まで220分以内と想定する。

なお、屋外における本操作は、放射線量が4.3mSv/h以下で作業を実施する想定であるため、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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.7.3-1)

#### (d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

##### i) 手順着手の判断基準

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了し、一次隔離弁（S/C側又はD/W側）を閉じた場合。

##### ii) 操作手順

フィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。

- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を開とする。
- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を報告する。
- ⑨災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑩発電長は、運転員等にフィルタ装置温度の確認を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置温度指示値が50℃以下であることを確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置温度が低下したことを連絡する。

- ⑬ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。
- ⑯ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。
- ⑰ 発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度指示値を確認するとともに、フィルタ装置温度が上昇していないことを確認するよう指示する。
- ⑱ 運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度指示値を確認するとともに、フィルタ装置温度が上昇していないことを確認し、発電長に報告する。
- ⑲ 発電長は、運転員等に二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の閉を指示する。
- ⑳ 運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、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の不活性ガス（窒素）供給開始まで225分以内と想定する。

なお、屋外における本操作は、放射線量が4.3mSv/h以下で作業を

実施する想定であるため、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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.7.3-1)

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、移送ポンプが使用可能<sup>※1</sup>な場合。

※1：設備に異常がなく、電源が確保されている場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水を移送する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。

⑤運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。

⑥運転員等は、発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動し、移送ポンプが起動したことをフィルタ装置水位の低下により確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

⑩運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水の移送が完了したことを発電長に報告する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、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フィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分以内と想定する。

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

(添付資料1.7.3-1)

### (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ラインを洗浄する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-14図に、タイムチャートを第1.7-15図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の移送ラインの洗浄準備を指示する。

③災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に必要な系統構成を依頼する。

④発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることの状態表示等による確認及び水源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成を指示する。

- ⑦運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。
- ⑧運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。
- ⑨運転員等は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄に必要な系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑫重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水の移送ライン洗浄準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水の移送ライン洗浄準備が完了したことを連絡する。
- ⑭発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを連絡する。

⑱ 発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認及び移送ポンプの起動を指示する。

⑲ 運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常値以上であることを確認し、移送ポンプを起動する。移送ポンプの起動をフィルタ装置水位の低下により確認し、発電長に報告する。

⑳ 発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認及び移送ポンプの停止を指示する。

㉑ 運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止し、発電長に報告する。

㉒ 発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを連絡する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、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8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで174分以内と想定する。

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

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

b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた代替循環冷却系により、格納容器内の減圧及び除熱を実施し、格納容器の過圧破損を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、残留熱除去系ポンプの復旧に見込みがなく<sup>※2</sup>、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※3</sup>。

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

※2：設備に故障が発生した場合、又は電源が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱する手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要図を第1.7-16図に、タイムチャートを第1.7-17図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、**運転員等**に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するための準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。また、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁を開にする。
- ⑦運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）注入弁及び代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上又は崩壊熱相当の注水流量に調整するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上又は崩壊熱相当の注水流量に調整し、発電長に報告する。

⑭発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器スプレイの系統構成を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁を開にする。

⑯運転員等は、発電長に代替循環冷却系による格納容器スプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑰発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器スプレイの開始を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁を開にする。

⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器スプレイが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇により確認する。

⑳運転員等は中央制御室にて、格納容器内の圧力を継続監視し、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調整弁にて、格納容器内の圧力を調整し、発電長に報告する。

(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代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除

熱開始まで35分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

#### c. サプレッション・プール水 pH制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心に含まれるよう素がサプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。これにより格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減する。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるため、残留熱除去系配管からサプレッション・プールに薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、サプレッション・プール水の酸性化を防止する。

##### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、サプレッション・プール水 pH制御設備が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故に

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

※2：設備に異常がなく，電源及び水源（薬注蓄圧タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

サプレッション・プール水 pH を制御する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-18図に，タイムチャートを第1.7-19図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，**運転員等に**サプレッション・プール水 pH 制御のため，薬液注入準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）**及び**（B）のサプレッション・プールスプレイ弁が閉であることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，弁駆動用窒素供給弁を開とする。

④**運転員等は，発電長にサプレッション・プール水 pH 制御のため，薬液注入準備が完了したことを報告する。**

⑤**発電長は，運転員等に**サプレッション・プール水 pH 制御のため，薬液注入を指示する。

⑥**運転員等は中央制御室にて，**圧送用窒素供給弁を開とし，薬液タンク圧力**の上昇を確認する。**

⑦**運転員等は中央制御室にて，薬液注入窒素作動弁を開とし，薬液注入が開始されたことを薬液タンク液位が低下することを確認し，発電長に報告する。**

(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サプレッション・プール水 pH制御開始まで15分以内と想定する。

(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、格納容器の過圧破損を防止する。

また、格納容器への十分な注水等ができない場合には、格納容器内の雰囲気は過熱状態になり、格納容器内温度指示値が限界温度200℃に達する可能性があることから、格納容器内温度指示値が200℃到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、格納容器の過温破損を防止する。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度により格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器内の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、格納容器ベント後、中央制御室待避室へ待避又は二次隔離弁操作室で待機し、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内で継続して監視する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力

逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

なお、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合を想定し、現場（二次格納施設外）における操作の手順を示す。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

②炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

③炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

④炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指

示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-3図に、概要図を第1.7-20図に、タイムチャートを第1.7-21図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順④以外は同様）]

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、二次隔離弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。

③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

④<sup>a</sup> S/C側の場合

運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

④<sup>b</sup> D/W側の場合

一次隔離弁（S/C側）が開しない場合には、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（D/W側）を開にし、発電長に報告

する。

⑤発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑥<sup>a</sup> サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合

発電長は、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑥<sup>b</sup> 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑥<sup>c</sup> 格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合

発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑥<sup>d</sup> 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合

発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑦発電長は、重大事故等対応要員に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑧重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁が作動しない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とし、発電長に報告する。

⑨発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器

ベントが開始されたことを格納容器内圧力の低下，フィルタ装置圧力の上昇，フィルタ装置温度の上昇を確認するとともに，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認するよう指示する。

⑩ 運転員等は中央制御室にて，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内圧力の低下，フィルタ装置圧力の上昇，フィルタ装置温度の上昇を確認するとともに，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。

⑪ 発電長は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント開始を災害対策本部長に連絡する。

⑫ 発電長は，格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能，及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し，格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより，格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備は，現場運転員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は125分以内，D/W側は140分以内と想定する。

格納容器ベント開始は，重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合，格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで75分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照

明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔人力操作機構の操作については、操作に必要な工具等はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料1.7.3-1)

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位指示値が通常値を下回り、下限値に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.7.2.1(1) a.

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.7.2.1(1) a.

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作の成立性と同様である。

(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素供給装置により格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能の復旧<sup>※1</sup>により、格納容器圧力逃がし装置が停止できると判断した場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.7.2.1(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.7.2.1(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作の成立性と同様である。

(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了し、一次隔離弁（S/C側又はD/W側）を閉じた場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換については、

「1.7.2.1(1) a. (d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換については、

「1.7.2.1(1) a. (d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換」の操作の成立性と同様である。

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積するこ

とを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、移送ポンプが使用可能<sup>※1</sup>な場合。

※1：設備に異常がなく、電源が確保されている場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.7.2.1(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.7.2.1(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作の成立性と同様である。

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサブプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、「1.7.2.1(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、  
「1.7.2.1(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作の成立性と同様である。

(3) 二次隔離弁操作室の正圧化

a. 二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、二次隔離弁操作室を二次隔離弁操作室空気ポンプユニットにより加圧し、二次隔離弁操作室の居住性を確保する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達した場合。
- ②炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。
- ③炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。
- ④炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度指示値が2%に到達した場合。

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

(b) 操作手順

サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m に到達した場合の二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室正圧化する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-22 図に、タイムチャートを第 1.7-23 図に示す。

[手順着手の判断基準②③④の場合、操作手順③以外は同様]

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に二次隔離弁操作室の加圧準備を指示する。
- ②重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、空気ボンベユニット空気ボンベ元弁及び空気ボンベユニット空気供給流量調整弁後弁を開にし、二次隔離弁操作室の加圧準備が完了したことを発電長に報告する。
- ③発電長は、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m に到達したことを確認し、重大事故等対応要員に二次隔離弁操作室の加圧の開始を指示する。
- ④重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、空気ボンベユニット空気供給流量調整弁により規定流量に調整し、二次隔離弁操作室の加圧を開始する。
- ⑤重大事故等対応要員は、二次隔離弁操作室内外の差圧指示値により二次隔離弁操作室内の加圧開始を確認し、必要により空気ボンベユニット空気供給流量調整弁を調整し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化完了まで10分以内と想定する。

二次隔離弁操作室内の正圧化は空気ボンベユニット空気供給流量調整弁を開にすることより開始され、二次隔離弁操作室内の正圧化の操作については10分以内に可能である。

(添付資料1.7.3-2)

#### (4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-24図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系によりスプレイを実施しながら格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、格納容器ベント操作に備え、サプレッション・プール水 pH 制御設備による薬液の注入を行う。

残留熱除去系海水系又は緊急用海水系により冷却水が確保された場合は、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントにより減圧を行う。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合は、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C 側ベントを第一優先とする。ただし、S/C 側ベントが実施できない場合には、D/W 側ベントを実施する。

格納容器ベント実施後は、代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧を行い、長期的な格納容器の除熱を実施する。

#### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却系への冷却水を供給する手順については、「1.5 最終ヒート

シンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置への可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替循環冷却系ポンプ，電動弁及び監視計器類への電源を供給する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型窒素供給装置及び常設代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.7-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	
格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置温度 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 移送ポンプ 圧力開放板 可搬型窒素供給装置※ <sup>3</sup> フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 二次隔離弁操作室 二次隔離弁操作室遮蔽 二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁） 格納容器 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽※ <sup>2</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 常設代替直流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替直流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup> 真空破壊弁（S/C→D/W）	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」， 「除熱-3」， 「放出」 重大事故等対策要領
			淡水貯水池※ <sup>2</sup> ，※ <sup>4</sup> 淡水タンク※ <sup>2</sup>	自主対策設備	
	—	遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」， 「除熱-3」， 「放出」 重大事故等対策要領

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	
格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 重大事故等対策要領
		格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉圧力容器 格納容器 緊急用海水系※1 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「除熱-1」，「除熱-3」，「放出」 重大事故等対策要領
			残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※1	自主対策設備	
サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入	残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド サプレッション・プール水 pH制御設備配管・弁 薬注蓄圧タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「放出」 重大事故等対策要領		

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱			
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サブプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ※1
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ※1
		電源	緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧 緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	操作	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サブプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ※1
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ※1
補機監視機能		フィルタ装置圧力 ※1 フィルタ装置水位 ※1 フィルタ装置温度 フィルタ装置入口水素濃度 ※1 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 モニタリング・ポスト ※1	

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (2/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱			
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	判断基準	補機監視機能	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)
	操作	補機監視機能	格納容器内水素濃度 (S A) <sup>※1</sup> 格納容器内酸素濃度 (S A) <sup>※1</sup>
(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	判断基準	補機監視機能	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱補機) 残留熱除去系海水系系統流量
			緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
	操作	補機監視機能	フィルタ装置温度 <sup>※1</sup>
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (3/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順		
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		最終ヒートシンク の確保 残留熱除去系海水系系統流量 ※1 残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1 残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) ※1 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		最終ヒートシンク の確保 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ※1 残留熱除去系熱交換器入口温度 ※1
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 ※1
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (4/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順			
c. サプレッション・プール <sup>水</sup> pH制御	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1
	操作	補機監視機能	薬液タンク圧力 薬液タンク水位

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (5/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サブプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ※1
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6階 ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サブプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ※1
原子炉建屋内の水素濃度		原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6階 ※1	
補機監視機能		フィルタ装置圧力 ※1 フィルタ装置水位 ※1 フィルタ装置温度 フィルタ装置入口水素濃度 ※1 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 モニタリング・ポスト	

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (6/7)

対応手順		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
(b) フィルタ装置スクラ ビング水補給	判断 基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
(c) 格納容器内の不活性 ガス (窒素) 置換	判断 基準	補機監視機能	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)
	操作	補機監視機能	格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)
(d) フィルタ装置の不活 性ガス (窒素) 置換	判断 基準	補機監視機能	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱 交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱 補機) 残留熱除去系海水系系統流量
			緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
	操作	補機監視機能	フィルタ装置温度 <sup>※1</sup>
(e) フィルタ装置スクラ ビング水移送	判断 基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
(f) フィルタ装置スクラ ビング水移送ライン 洗浄	判断 基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 <sup>※1</sup>

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (7/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 格納容器の加圧破損防止のための対応手順 (3) 二次隔離弁操作室の正圧化		
a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ※1
	操作	補機監視機能 二次隔離弁操作室差圧 空気ポンベユニット流量

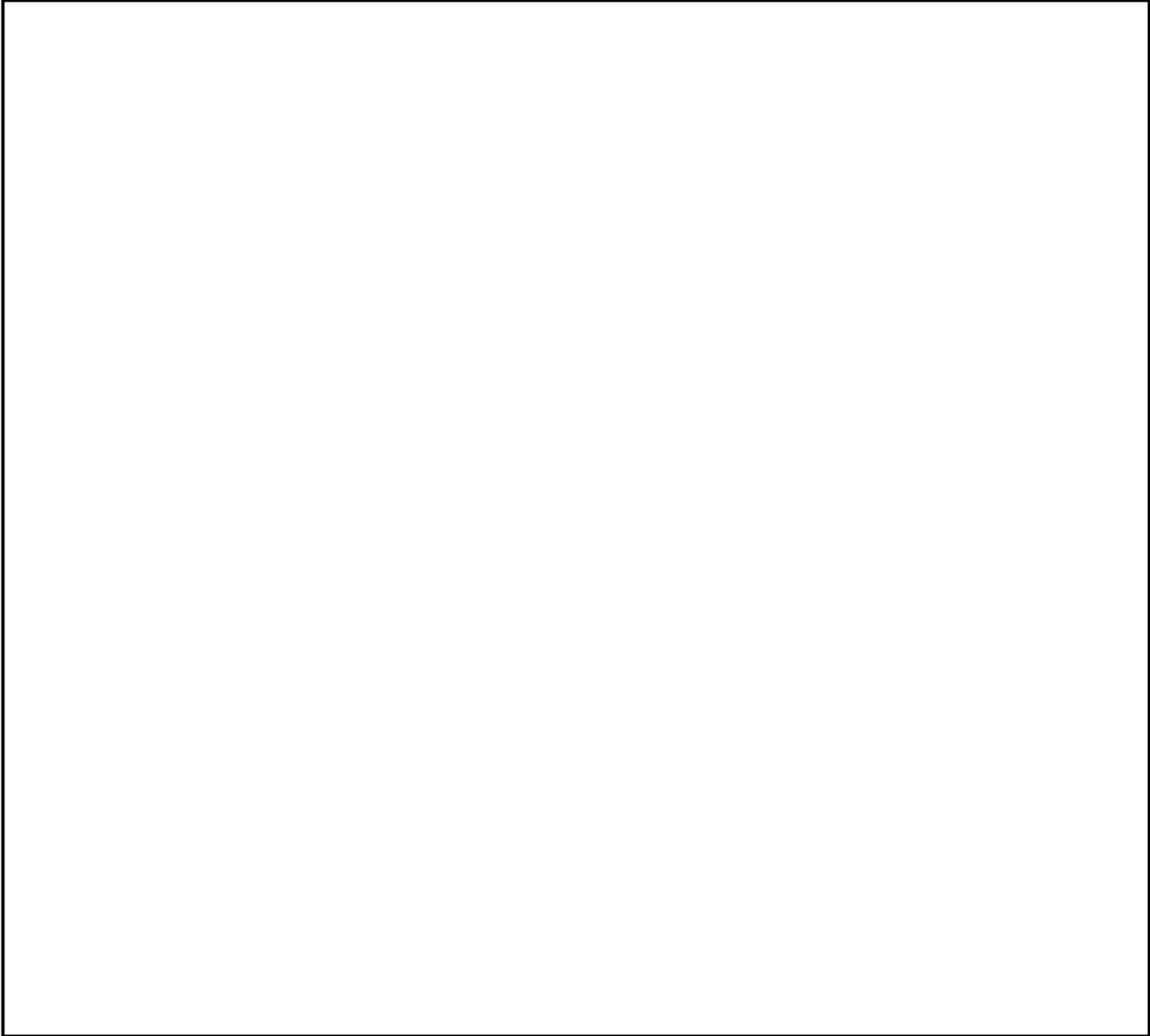
※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第 1.7-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

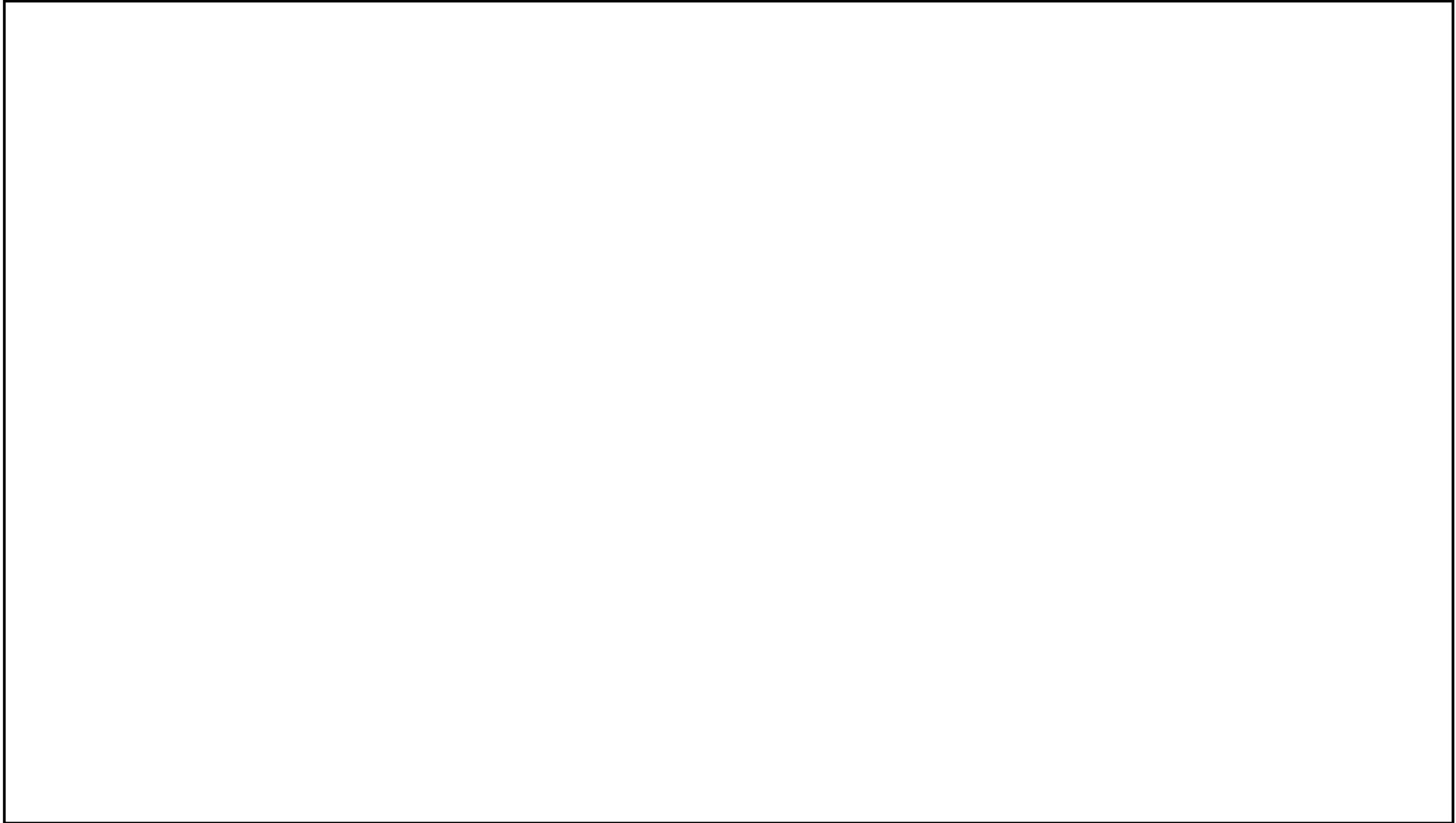
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用M C C 緊急用直流125V主母線盤
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用P / C 緊急用直流125V主母線盤
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M C C
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C 系
	残留熱除去系海水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V / 240V計装用主母線盤 2 A 120V / 240V計装用主母線盤 2 B 緊急用M C C 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤



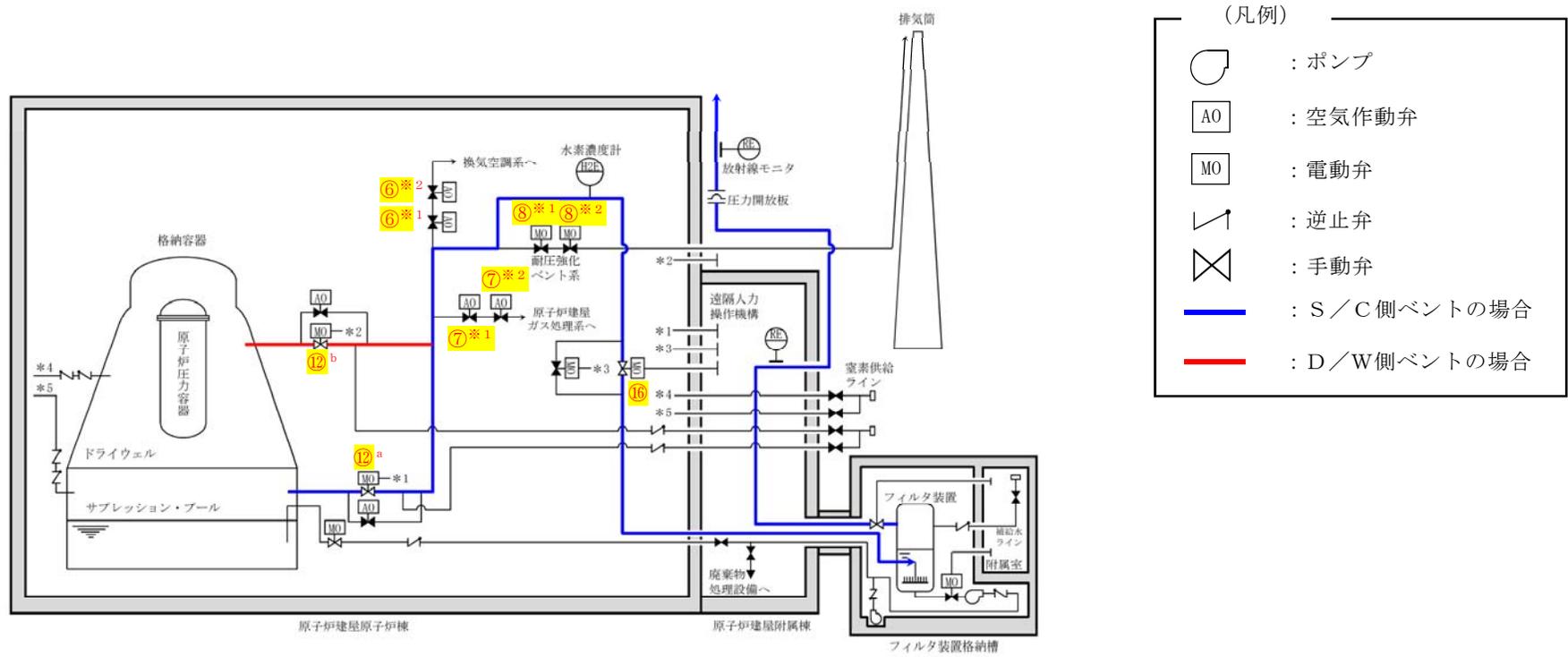
第 1.7-1 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」における対応フロー



第 1.7-2 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-3」における対応フロー



第 1.7-3 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」における対応フロー



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※ <sup>1</sup>	換気空調系一次隔離弁	⑧※ <sup>2</sup>	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥※ <sup>2</sup>	換気空調系二次隔離弁	⑫ <sup>a</sup>	一次隔離弁 (S/C側)
⑦※ <sup>1</sup>	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ <sup>b</sup>	一次隔離弁 (D/W側)
⑦※ <sup>2</sup>	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑯	二次隔離弁
⑧※ <sup>1</sup>	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

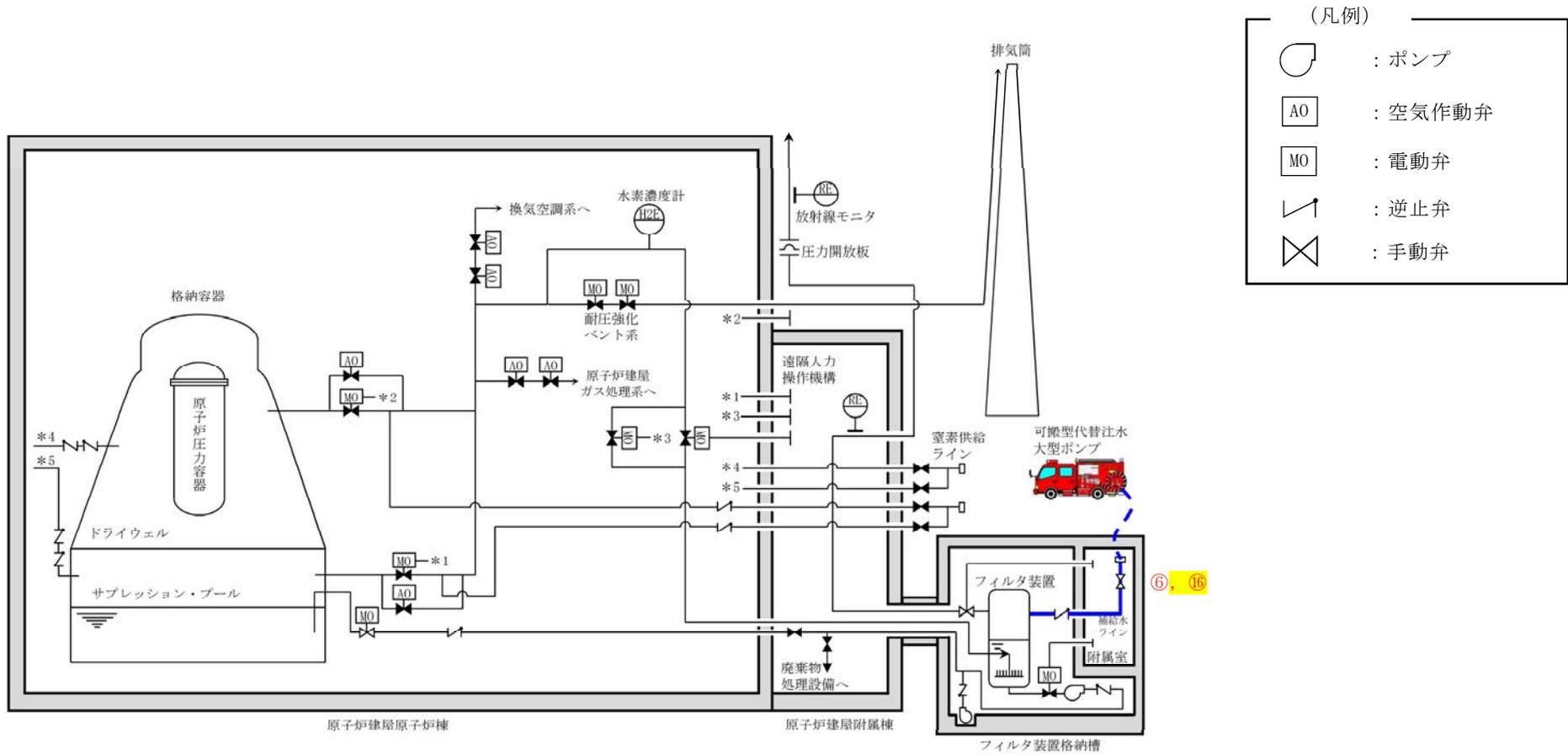
第 1.7-4 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント準備判断					5分	格納容器ベント準備完了				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器ベント準備; S/C側ベントの場合)	運転員A (中央制御室)	1						系統構成				

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント準備判断					5分	格納容器ベント準備完了				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器ベント準備; D/W側ベントの場合)	運転員A (中央制御室)	1						系統構成				

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器ベント判断					5分	格納容器ベント				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	運転員A (中央制御室)	1						格納容器ベント開始操作				

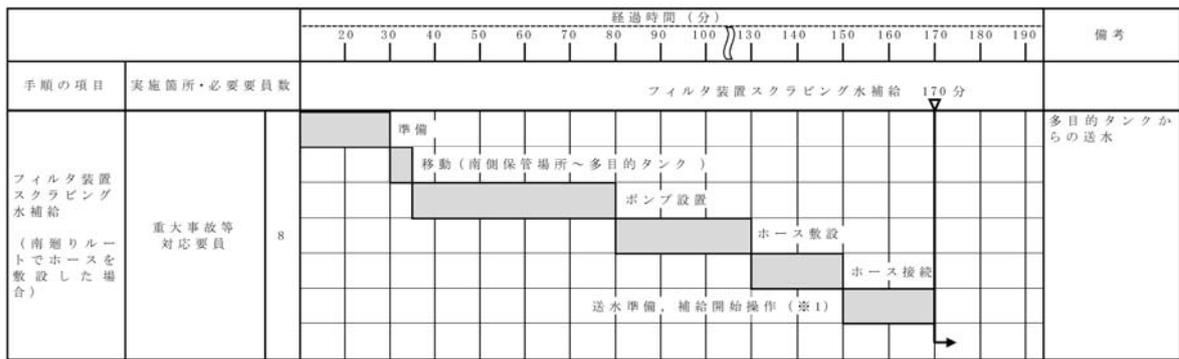
第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥, ⑩	フィルタ装置補給水ライン元弁

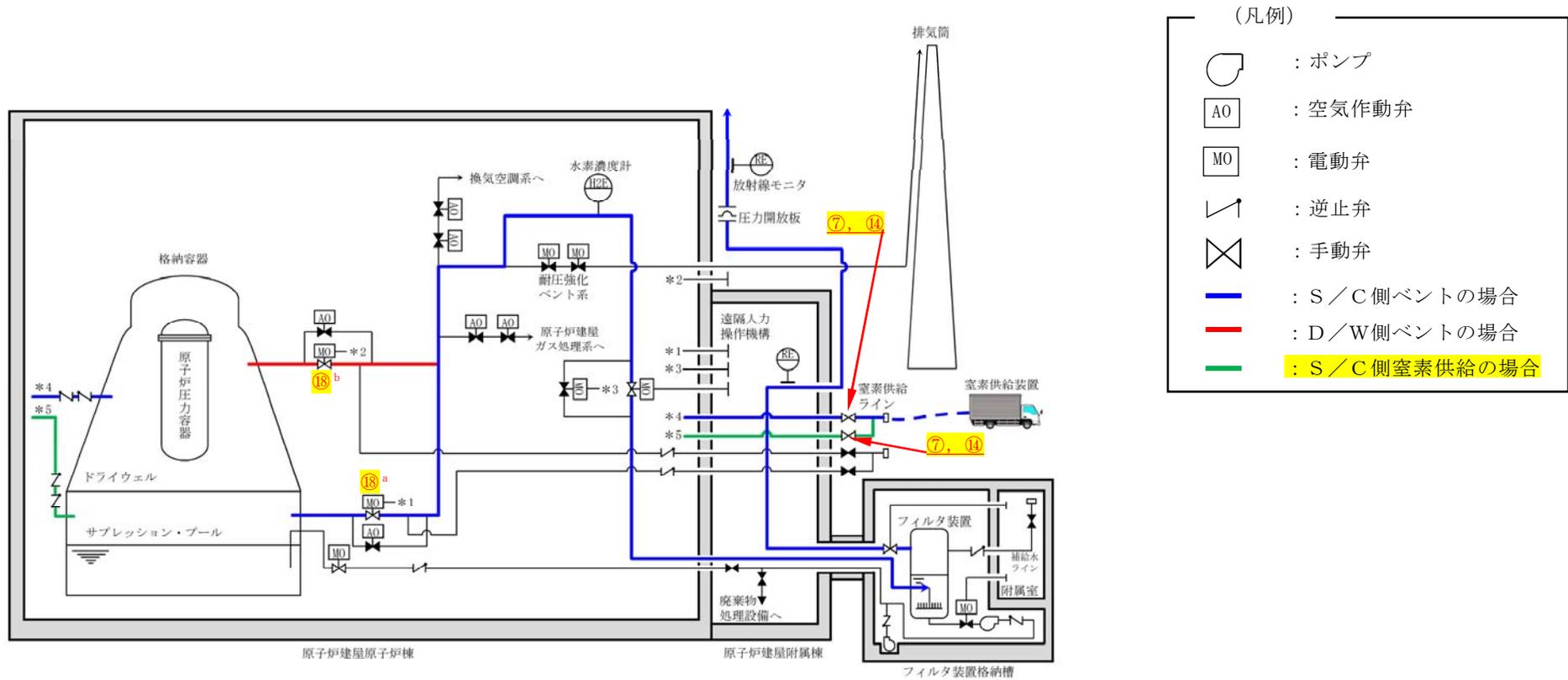
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-6 図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



※1：西廻りルートでホースを敷設した場合，フィルタ装置スクラビング水補給開始まで130分以内と想定する。

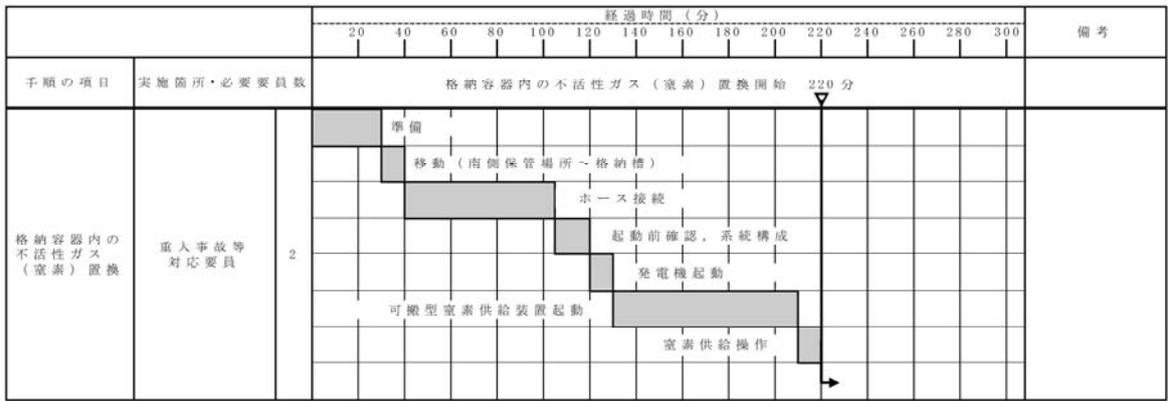
第 1.7-7 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



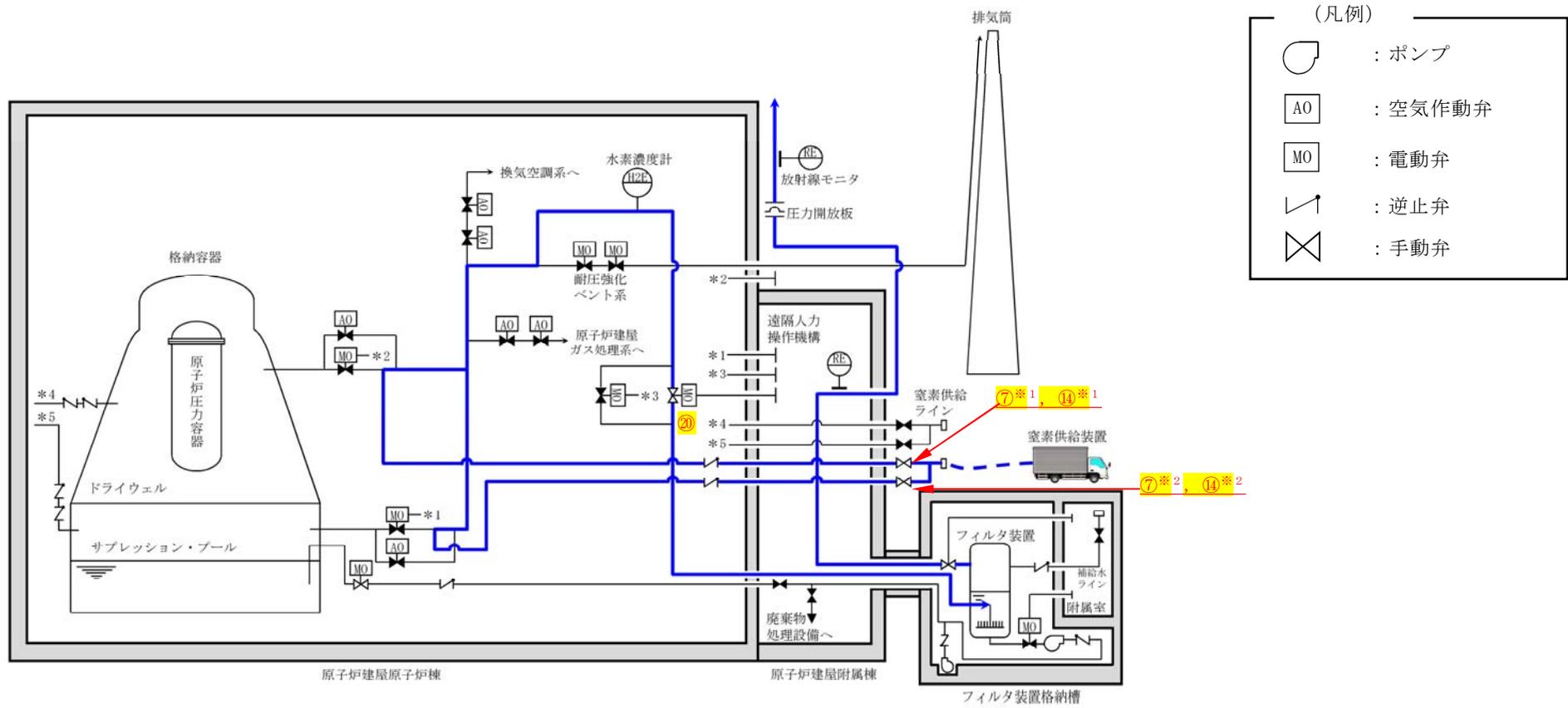
操作手順	弁名称
⑦, ⑭	窒素供給ライン元弁 (D/W側又はS/C側)
⑱ <sup>a</sup>	一次隔離弁 (S/C側)
⑱ <sup>b</sup>	一次隔離弁 (D/W側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第 1.7-8 図 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-9 図 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート

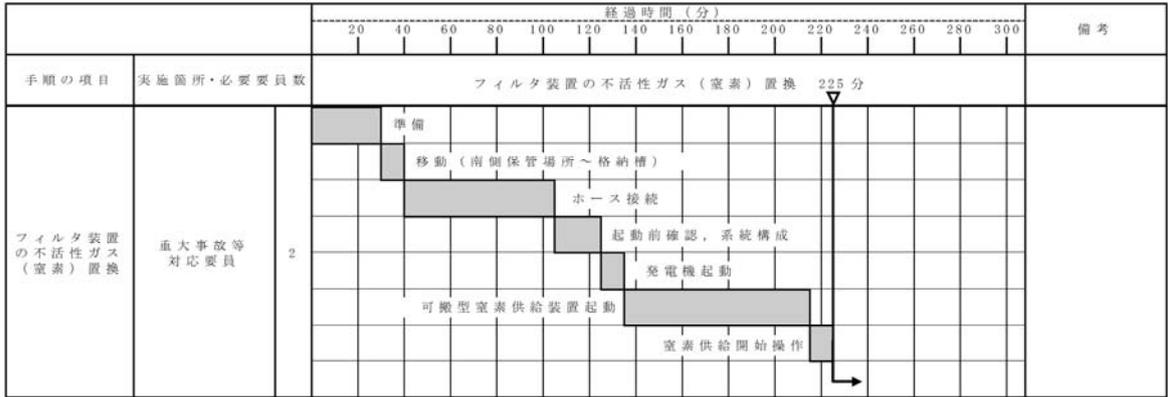


操作手順	弁名称
⑦※1, ※2, ⑭※1, ※2	フィルタ装置窒素供給ライン元弁
⑳	二次隔離弁

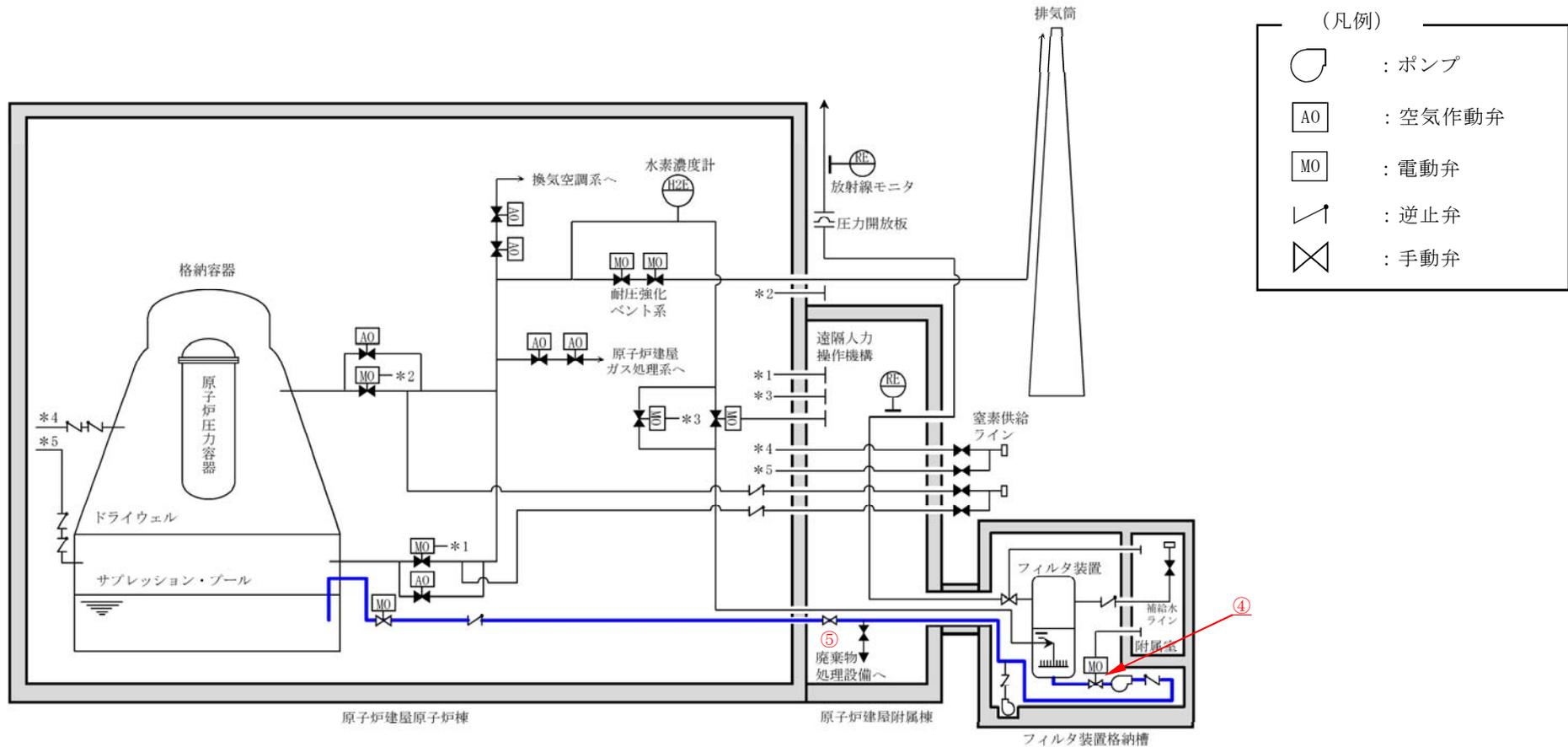
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.7-10図 フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-11 図 フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャ  
ート



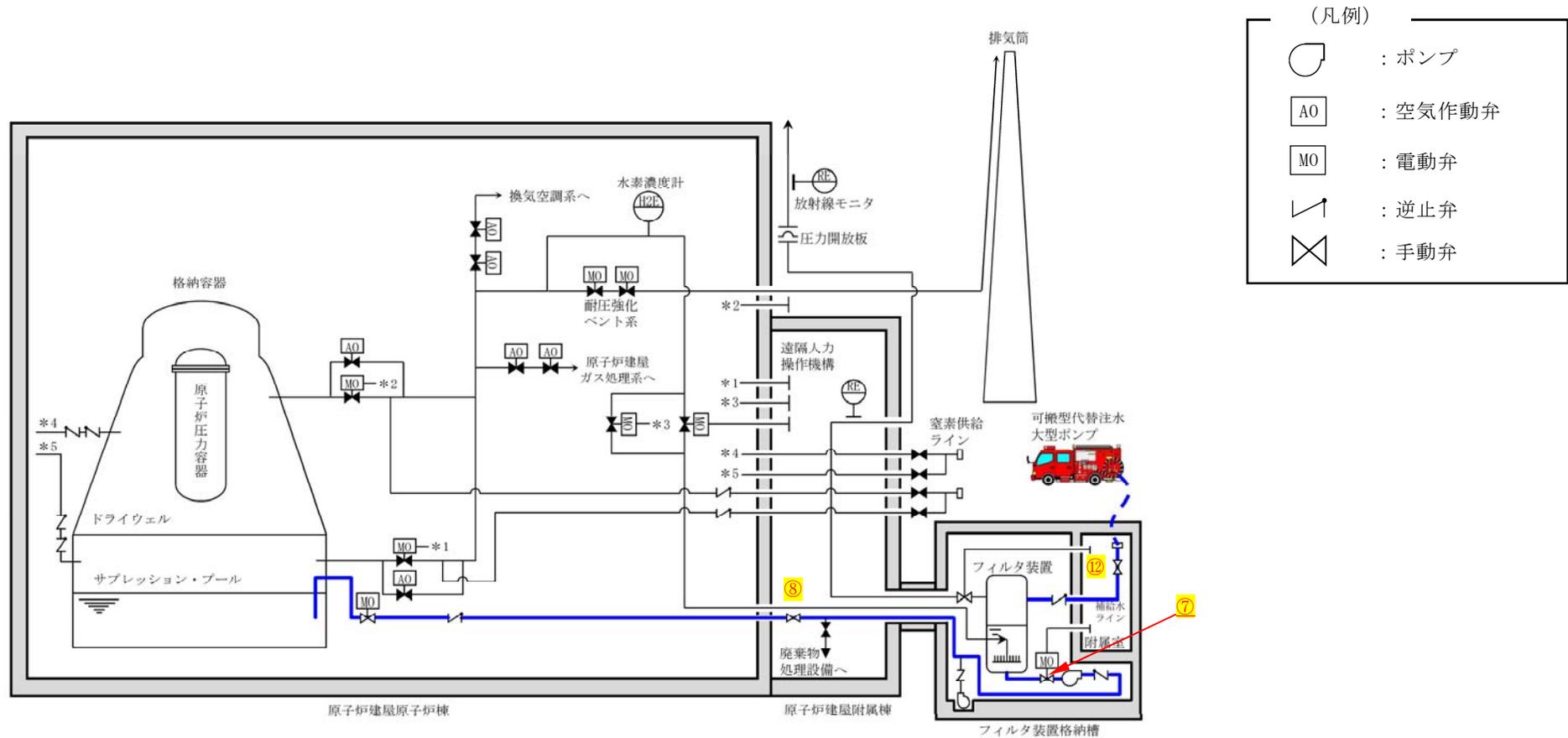
操作手順	弁名称
④	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑤	フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-12 図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		経過時間 (分)															備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																
フィルタ装置スクラビング水移送	運転員A (中央制御室)	1															起動操作	
	運転員C、D (現場)	2	移動, 系統構成															

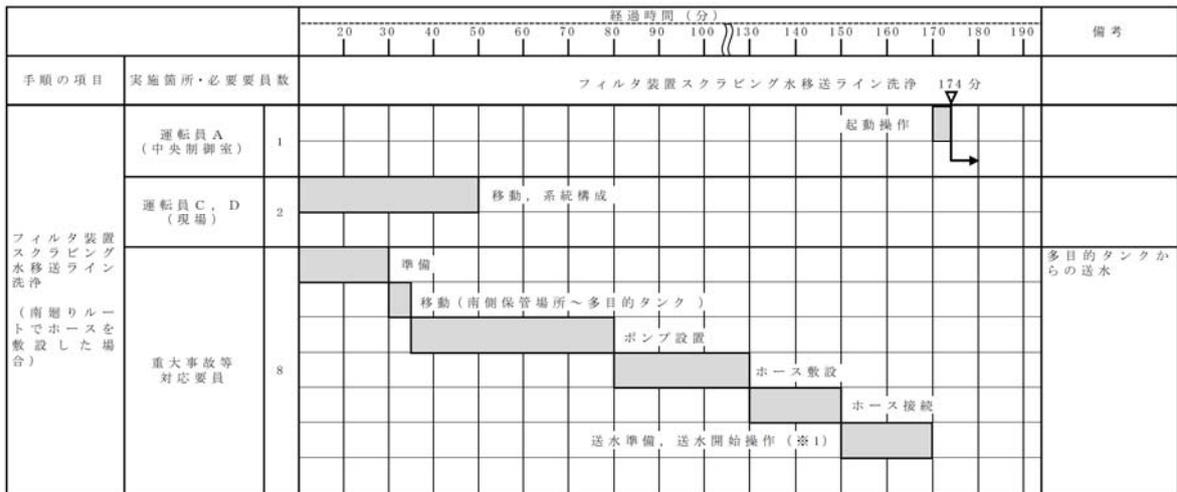
第 1.7-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑧	フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)
⑫	フィルタ装置補給水ライン元弁

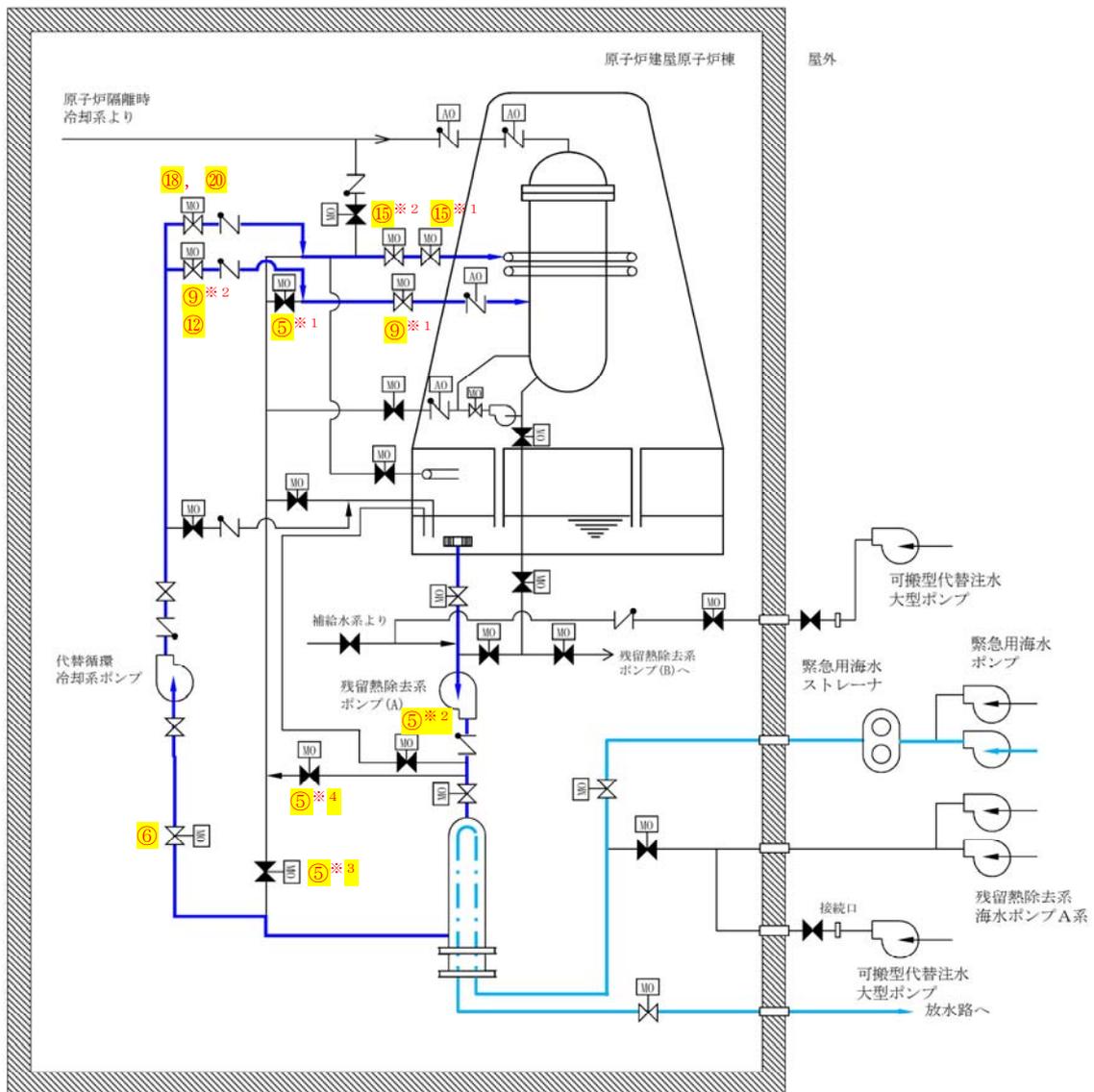
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-14 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 概要図



※1: 西廻りルートでホースを敷設した場合、フィルタ装置への送水開始まで130分以内と想定する。

第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 タイムチャート

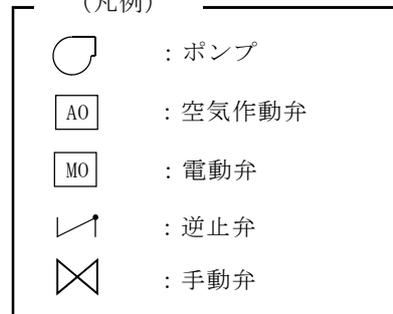


操作手順	弁名称
⑤*1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤*2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤*3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤*4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥	代替循環冷却系入口弁
⑨*1	残留熱除去系 (A) 注入弁
⑨*2, ⑫	代替循環冷却系原子炉压力容器注水流量調節弁
⑮*1, *2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレー弁
⑱, ⑳	代替循環冷却系格納容器スプレー流量調節弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

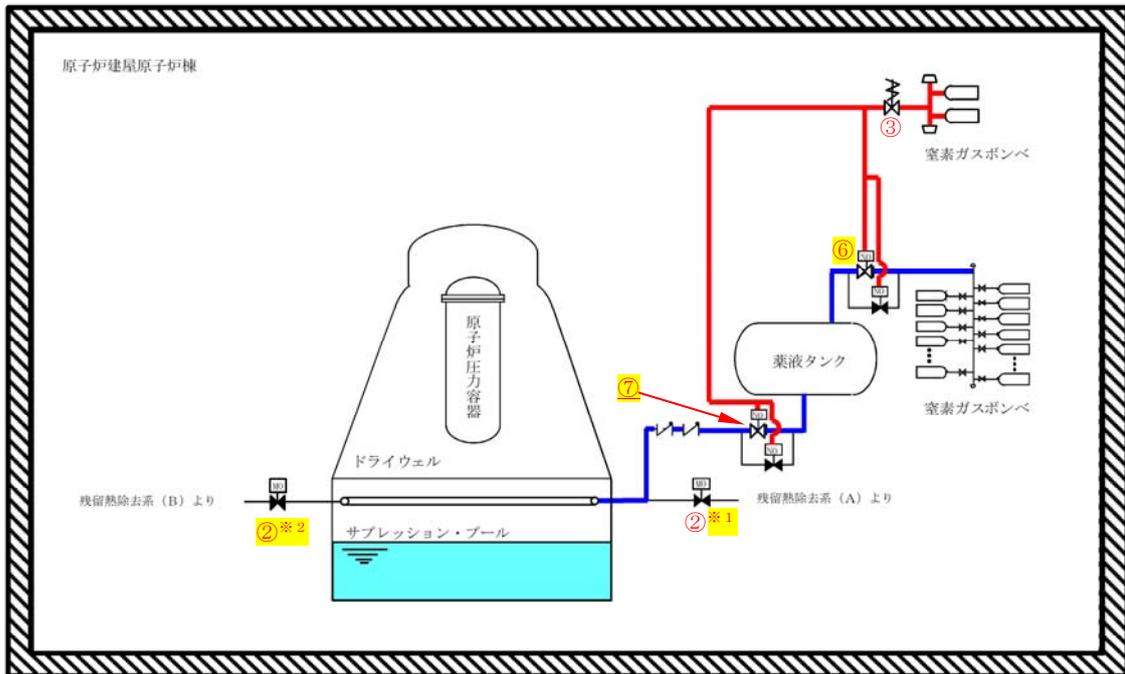
(凡例)



第 1.7-16 図 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45				
			代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 35分												
代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員 A (中央制御室)	1	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱												
			系統構成												
			注水開始操作												
			スプレー開始操作												

第 1.7-17 図 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	残留熱除去系 (A) サプレッション・プールのスプレイ弁
②※2	残留熱除去系 (B) サプレッション・プールのスプレイ弁
③	弁駆動用窒素供給弁
⑥	圧送用窒素供給弁
⑦	薬液注入窒素作動弁

(凡例)

- MO : 電動弁
- NO : 窒素作動弁
- ↗ : 逆止弁
- ✕ : 手動弁
- ≡ : 電磁弁
- (blue) : 薬液注入ライン側
- (red) : 窒素作動弁用窒素供給ライン側

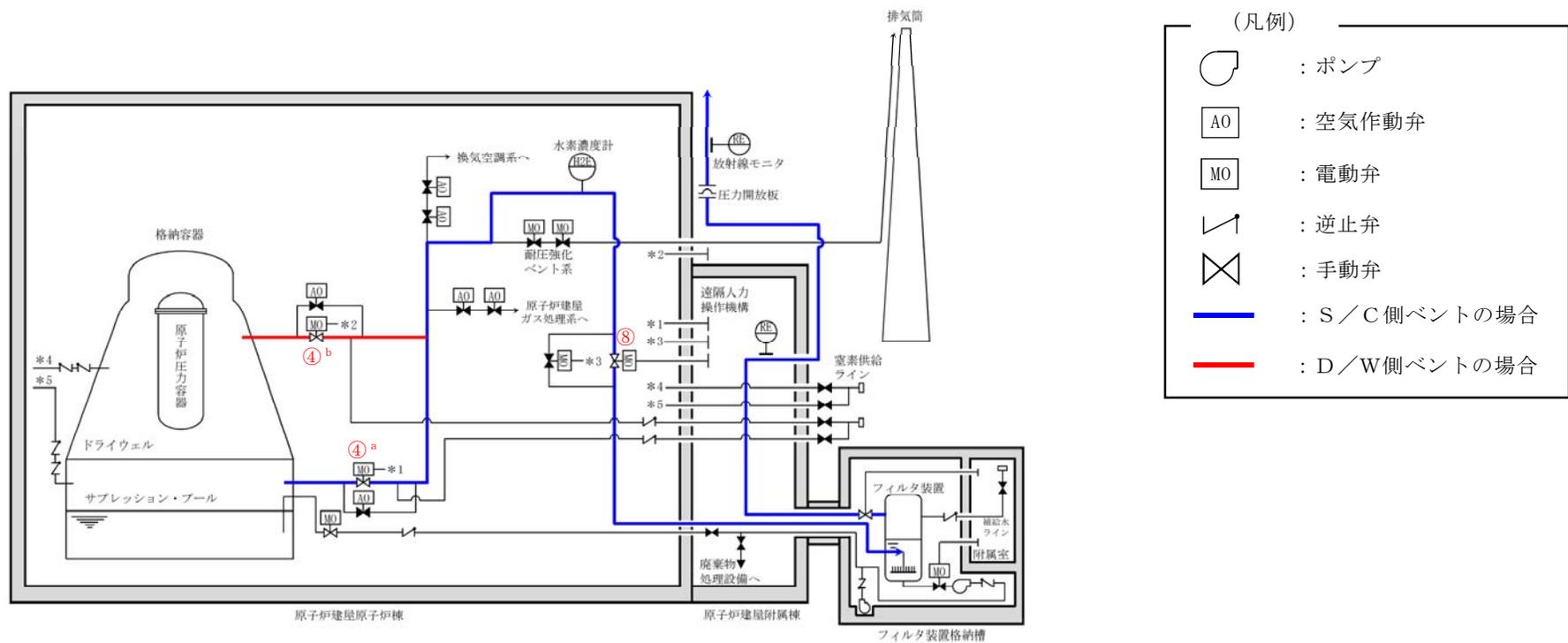
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.7-18 図 サプレッション・プール水 pH制御 概要図

		経過時間(分)										備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	サブレッション・プール水 pH制御 15分											
サブレッション・プール水 pH制御	運転員A (中央制御室)	1	系統構成、薬品注入開始操作										

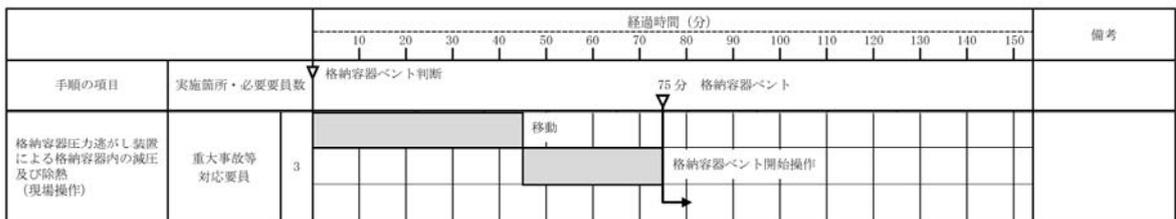
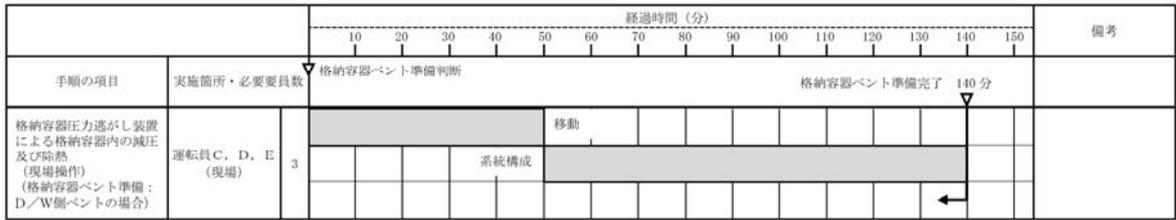
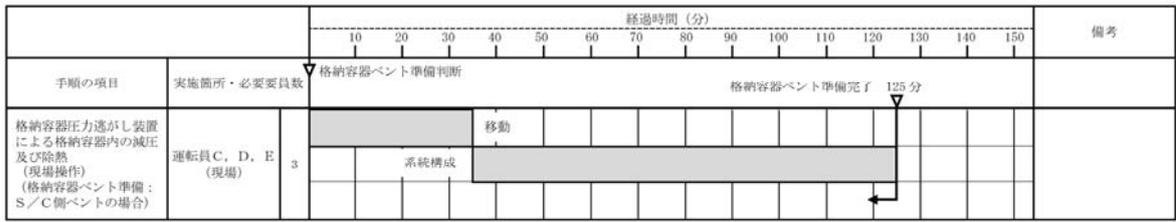
第 1.7-19 図 サブレッション・プール水 pH制御 タイムチャート



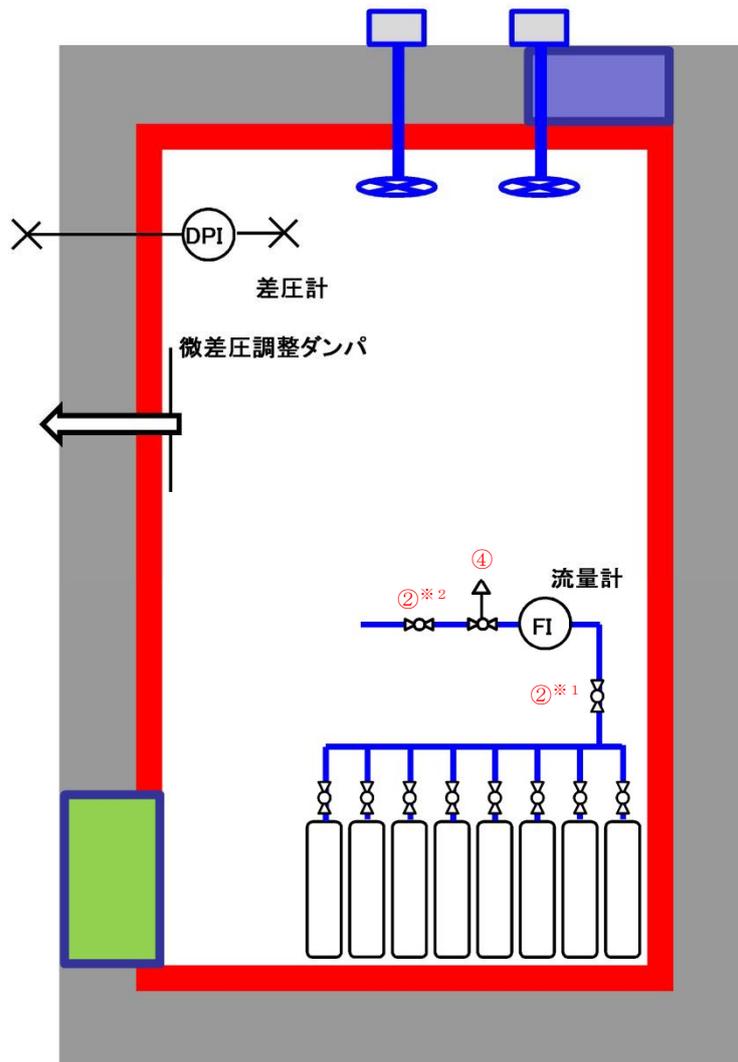
操作手順	弁名称
④ <sup>a</sup>	一次隔離弁 (S/C側)
④ <sup>b</sup>	一次隔離弁 (D/W側)
⑧	二次隔離弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第 1.7-20 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図



第 1.7-21 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱  
(現場操作) タイムチャート



二次隔離弁操作室(平面図)

操作手順	弁名称
②*1	空気ポンベユニット空気ポンベ元弁
②*2	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁後弁
④	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁

(凡例)

 : 手動弁

 : 流量調整弁

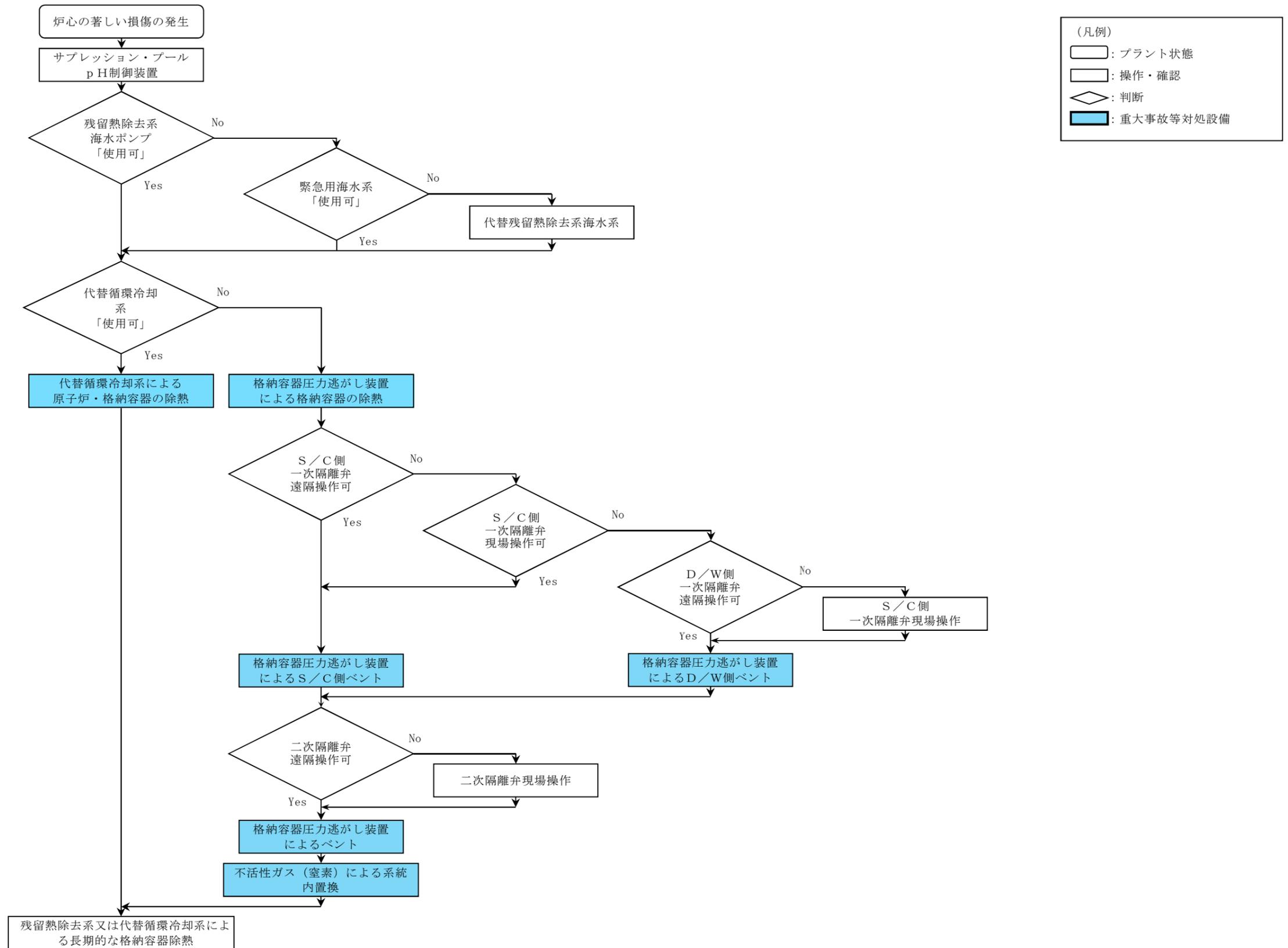
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.7-22 図 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 概要図

		経過時間(分)										備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18			
手順の項目	実施箇所・必要員数	二次隔離弁操作室の正圧化											
二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員	1										系統構成、正圧化開始操作	

第 1.7-23 図 二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 タイムチャート



第 1.7-24 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/3）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（第50条）	技術基準規則（第65条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第65条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑨
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑩
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	④	<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	⑪
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑤	<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p>	<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p>	⑫
<p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p>	⑥	<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	⑬
<p>(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑦	<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑭
		<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑮
		<p>vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	<p>vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	⑯
		<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	⑰
<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>		<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑱

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱	サブ レ ッ シ ョ ン ・ プ ール 水 p H 制 御 設 備 に よ る 薬 液 注 入	残留熱除去系配 管・弁・スプレー ヘッダ	常設	15分以内	1人	自主対策と する理由は 本文参照	
	フィルタ装置水位	新設			サブレッション・ プール水 pH制御 設備配管・弁	常設				
	フィルタ装置圧力	新設			薬注蓄圧タンク	常設				
	フィルタ装置温度	新設			蓄圧タンク加圧用 窒素ガスポンペ	常設				
	フィルタ装置出口 放射線モニタ（高 レンジ・低レン ジ）	新設								
	フィルタ装置入口 水素濃度	新設								
	移送ポンプ	新設								
	圧力開放板	新設								
	可搬型窒素供給装 置	新設								
	配管遮蔽	新設								
	二次隔離弁操作室	新設								
	二次隔離弁操作室 遮蔽	新設								
	二次隔離弁操作室 空気ポンベユニッ ト（空気ポンベ）	新設								
	二次隔離弁操作室 空気ポンベユニッ ト（配管・弁）	新設								
	格納容器	既設								
	格納容器圧力逃が し装置配管・弁	新設								
	不活性ガス系配 管・弁	既設 新設								
	耐圧強化ベント系 配管・弁	既設 新設								
	可搬型代替注水大 型ポンプ	新設								
	代替淡水貯槽	新設								
	淡水貯水池※1 ※2	新設								
	淡水タンク※1	既設								
	燃料補給設備	新設								
真空破壊弁（S/ C→D/W）	既設									

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

※2：「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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

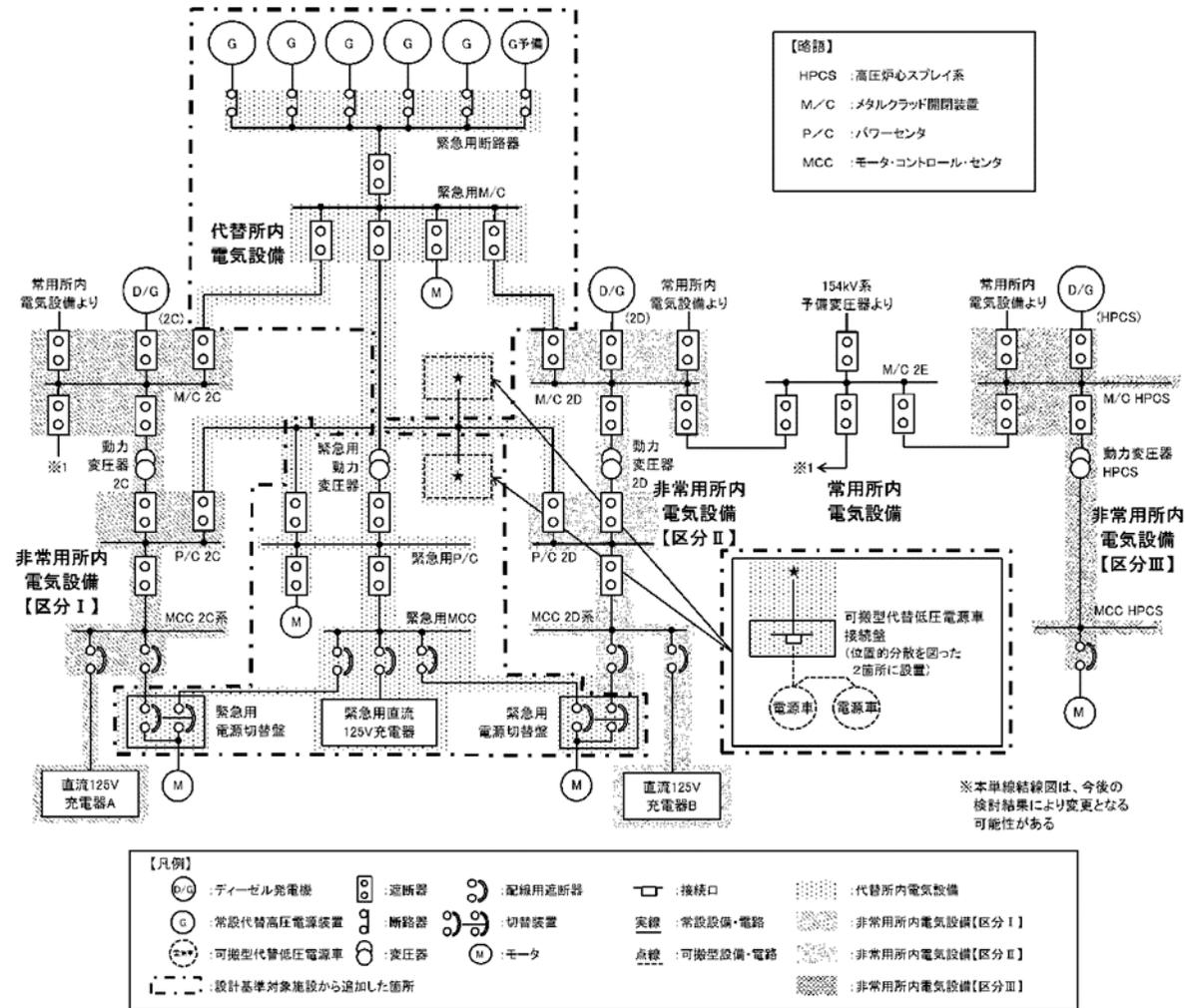
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

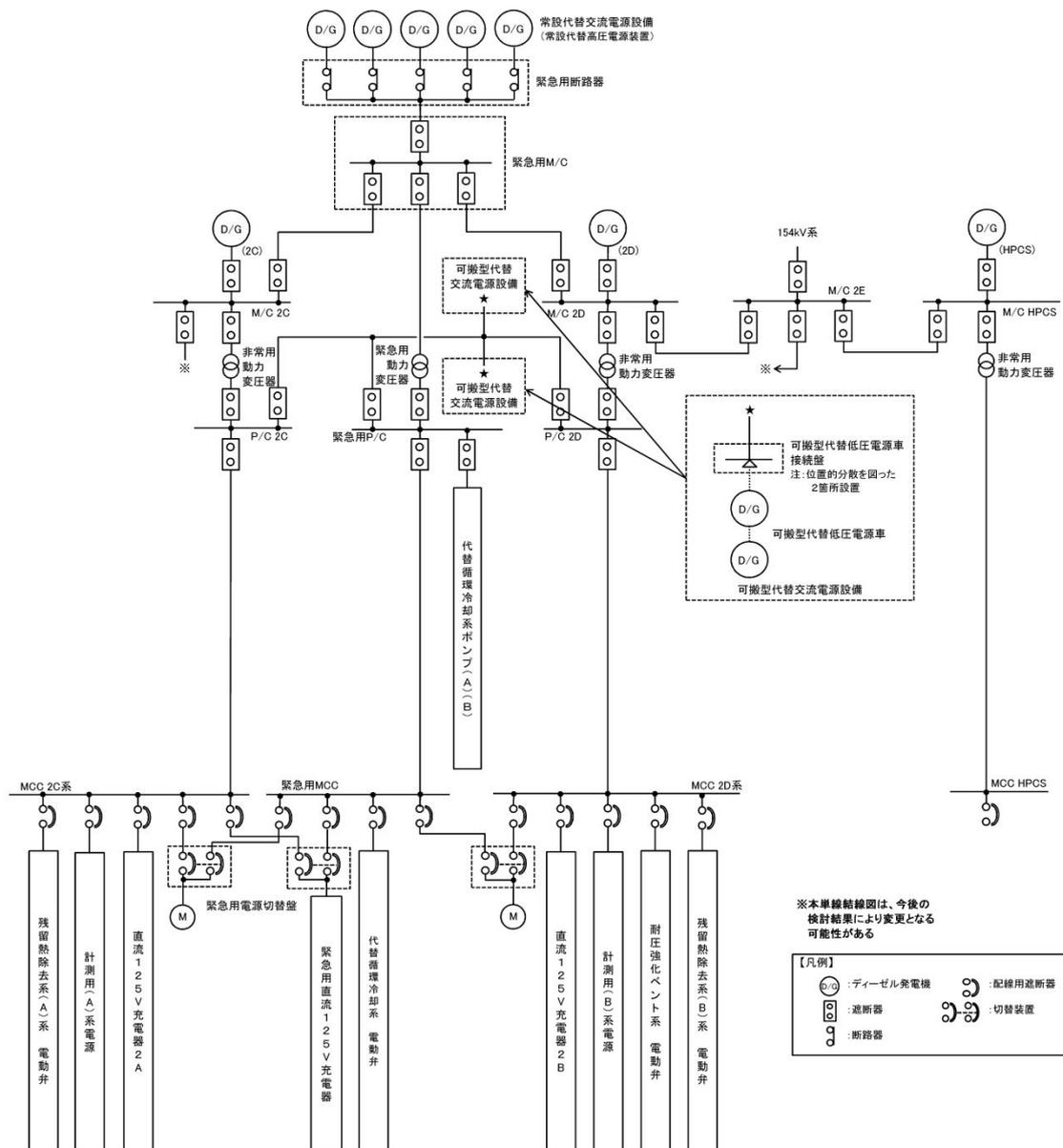
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ② ④ ⑤ ⑧ ⑭ ⑮						
不活性ガス（窒素）による系統内の置換	可搬型窒素供給装置	新設	⑧ ⑪						
代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑨						
	サブプレッション・プール	既設							
	代替循環冷却系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッド	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	格納容器	既設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	緊急用海水系	新設							
	代替残留熱除去系海水系	新設							
	非常用取水設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1：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。

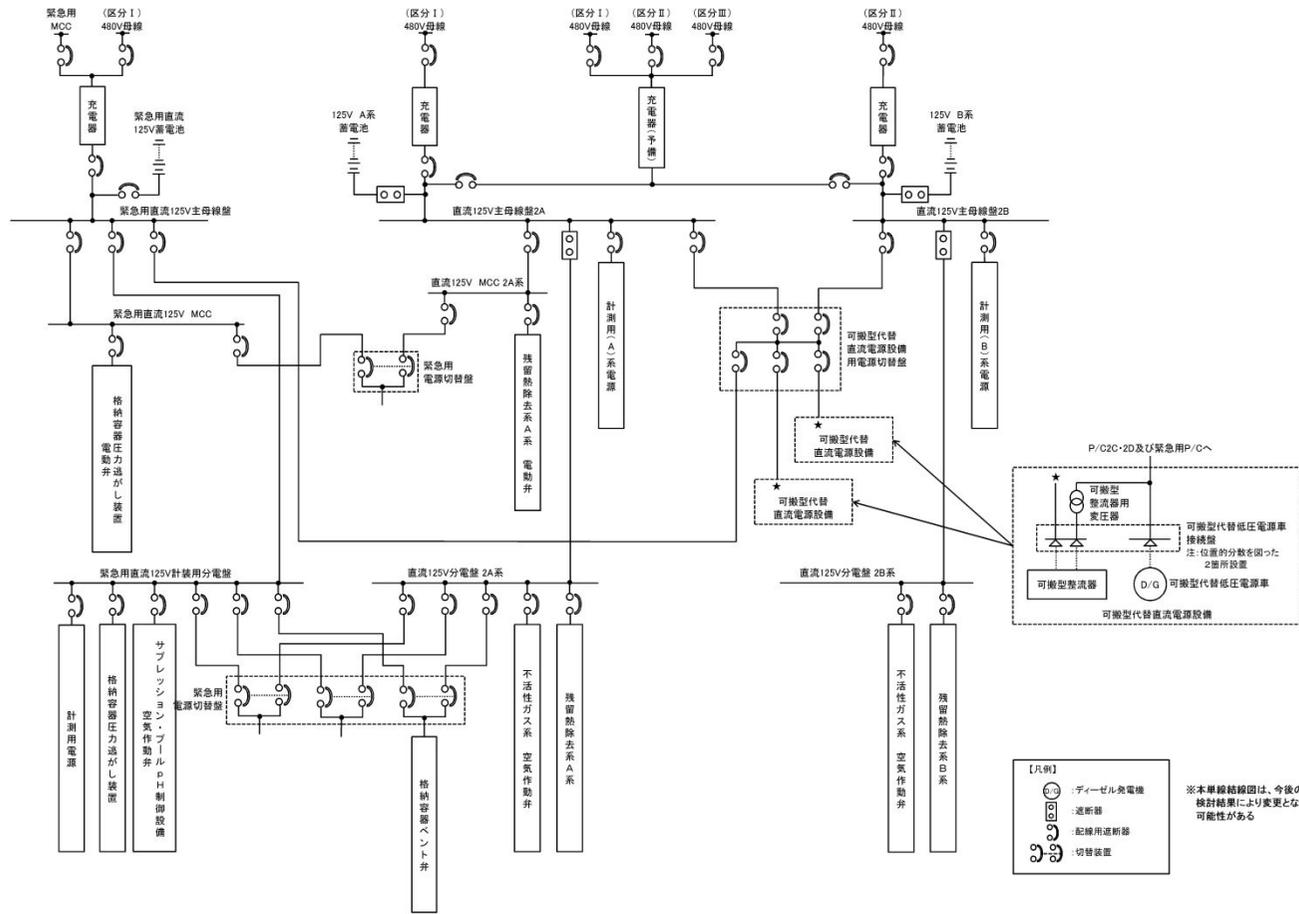
※2：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

- (1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作による格納容器ベント

## a. 操作概要

炉心損傷時に格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。中央制御室から遠隔にて格納容器圧力逃がし装置の操作ができない場合に、遠隔人力操作機構により操作を実施する。

## b. 作業場所

一次隔離弁（S/C側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

一次隔離弁（D/W側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

二次隔離弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

二次隔離弁バイパス弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

## c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の除熱及び減圧に必要な要員数、所要時間のうち、電動弁の遠隔人力操作機構の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：6名（現場運転員3名，重大事故等対応要員3名）

所要時間目安（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

一次隔離弁（S/C側）：格納容器ベント準備を判断してから 125 分  
以内

一次隔離弁（D/W側）：格納容器ベント準備を判断してから 140 分

以内

二次隔離弁：格納容器ベント判断から 75 分以内

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

## (2) フィルタ装置スクラビング水補給

### a. 操作概要

格納容器ベント操作時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置のスクラビング水補給を実施する。

### b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

### c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給に必要な要員数（8名）、所要時間（170分以内）のうち、最長時間を要する多目的タンクから接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

### d. 操作の成立性について

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結

合金具を使用して容易に接続可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部長との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練  
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練  
(水中ポンプユニット設置)

### (3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

#### a. 操作概要

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

#### b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

#### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時の格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安 : 220分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路 : 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部<sup>長</sup>との連絡が可能である。

#### (4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

##### a. 操作概要

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

##### b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

##### c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時のフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安 : 225分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

##### d. 操作の成立性について

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

移動経路 : 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部<sup>長</sup>との連絡が可能である。

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

a. 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへの移送を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送に必要な要員数（3名）、所要時間（54分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗淨

a. フィルタ装置スクラビング水移送ライン系統構成

(a) 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインの洗淨を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

(c) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗淨に必要な要員数（11名）、所要時間（174分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

b. 可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給

(a) 操作概要

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

(c) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給に必要な要員数（11名）、所要時間（174分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安 : 170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

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

移動経路 : 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用

の結合金具を使用して容易に接続可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部長との連絡が可能である。

## 2. 二次隔離弁操作室の正圧化

### (1) 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時における過剰被ばくを防止するため、二次隔離弁操作室空気ポンプユニットにより二次隔離弁操作室を加圧する。

### (2) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

### (3) 必要要員数及び操作時間

二次隔離弁操作室の正圧化に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：10分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

### (4) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。重大事故等対応要員の放射線防護を考慮し、二次隔離弁操作室は、二次格納施設外に設置している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱		
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
			格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。
		(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器ベントを停止可能と判断した場合。	—
		(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了し、一次隔離弁(S/C側又はD/W側)を閉じた場合。	—
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、移送ポンプが使用可能な場合。	—		
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。	—		

判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
		c. サプレッション・プール水 pH制御	原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
	(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
			格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
	(3) 二次隔離弁操作室の正圧化	a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達した場合。
			格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上

操作手順の解釈一覧 (1/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	—
		原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—
		耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁	—
		一次隔離弁 (S/C側)	—
		一次隔離弁 (D/W側)	—
		サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達
		格納容器内温度指示値が200℃に到達	格納容器内温度指示値が200℃に到達
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達
		二次隔離弁	—
		二次隔離弁バイパス弁	—
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下
		格納容器内温度指示値が200℃以下	格納容器内温度指示値が200℃以下
		格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置補給水ライン元弁	—	
	フィルタ装置水位指示値が通常値	—	

操作手順の解釈一覧 (2/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	窒素供給ライン元弁 (D/W側又はS/C側)	—
			格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下	格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下
			一次隔離弁 (S/C側)	—
			一次隔離弁 (D/W側)	—
		(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	フィルタ装置窒素供給ライン元弁	—
			フィルタ装置温度指示値が50℃以下	フィルタ装置温度指示値が50℃以下
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
		(e) フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下
		(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置補給水ライン元弁	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下

操作手順の解釈一覧 (3/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系注水配管分離弁	—
			残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
			代替循環冷却系入口弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系 (A) 注入弁	—
			代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
			代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇
			残留熱除去系 (A) D/Wスプレー弁	—
			代替循環冷却系格納容器スプレー流量調節弁	—
		代替循環冷却系格納容器スプレー流量の上昇	代替循環冷却系格納容器スプレー流量の上昇	
		c. サプレッション・プール水 pH制御	弁駆動用窒素供給弁	—
			圧送用窒素供給弁	—
薬液注入窒素作動弁	—			

操作手順の解釈一覧 (4/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	一次隔離弁 (S/C側)	—	
		一次隔離弁 (D/W側)	—	
		サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達	
		格納容器内温度指示値が200℃に到達	格納容器内温度指示値が200℃に到達	
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	
		二次隔離弁	—	
		二次隔離弁バイパス弁	—	
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	
		格納容器内温度指示値が200℃以下	格納容器内温度指示値が200℃以下	
		格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	
	(3) 二次隔離弁操作室の正圧化	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	空気ポンベユニット空気ポンベ元弁	—
			空気ポンベユニット空気供給流量調整弁後弁	—
			サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達
			空気ポンベユニット空気供給流量調整弁で規定流量に調整	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁を47.6m <sup>3</sup> /hに調整開

## 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.8.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

###### (a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉圧力容器への注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### c. 手順等

#### 1.8.2 重大事故等時の手順

##### 1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

###### (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

###### a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

###### b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）

###### c. 消火系によるデブリ冷却

###### d. 補給水系によるデブリ冷却

###### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
- b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
- c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
- f. 消火系による原子炉圧力容器への注水
- g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
- h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.3 重大事故対策の成立性

- 1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

- 2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

- 3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

添付資料1.8.4 解釈一覧

- 1. 判断基準の解釈一覧

## 2. 操作手順の解釈一覧

## 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

#### （1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### （2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制することにより原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、溶融しペDESTAL（ドライウ

エル部)の床面に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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五十一条及び技術基準規則第六十六条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主

対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8-1表に整理する。

a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した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、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合にペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下する熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCI抑制を図る。

また、原子炉圧力容器破損後はペDESTAL（ドライウエル部）に注水を継続することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCI抑制を図る。

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段がある。

i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル

部) への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 格納容器下部注水系配管・弁
- ・ 格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水

格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 格納容器下部注水系配管・弁
- ・ 格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

なお、格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

iii) 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水

消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・消火系配管・弁
- ・格納容器下部注水系配管・弁
- ・格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

iv) 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水

補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系配管・弁
- ・消火系配管・弁
- ・格納容器下部注水系配管・弁
- ・格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) a. (a) i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、格納容器、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) a. (a) ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源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づける。

「1.8.1(2) a. (a) ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、淡水貯水池は「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】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

「1.8.1(2) a. (a) iii) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、格納容器下部注水系配管・弁、格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源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づける。

「1.8.1(2) a. (a) iv) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、格納容器下部注水系配管・弁、格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源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づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網

羅されている。

(添付資料1.8.1)

以上の重大事故等対処設備によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するためのペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク，補給水系配管・弁及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するためのペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段として有効である。

- b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

- (a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 復水貯蔵タンク

- ・ 高压代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・ 原子炉压力容器
- ・ 常設代替直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料補給設備

iii) 低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低压代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 低压代替注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁
- ・ 原子炉压力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・淡水貯水池
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁
- ・低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

なお、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・サプレッション・プール
- ・代替循環冷却系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器

- ・ 残留熱除去系海水系
- ・ 緊急用海水系
- ・ 代替残留熱除去系海水系
- ・ 非常用取水設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

vi) 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水貯蔵タンク
- ・ 多目的タンク
- ・ 消火系配管・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
- ・ 燃料補給設備

vii) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 消火系配管・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
- ・ 燃料補給設備

viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク
- ・ 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
- ・ 燃料補給設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、サブプレッション・プール、原子炉圧力容器、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナは重大事故等対処設備（設

計基準拡張)として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) ii) 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水」で使用する設備のうち、常設高压代替注水系ポンプ、サプレッション・プール、高压代替注水系(蒸気系)配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁、高压代替注水系(注水系)配管・弁、高压炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ、原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁、原子炉压力容器、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源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づける。

「1.8.1(2) b. (a) iii) 低压代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水」で使用する設備のうち、常設低压代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低压代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) iv) 低压代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、低压代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、低压炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源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づける。

「1.8.1(2) b. (a) iv) 低压代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水」で使用する設備のうち、淡水貯水池は「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】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・プール、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ、原子炉圧力容器、緊急用海水系、非常用取水設備、常設代替交流電源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づける。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) vi) 消火系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系配管・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及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) vii) 補給水系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、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及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源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づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・代替残留熱除去系海水系

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.8-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.8-2表，第1.8-3表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料1.8.2）

## 1.8.2 重大事故等時の手順

### 1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

#### (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

##### a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床

面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペデスタル（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

【ペデスタル（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

【原子炉圧力容器破損後のペデスタル（ドライウエル部）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>※3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

※3：「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。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉

圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に，概要図を第1.8-5図に，タイムチャートを第1.8-6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するために必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，常設低圧代替注水系ポンプを起動し，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上であることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開にする。

⑥運転員等は，発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したこ

とを報告する。

⑦発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水の開始を指示する。

⑧<sup>a</sup> ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位指示値にて2.2m到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑧<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり $465\text{kPa}$  [gage]以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却開始まで6分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水機能が喪失した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】**

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】**

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系による

ペデスタル（ドライウェル部）への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

※3：「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。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

#### (b) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-7図に、タイムチャートを第1.8-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）で使

用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するために必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑩重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑪災害対策本部長は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを連絡する。

⑫発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。

⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑭重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑮災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑯発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の開始を指示する。

⑰<sup>a</sup>ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を調整し、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位指示値にて $2.2\text{m}$ 到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑰<sup>b</sup>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を調整し、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の

上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり $465\text{kPa}$  [gage]以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.8.3-1)

c. 消火系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止す

るため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りの判断基準】**

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作の判断基準】**

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災

が発生していない場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

※3：「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。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

消火系によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-9図に、タイムチャートを第1.8-10図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告す

る。

③発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。

④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑤運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。

⑦運転員等は、発電長に消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑨<sup>a</sup>ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m<sup>3</sup>/hに調整し、格納容器下部水位指示値にて2.2m到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑨<sup>b</sup>原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水

流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり $465\text{kPa}$  [gage]以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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消火系によるデブリ冷却開始まで47分以内と想定する。

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

(添付資料1.8.3-2)

d. 補給水系によるデブリ冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が $465\text{kPa}$  [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅

らせるため崩壊熱相当の流量とする。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※4</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、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができず、補給水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

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

※3：「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。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容

器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

補給水系によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に，概要図を第1.8-11図に，タイムチャートを第1.8-12図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ②災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ③発電長は，運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水の準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。
- ⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。
- ⑥重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は，運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡

ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、予備の復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。

⑬運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑮<sup>a</sup> ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を  $100\text{m}^3/\text{h}$  に調整し、格納容器下部水位指示値にて 2.2m 到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑮<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認し、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を  $80\text{m}^3/\text{h}$

に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage]以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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 6 名にて作業を実施した場合、補給水系によるデブリ冷却開始まで 101 分以内と想定する。

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

連絡配管閉止フランジの切り替えは、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.8.3-3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-29図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できない場合、可搬型代替交流電源設備により交流動力電源を確保し、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。

なお、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

#### 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

##### (1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

##### a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができない場合には、所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

##### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系が使用可能な場合<sup>\*1</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・プール又は復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-13図に、タイムチャートを第1.8-14図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値が1.03MPa [gage] 以上であることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁を閉にした後、開とし、原子炉隔離時冷却系タービンをリセットし、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を開にし、原子炉隔離時冷却系を起動

する。

⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系タービン回転速度の上昇、原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで5分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、高圧注水系（高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系）により原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合

において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・プール又は復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-15図に、タイムチャートを第1.8-16図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値が1.03MPa [gage] 以上であることを確認する。

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

④運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁及び原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁を閉にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系注入弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開とし、高圧代替注水系を起動する。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量指示値が $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-17図に、タイムチャートを第1.8-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系（C）注入弁の受電操作を実施し、残留熱除去系（C）注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

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

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

- ⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）を起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）注入弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が378m<sup>3</sup>/h以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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）による原子炉压力容器への注水開始まで7分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉压力容器への注水ができない場合には，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（可搬型）の電源を確保し，原子炉压力容器への注水を実施する。また，原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は，主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し，原子炉压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

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，給水系，復水系，非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉压力容器への注水ができず，低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／

海水) 手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-19図に、タイムチャートを第1.8-20図に示す。

(残留熱除去系(C)配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑨以外は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系(可搬型)の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(C)ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage]以下であることを確認し、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系（C）注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にし、発電長に報告する。

⑨<sup>b</sup> 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にし、発電長に報告する。

⑩ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑪ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑫ 災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを連絡する。

⑬ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。

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

⑮ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑪発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内へ注水が開始されたことの確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が $110\text{m}^3/\text{h}$ 以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

⑮発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを連絡する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

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

・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

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

・中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.8.3-1)

e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備により代替循環冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源、水源（サプレッション・プール）及び冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下の

とおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-21図に、タイムチャートを第1.8-22図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁を開にする。
- ⑦運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、原子炉压力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、運転員等に代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）注入弁及び代替循環冷却系原子炉压力容器注水流量調節弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代

替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量指示値が $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで35分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により消火系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、主蒸気逃が

し安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>\*1</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-23図に、タイムチャートを第1.8-24図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑦ 運転員等は、発電長に消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電長は、原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）注入弁を開にする。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、消火系により原子炉圧力容器へ注水が始まったことを残留熱除去系系統流量指示値が75m<sup>3</sup>/h以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑪ 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。
- ⑫ 運転員等は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで50分以内と想定する。

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

ある。

g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により補給水系の電源を確保し，補給水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は，主蒸気逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，給水系，復水系，非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず，補給水系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。

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

(b) 操作手順

補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に，概要図を第1.8-25図に，タイムチャートを第1.8-26図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ③発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。
- ⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。
- ⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、予備の復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑬運転員等は、発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は、原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）注入弁を開にする。

⑯運転員等は中央制御室にて、補給水系により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値が $75\text{m}^3/\text{h}$ 以上及び原子炉水位の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑰発電長は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで105分以内と想定する。

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

h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心への注水を行う場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心が損傷した場合<sup>※1</sup>において、ほう酸水注入系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-27図に、タイムチャートを第1.8-28図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にするこ

とで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動する。)を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認する。ほう酸水貯蔵タンク液位を継続監視し、ほう酸水が全量注入されたことを確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等にほう酸水注入ポンプA（又はB）の停止を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、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ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

#### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-29図に示す。

全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の場合において、所内常設直流電源設備により直流電源が確保できた場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を行う。原子炉隔離時冷却系が使用できない場合において、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により直流電源が確保できた場合、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。原子炉の減圧が可能で低圧代替注水系（常設）が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器へ

の注水を実施する。低圧代替注水系（常設）が使用できない場合において、残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保した場合，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。代替循環冷却系が使用できない場合，消火系，補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，注水を行う際は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

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

#### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，常設高圧代替注水系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設

備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/6)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	—	ペDESTAL (ドライウエル部) による 格納容器下部注水系 (常設) への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」  重大事故等対策要領
		ペDESTAL (ドライウエル部) による 格納容器下部注水系 (可搬型) への注水	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」  重大事故等対策要領
			淡水貯水池 <sup>※2, ※4</sup>	自主 対策 設備	

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

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

※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

☐: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	—	消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－3 a」， 「注水－3 b」  重大事故等対策要領
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備	
		補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－3 a」， 「注水－3 b」  重大事故等対策要領
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/6)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	高圧炉心スプレイ系	原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・プール 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」  重大事故等対策要領
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備				
	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」  重大事故等対策要領
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備	

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

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

※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書
熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	残留熱除去系 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） 原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」  重大事故等対策要領
		低圧代替注水系（可搬型） 原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ <sup>※2</sup> 代替淡水貯槽 <sup>※2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料補給設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」  重大事故等対策要領
			淡水貯水池 <sup>※2，※4</sup>	自主対策設備

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	残留熱除去系 低圧炉心スプレイ系	原子炉圧力容器への注水 代替循環冷却系による	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系※ <sup>1</sup> 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領
			残留熱除去系海水系※ <sup>1</sup>	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ <sup>1</sup>	自主対策設備	
	残留熱除去系 低圧炉心スプレイ系	原子炉圧力容器による 消火系による	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※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備	

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	残留熱除去系 低圧炉心スプレイ系	原子炉圧力容器への注水 補給水系による	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※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	
	全交流動力電源	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	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

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

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水		
a. 格納容器下部注水系 (常設) によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※1
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA 広帯域) ※1 原子炉水位 (SA 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		補機監視機能 制御棒位置指示
		電源 緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧
	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ※1	
	操作	格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水位 格納容器下部水位 ※1
		格納容器への注水量 低圧代替注水系 格納容器下部注水流量 ※1
		補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
水源の確保 代替淡水貯槽水位 ※1		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (2/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるデブリ冷却 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1	格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ※1
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA 広帯域) ※1 原子炉水位 (SA 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		補機監視機能	制御棒位置指示
		電源	緊急用 M/C 電圧 緊急用 P/C 電圧
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位 ※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系 格納容器下部注水流量 ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (3/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
c. 消火系によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1	格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA 広帯域) ※1 原子炉水位 (SA 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		補機監視機能	制御棒位置指示
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位 ※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系 格納容器下部注水流量 ※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
水源の確保		ろ過水貯蔵タンク水位	

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (4/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
d. 補給水系によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1	格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ※1
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		補機監視機能	制御棒位置指示
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル内気温度 ※1 サプレッション・チェンバ内気温度 ※1 サプレッション・プール水温度 ※1
		格納容器内の水位	格納容器下部水位 ※1
		格納容器への注水量	低圧代替注水系 格納容器下部注水流量 ※1
		補機監視機能	補給水系統圧力
水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (5/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用直流125V主母線盤電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1 復水貯蔵タンク水位

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (6/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用直流125V主母線盤電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 ※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1 復水貯蔵タンク水位

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (7/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
c. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA 広帯域) ※1 原子炉水位 (SA 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA 広帯域) ※1 原子炉水位 (SA 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (8/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
d. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (9/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 C P/C 2 C
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確認	サプレッション・プール水位 ※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (10/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
f. 消火系による原子炉压力容器への注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (11/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水			
g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		電源	緊急用M/C 電圧 緊急用P/C 電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 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
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量 ※1
	補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (12/12)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
h. ほう酸注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 M/C 2C電圧 P/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2D電圧 .
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		補機監視機能	ほう酸水注入系系統圧力
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位

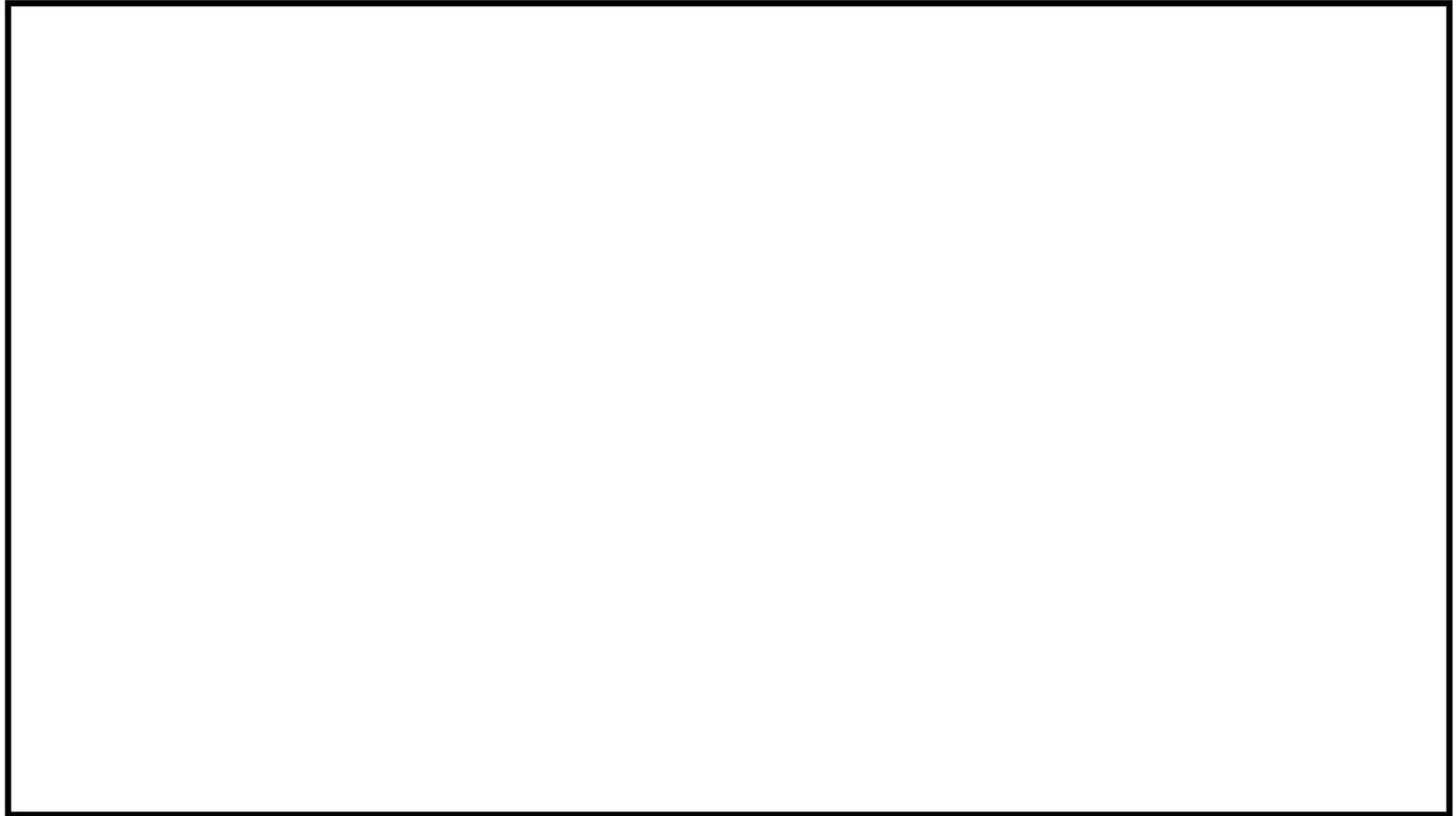
※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

第1.8-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

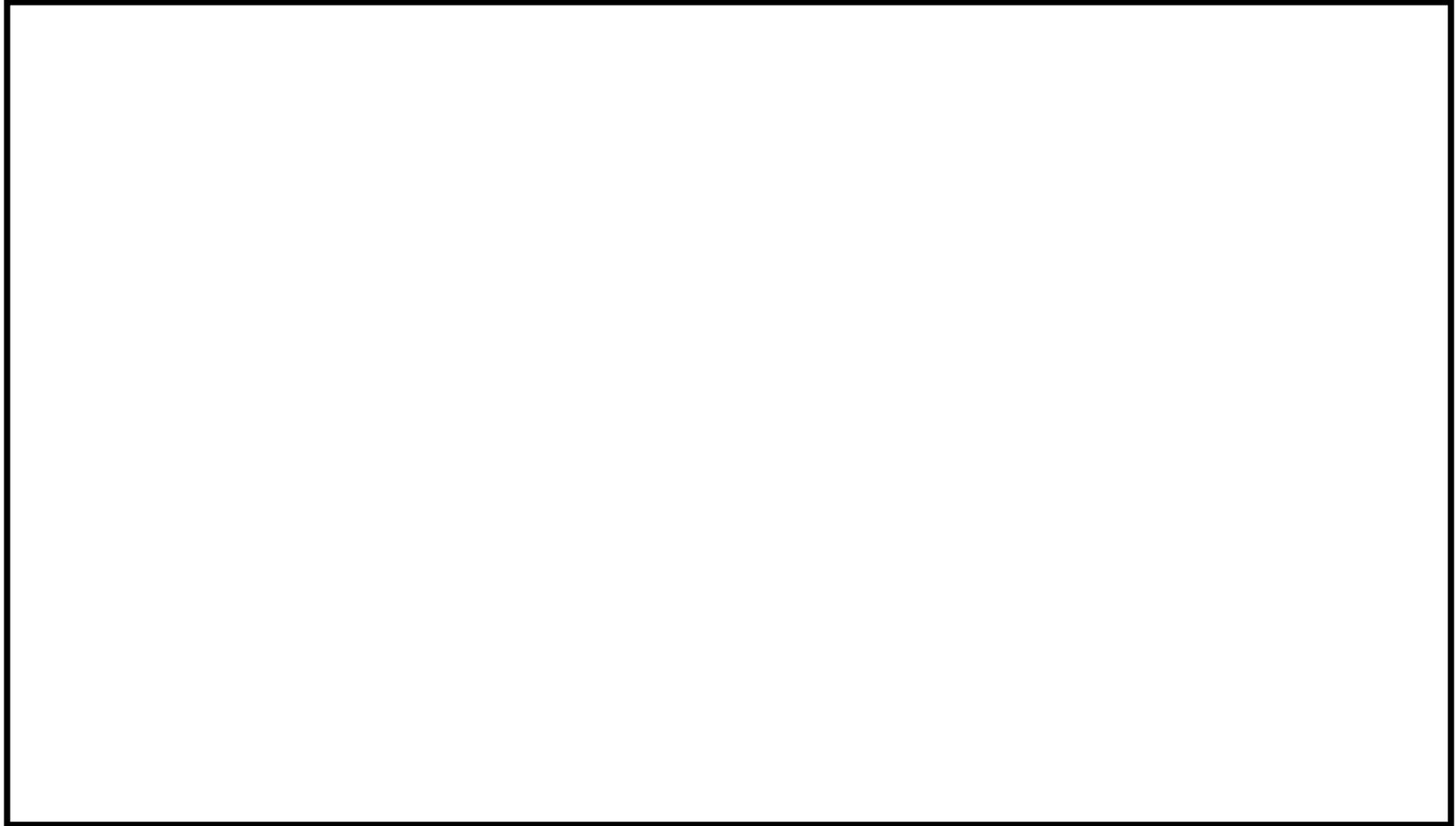
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用 P / C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	原子炉隔離時冷却系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	高圧代替注水系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 P / C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	緊急用海水系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 P / C
	緊急用海水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系
中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用 M C C 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤	



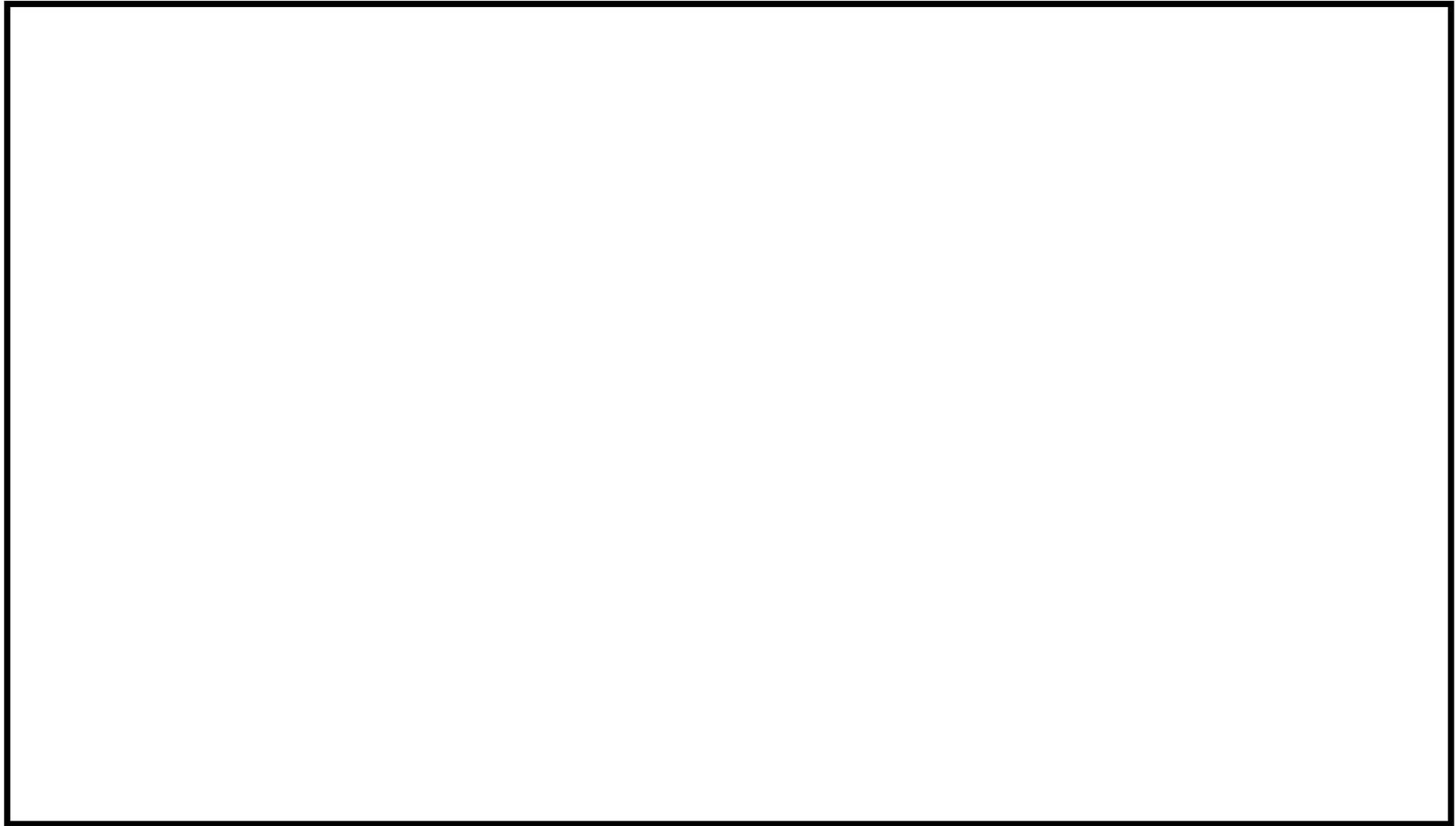
第1.8-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-3 a」における対応フロー



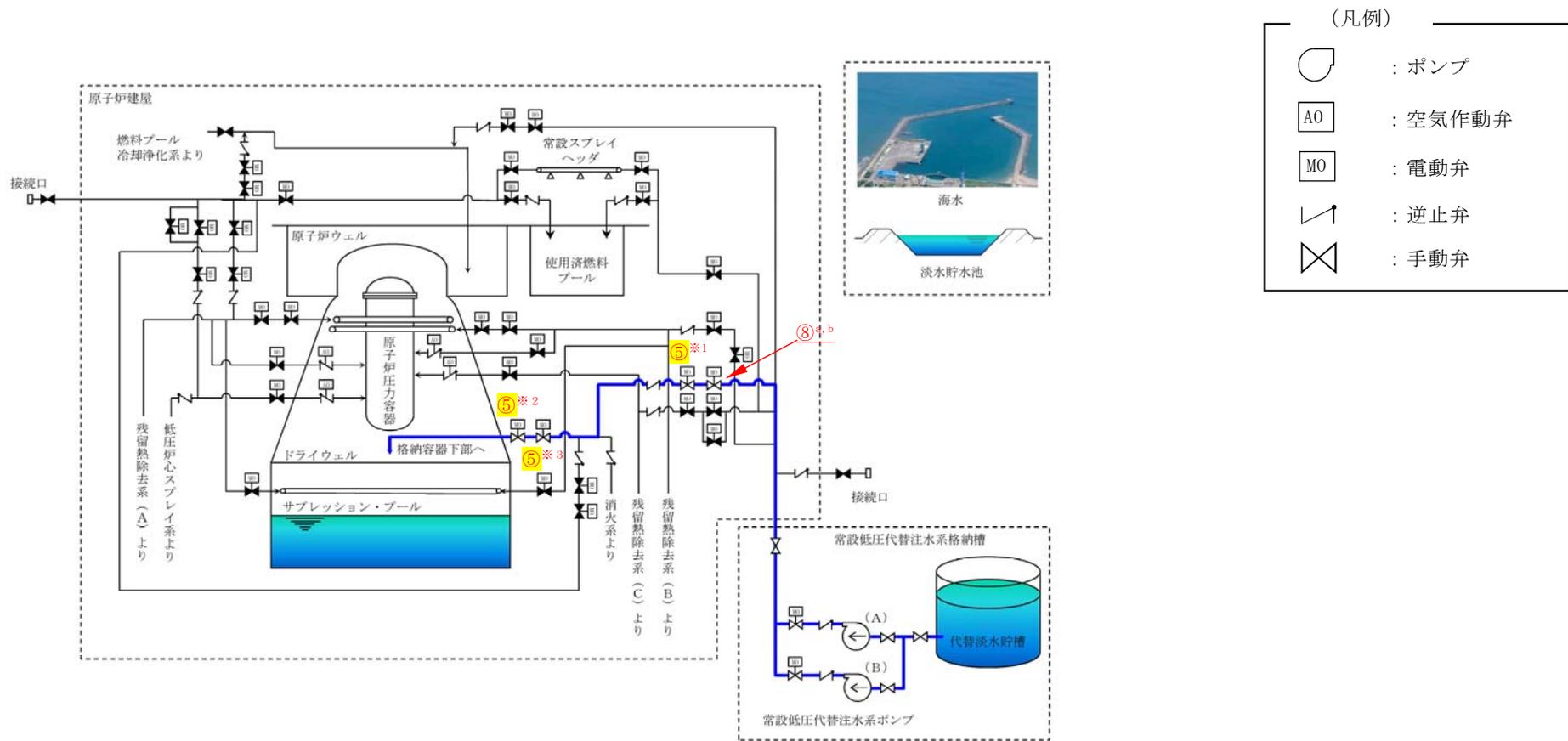
第1.8-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-3 b」における対応フロー



第1.8-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



第1.8-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-2」における対応フロー



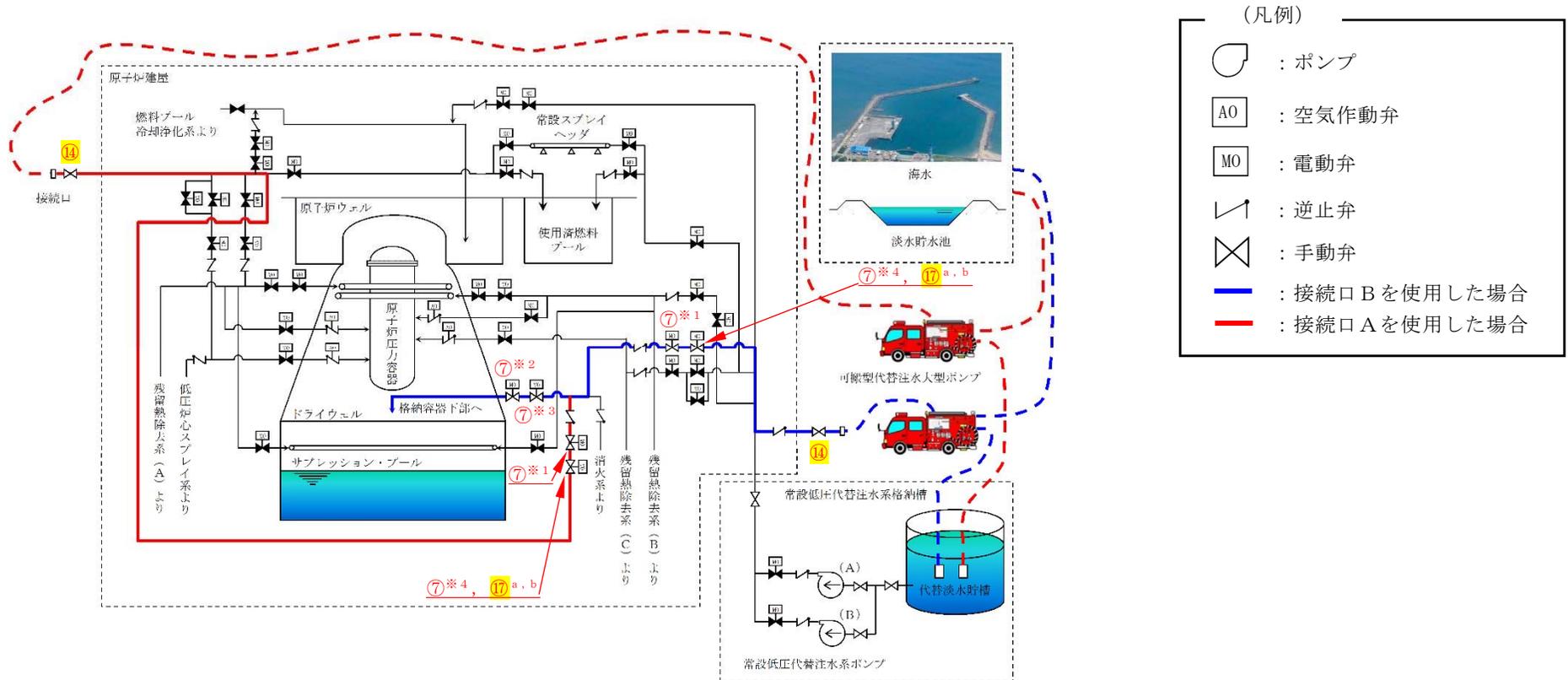
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑤*1	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	⑤*3	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁
⑤*2	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑧ <sup>a, b</sup>	格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-5図 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 概要図

		経過時間 (分)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 6分									
格納容器下部注水系 （常設）によるデブリ冷却	運転員A （中央制御室）	1								系統構成, 注水開始操作	

第1.8-6図 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 タイムチャート



操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑦※1	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	⑦※4, ⑩a, b	格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁
⑦※2	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑭	西側接続口又は東側接続口の弁
⑦※3	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁		

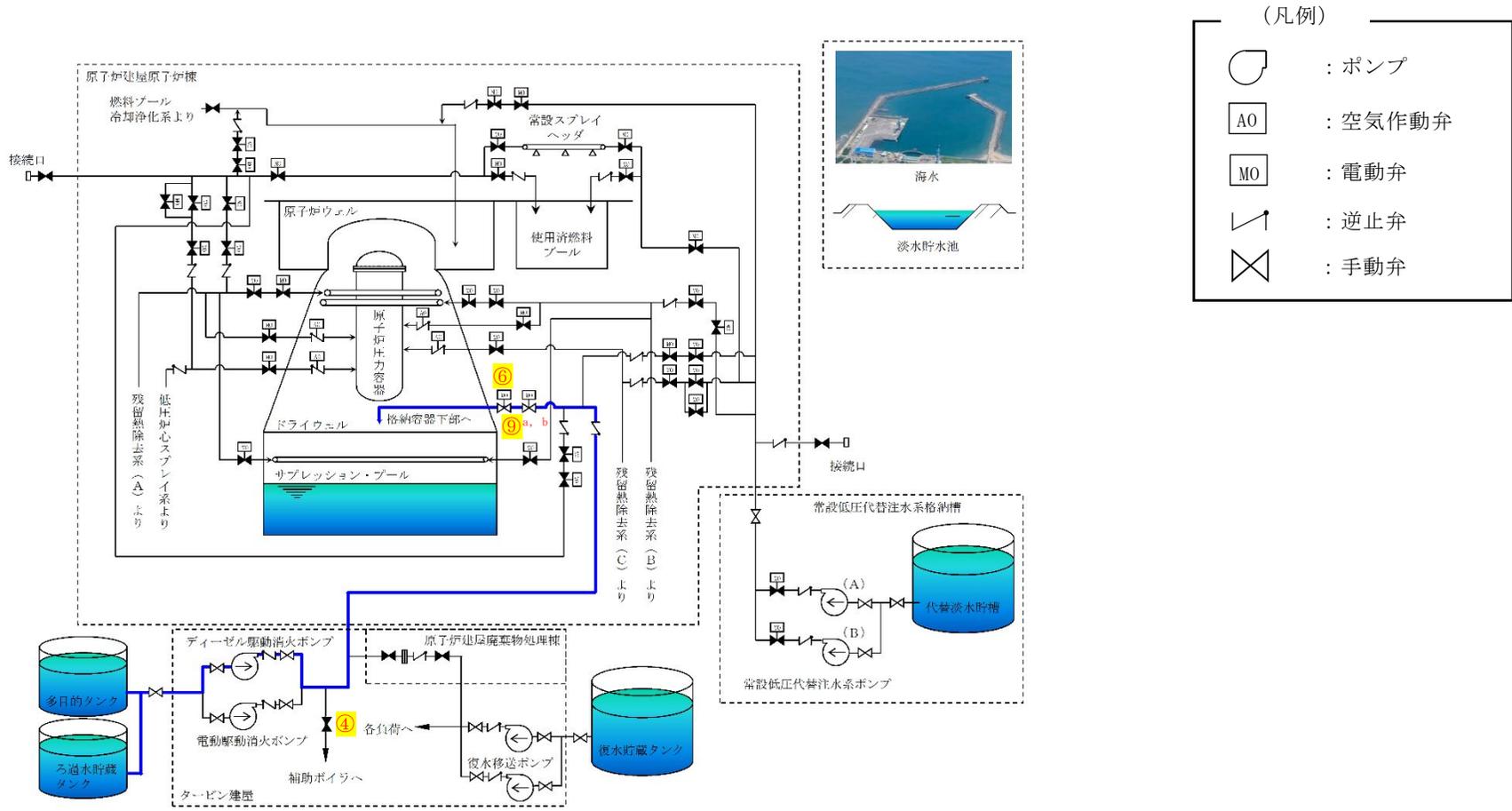
記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-7図 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水） 概要図

		経過時間 (分)																	備考	
		20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却 150分																		
格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水） （西側接続口を使用した場合）	運転員A（中央制御室）	1	系統構成																	
	重大事故等対応要員	8	準備		移動（南側保管場所～淡水貯水池）		ポンプ設置		ホース敷設		ホース接続		送水準備、注水開始操作（※1）							淡水貯水池からの送水

※1：淡水貯水池から東側接続口への送水の場合、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始まで150分以内と想定する。

第1.8-8図 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）タイムチャート



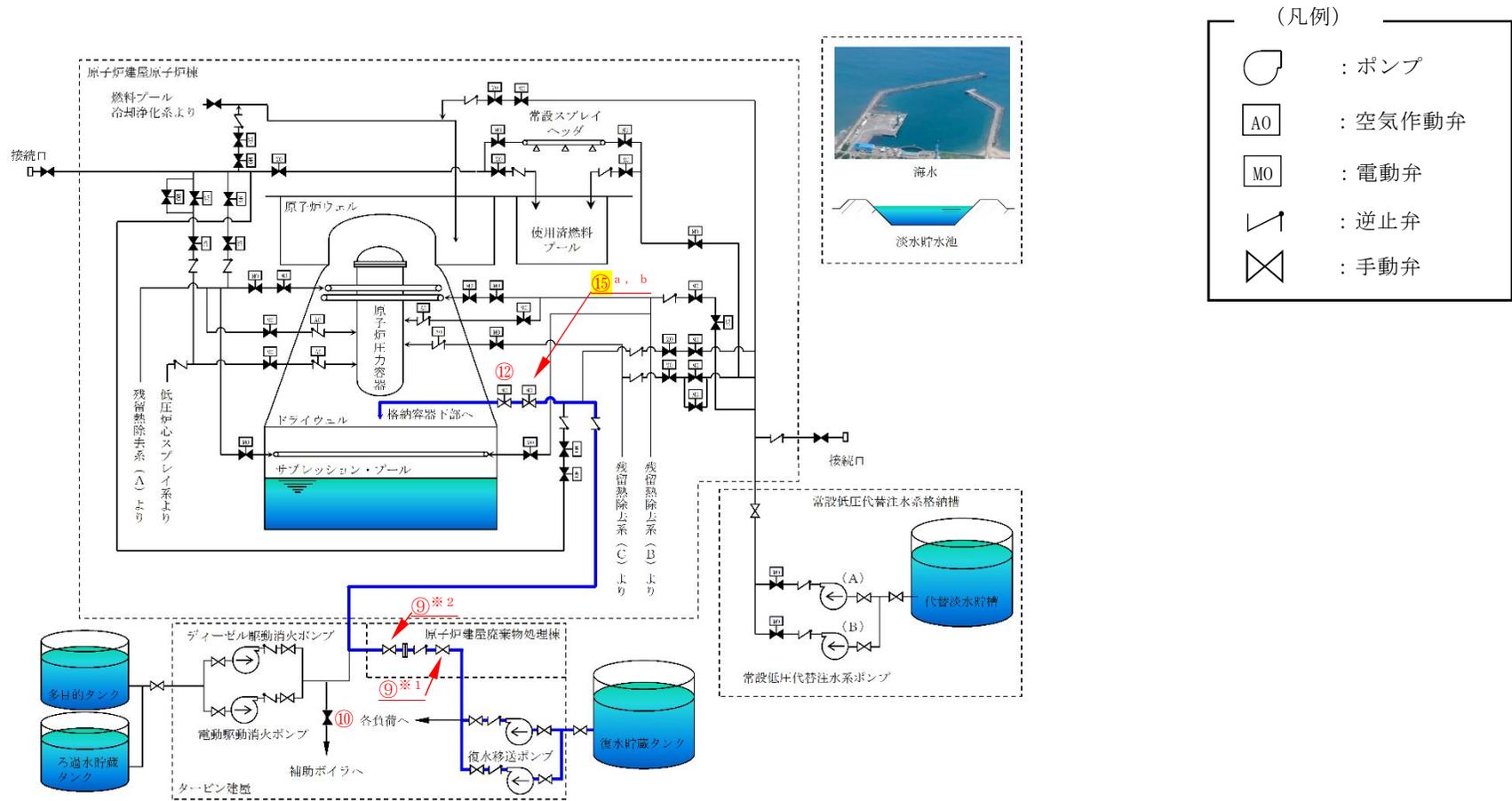
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑨ <sup>a, b</sup>	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁
⑥	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第1.8-9図 消火系によるデブリ冷却 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	実施箇所・必要員数	消火系によるデブリ冷却 47分										
消火系によるデブリ冷却	運転員A (中央制御室)	1									系統構成、注水開始操作	
	運転員C、D (現場)	2									移動、系統構成	

第1.8-10図 消火系によるデブリ冷却 タイムチャート



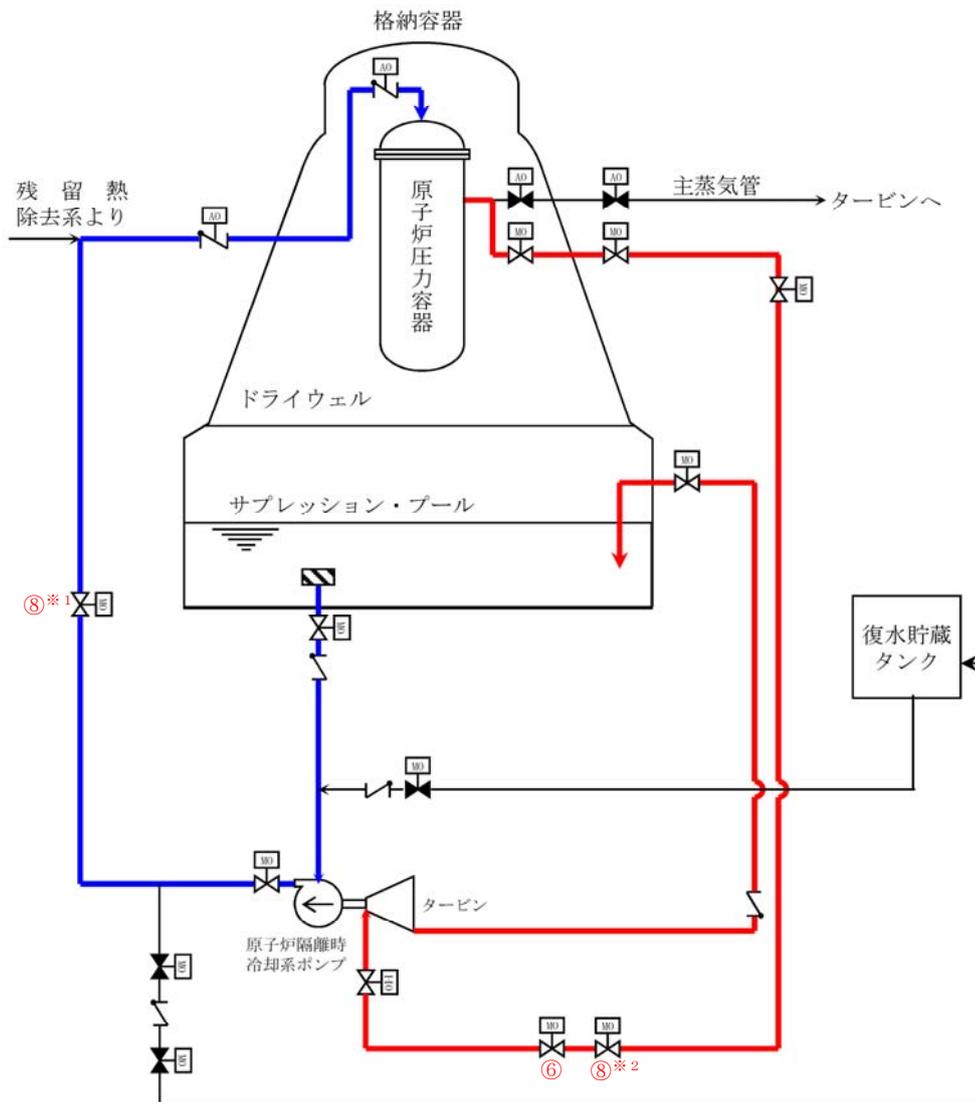
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑫	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁	⑮ <sup>a, b</sup>	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第1.8-11図 補給水系によるデブリ冷却 概要図

		経過時間(分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		
手順の項目	実施箇所・必要員数	補給水系によるデブリ冷却 101分														
補給水系によるデブリ冷却	運転員 A (中央制御室)	1													系統構成, 注水開始操作	
	運転員 C, D (現場)	2													移動	
	重大事故等 対応要員	6													移動, 連絡配管閉止フランジ切替	

第1.8-12図 補給水系によるデブリ冷却 タイムチャート



(凡例)

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

操作手順	弁名称
⑥	原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁
⑧※ <sup>1</sup>	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑧※ <sup>2</sup>	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁

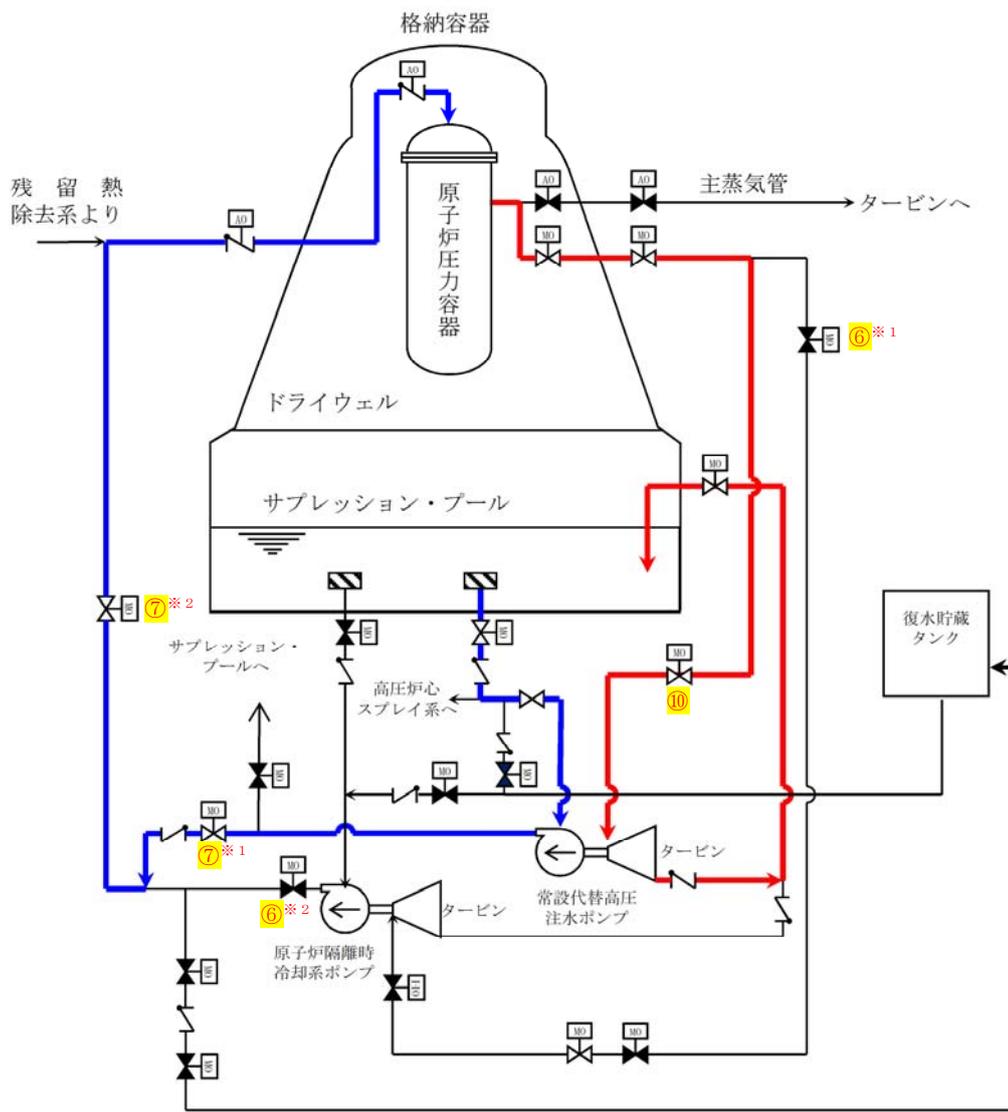
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第 1.8-13 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 5分									
原子炉隔離時冷却系による 原子炉压力容器への注水	運転員A (中央制御室)	1									

第 1.8-14 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥※1	原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑦※1	高圧代替注水系注入弁
⑦※2	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑩	高圧代替注水系タービン止め弁

(凡例)

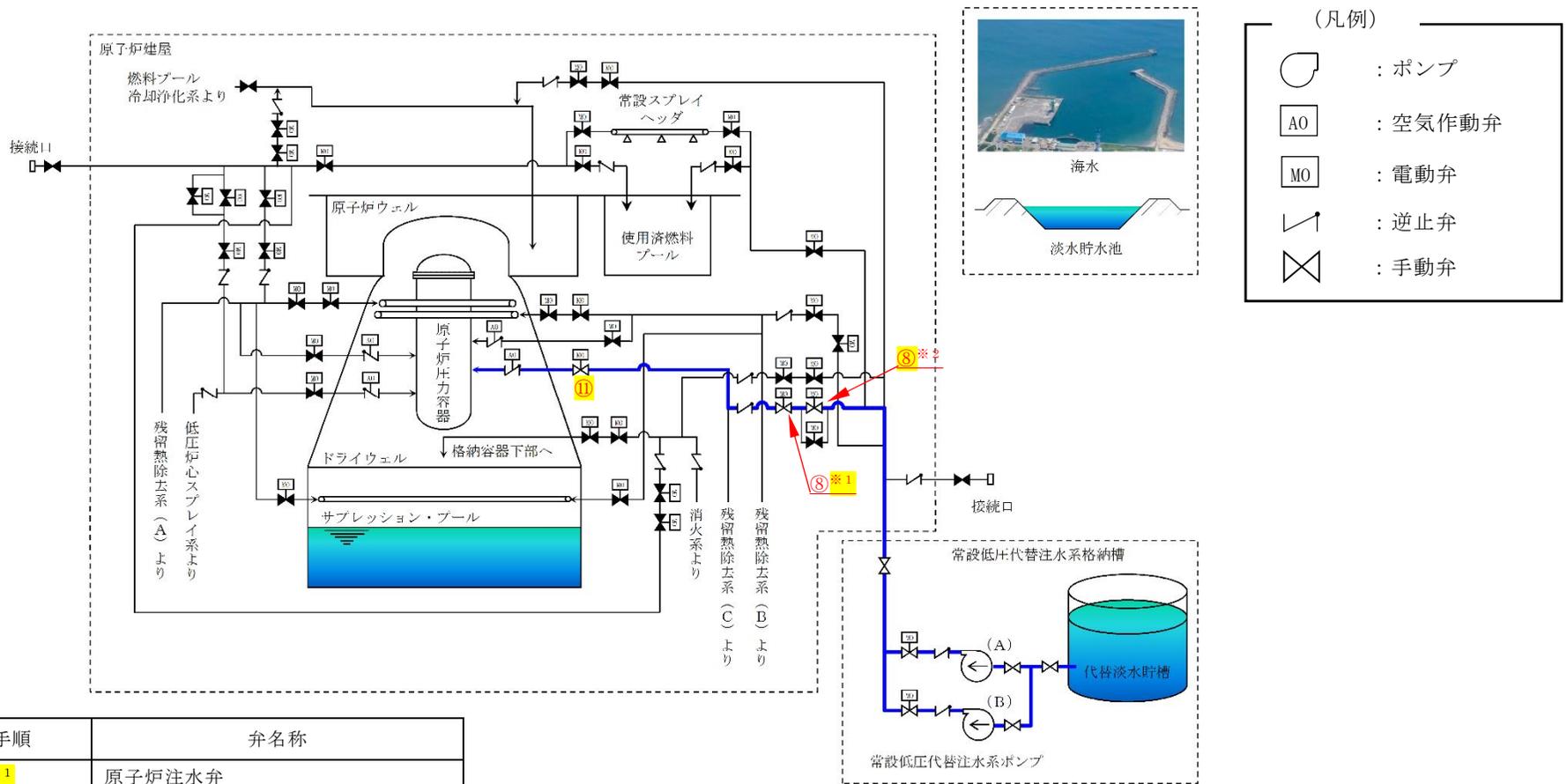
- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 油圧調整弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 注水ライン
- : 蒸気 (排気含む) ライン

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

第 1.8-15 図 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高压代替注水系による原子炉压力容器への注水 6分 									
高压代替注水系による原子炉压力容器への注水	運転員A (中央制御室)	1									

第 1.8-16 図 高压代替注水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系 (C) 注入弁

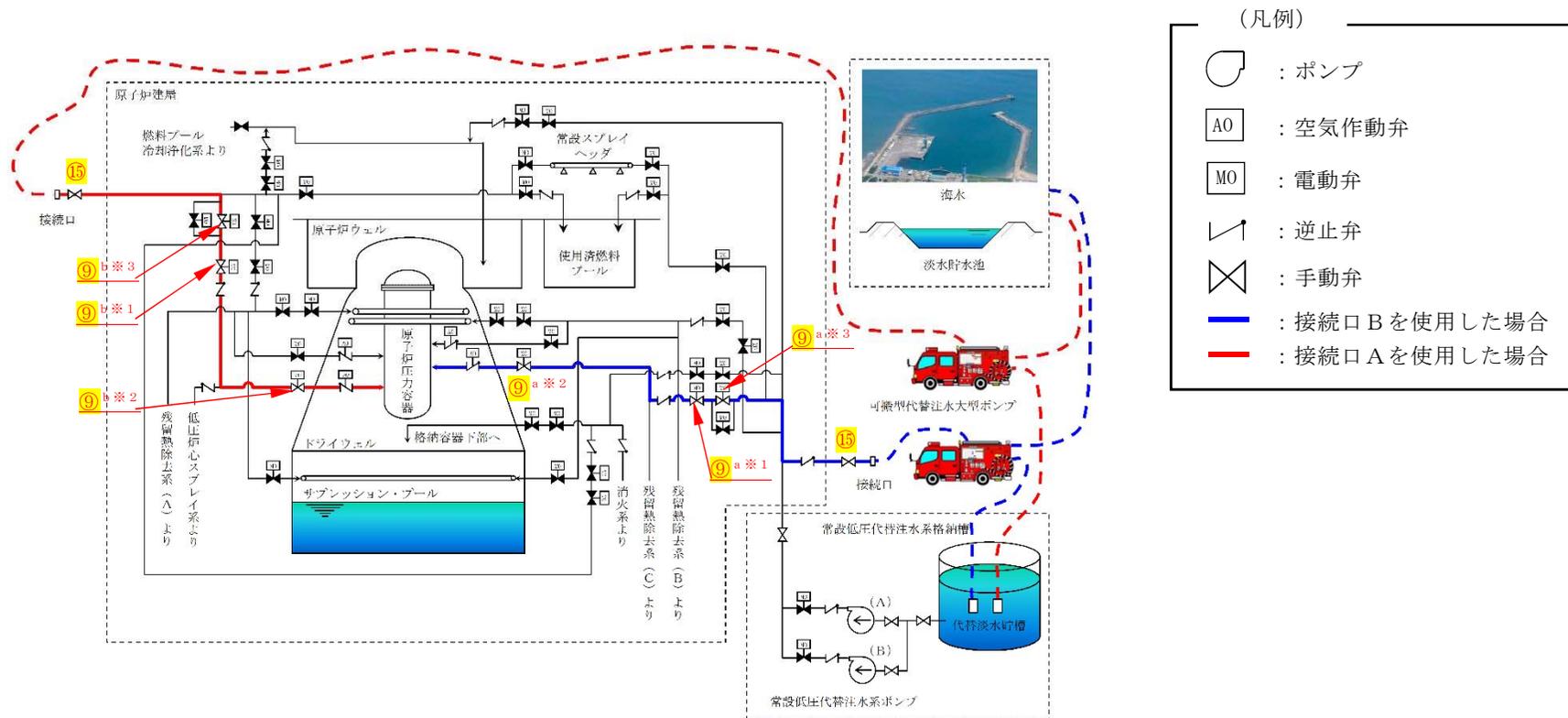
記載例 ⑩ : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第1.8-17図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数		経過時間 (分)								備考
				1	2	3	4	5	6	7	8	
				低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水 7分								
低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水	運転員A (中央制御室)	1	系統構成, 注水開始操作				必要な負荷の電源切替操作					

第1.8-18図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a※1, b※1	原子炉注水弁	⑨ a※3, b※3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑨ a※2	残留熱除去系 (C) 注入弁	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨ b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

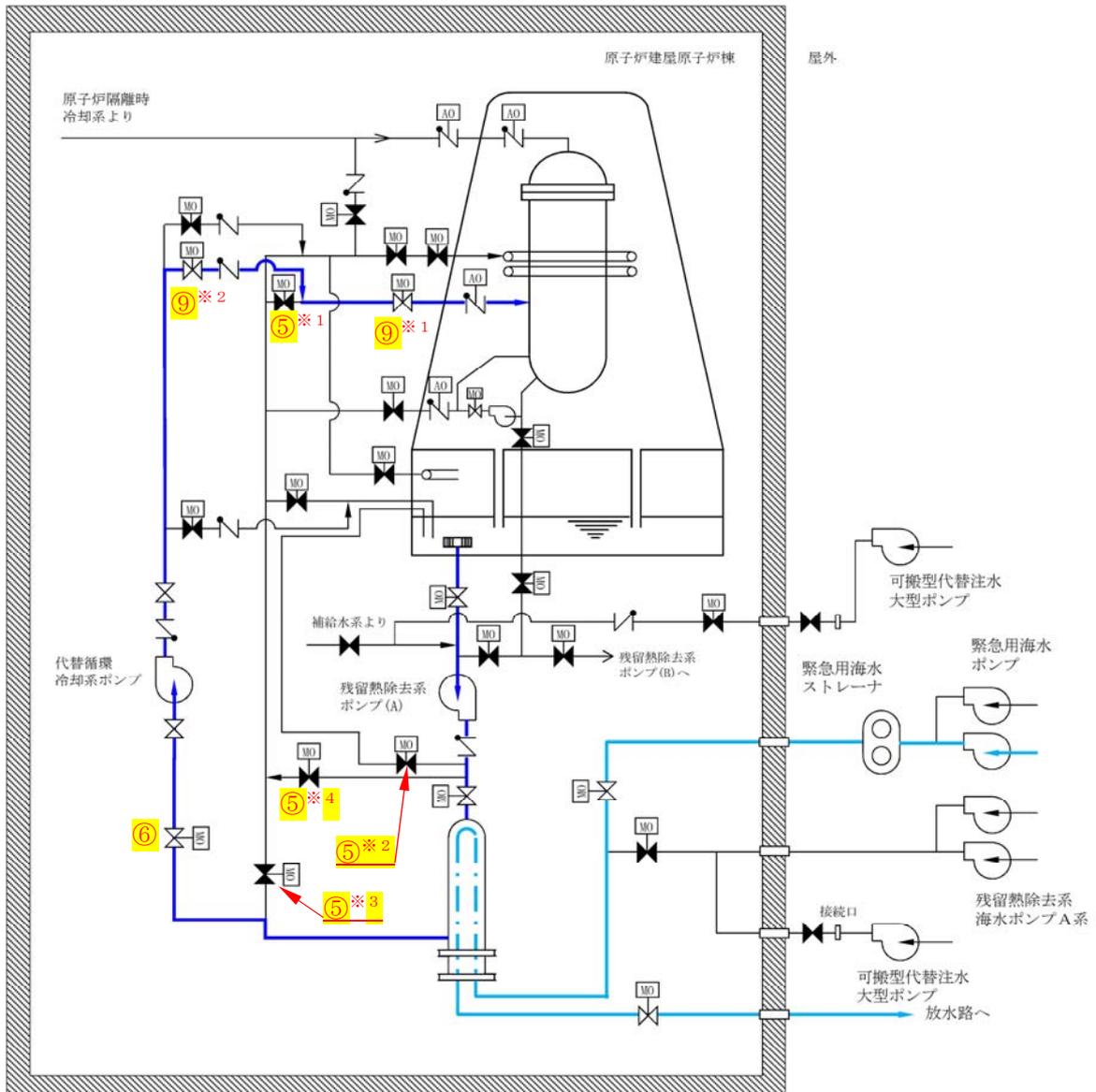
記載例 ① : 操作手順番号を示す。  
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第1.8-19図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図

		経過時間(分)																	備考	
		20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		190
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水 180分																		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) (中央制御室) (残留熱除去管系(C)を使用した原子炉压力容器への注水の場合)	運転員A(中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作 系統構成																	
	重大事故等対応要員	8	準備 移動(南側保管場所～淡水貯水池) ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作(※1)																	淡水貯水池からの送水

※1：低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始まで150分以内と想定する。

### 第1.8-20図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系(A)ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁
⑥	代替循環冷却系入口弁
⑨※1	残留熱除去系(A)注入弁
⑨※2	代替循環冷却系原子炉压力容器注水流量調節弁

(凡例)

: ポンプ

: 空気作動弁

: 電動弁

: 逆止弁

: 手動弁

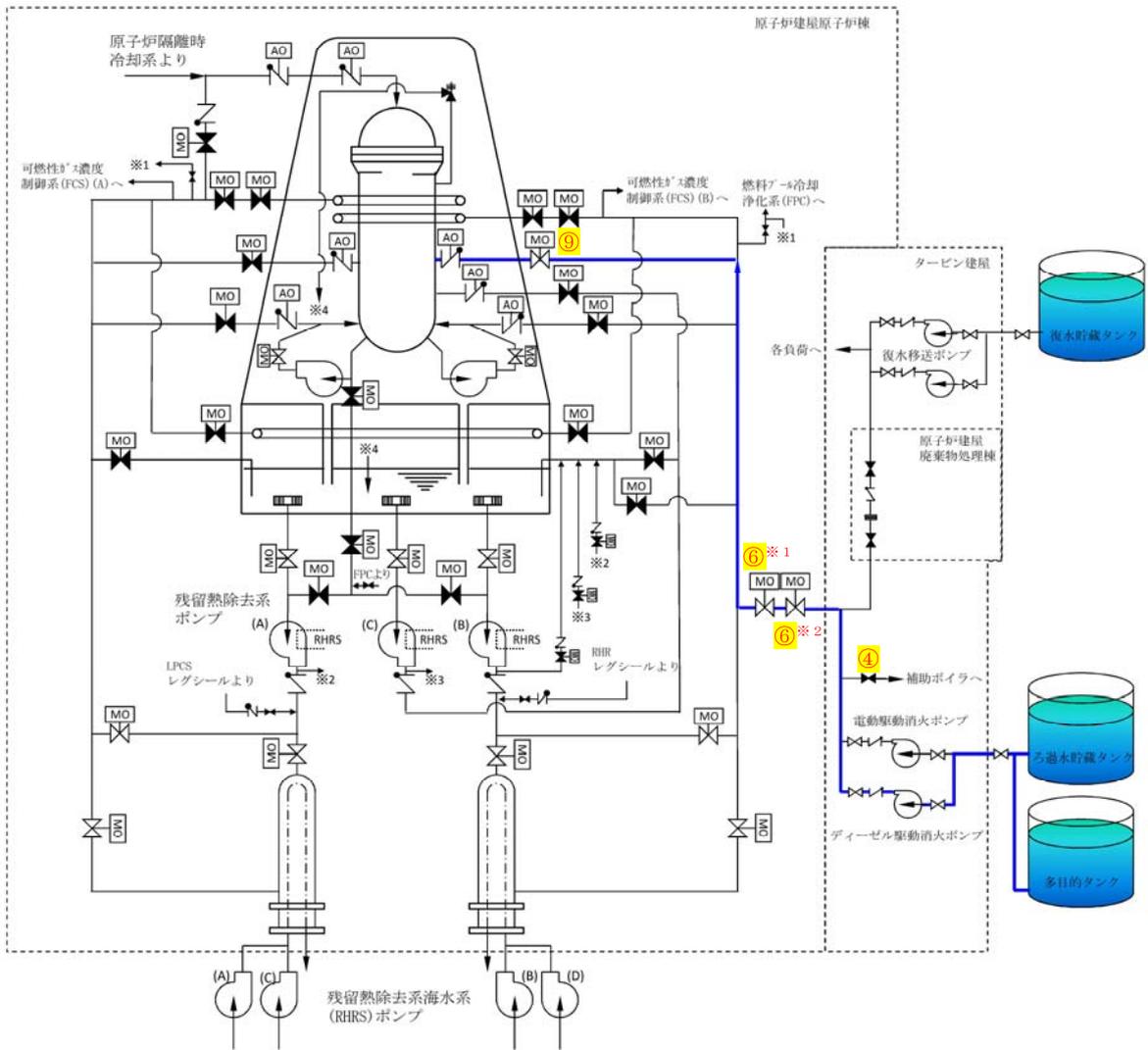
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

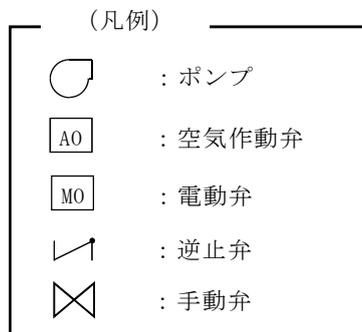
第1.8-21図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要員数	代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 35分											
代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	運転員A (中央制御室)	1	系統構成					注水開始操作					
			[Shaded area]					[Shaded area]					
			[Shaded area]					[Shaded area]					

第1.8-22図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑥※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑨	残留熱除去系 (B) 注入弁



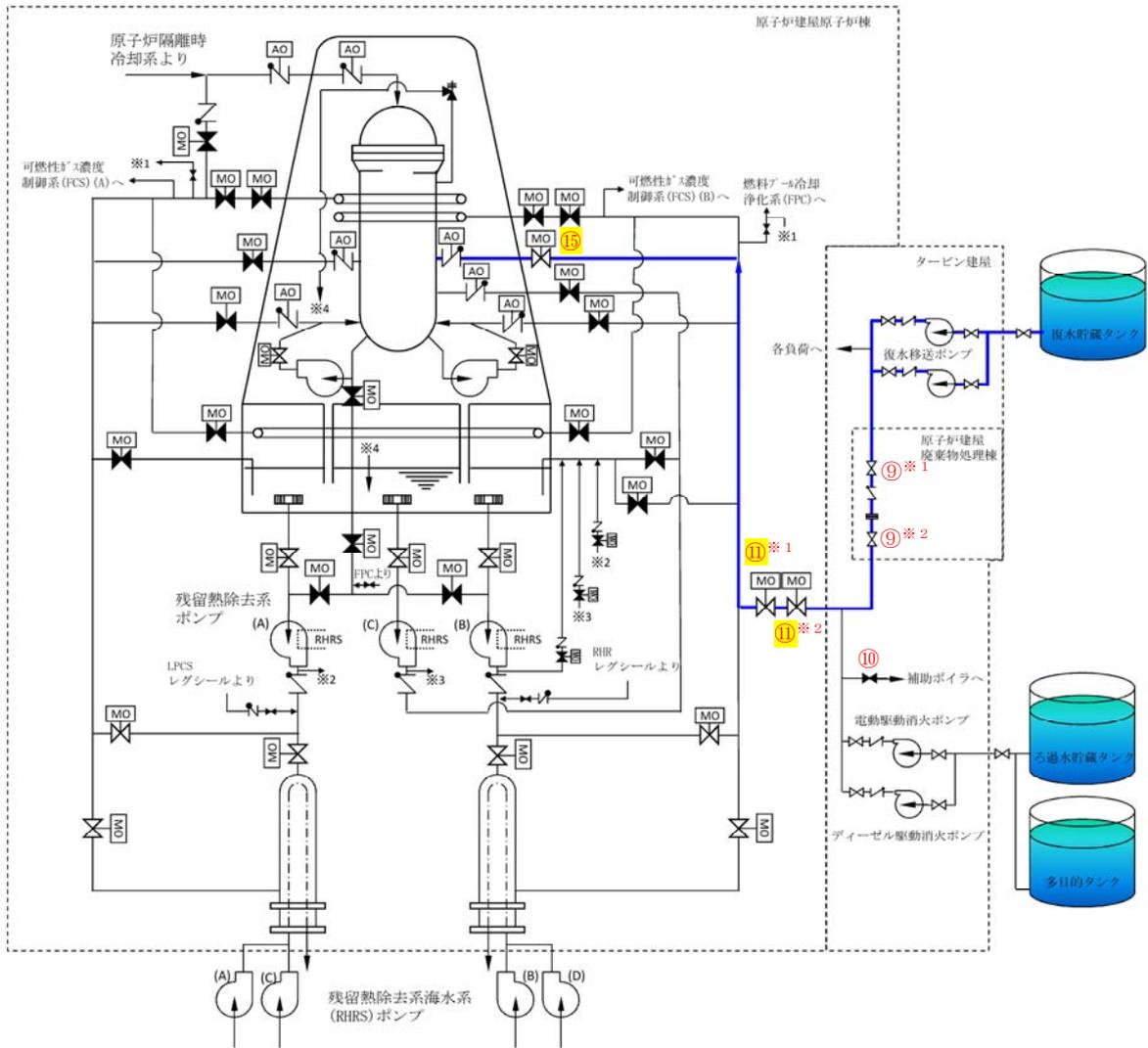
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第1.8-23図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			消火系による原子炉压力容器への注水 50分										
消火系による原子炉压力容器への注水	運転員A (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作			系統構成, 注水開始操作							
	運転員C, D (現場)	2					移動, 系統構成						

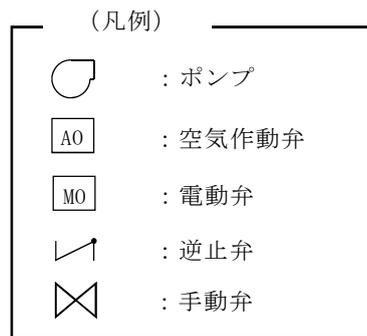
第1.8-24図 消火系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



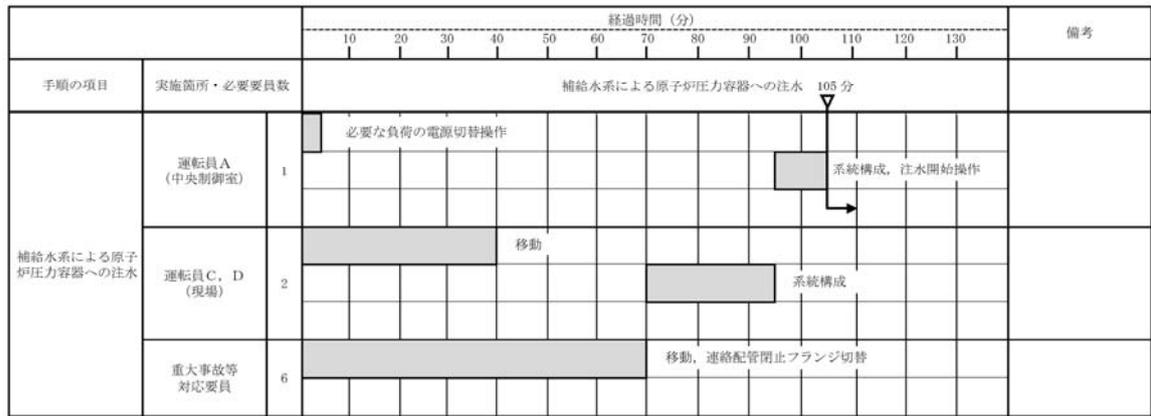
操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑮	残留熱除去系 (B) 注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

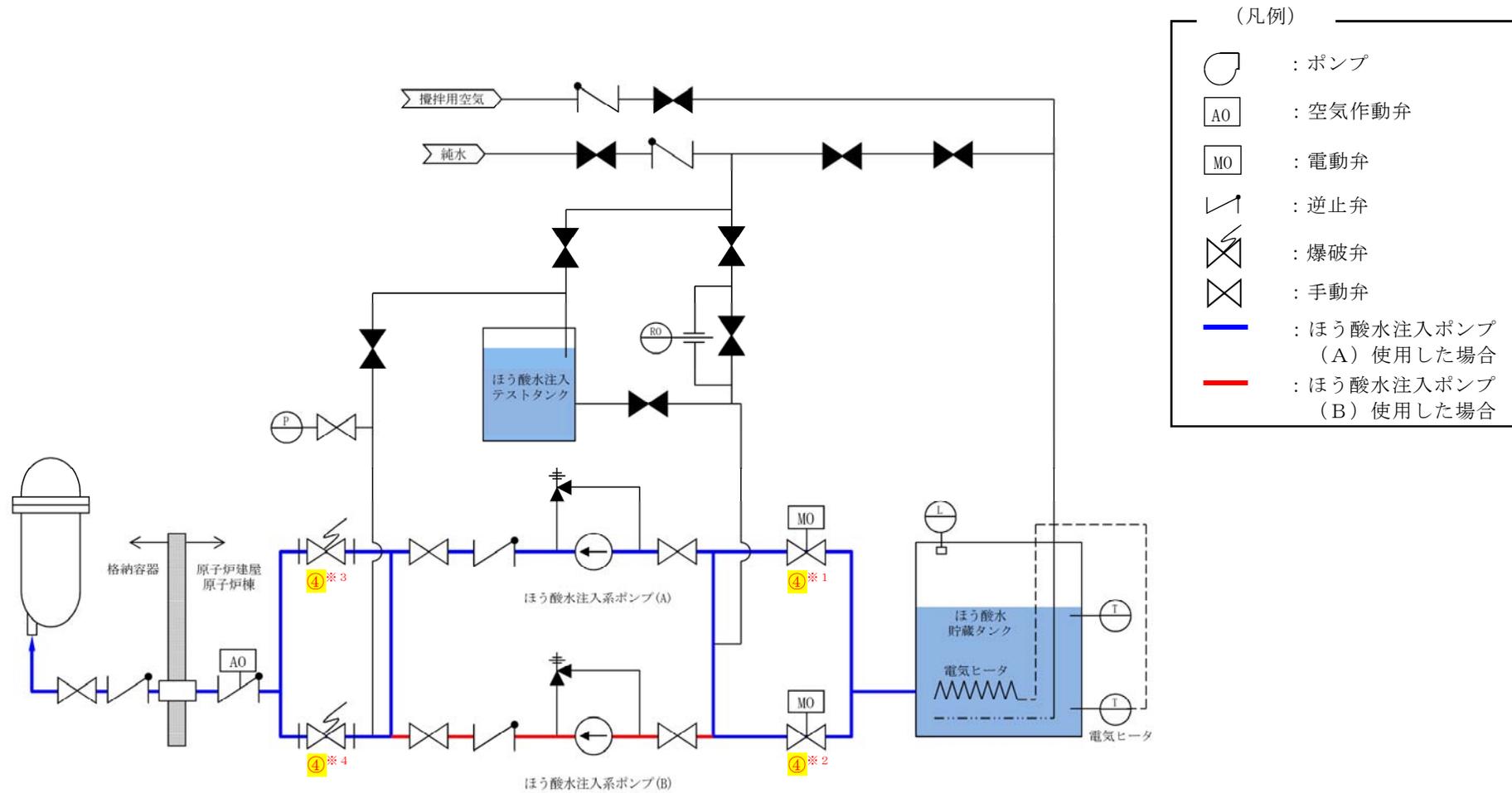
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す



第1.8-25図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図



第1.8-26図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



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

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

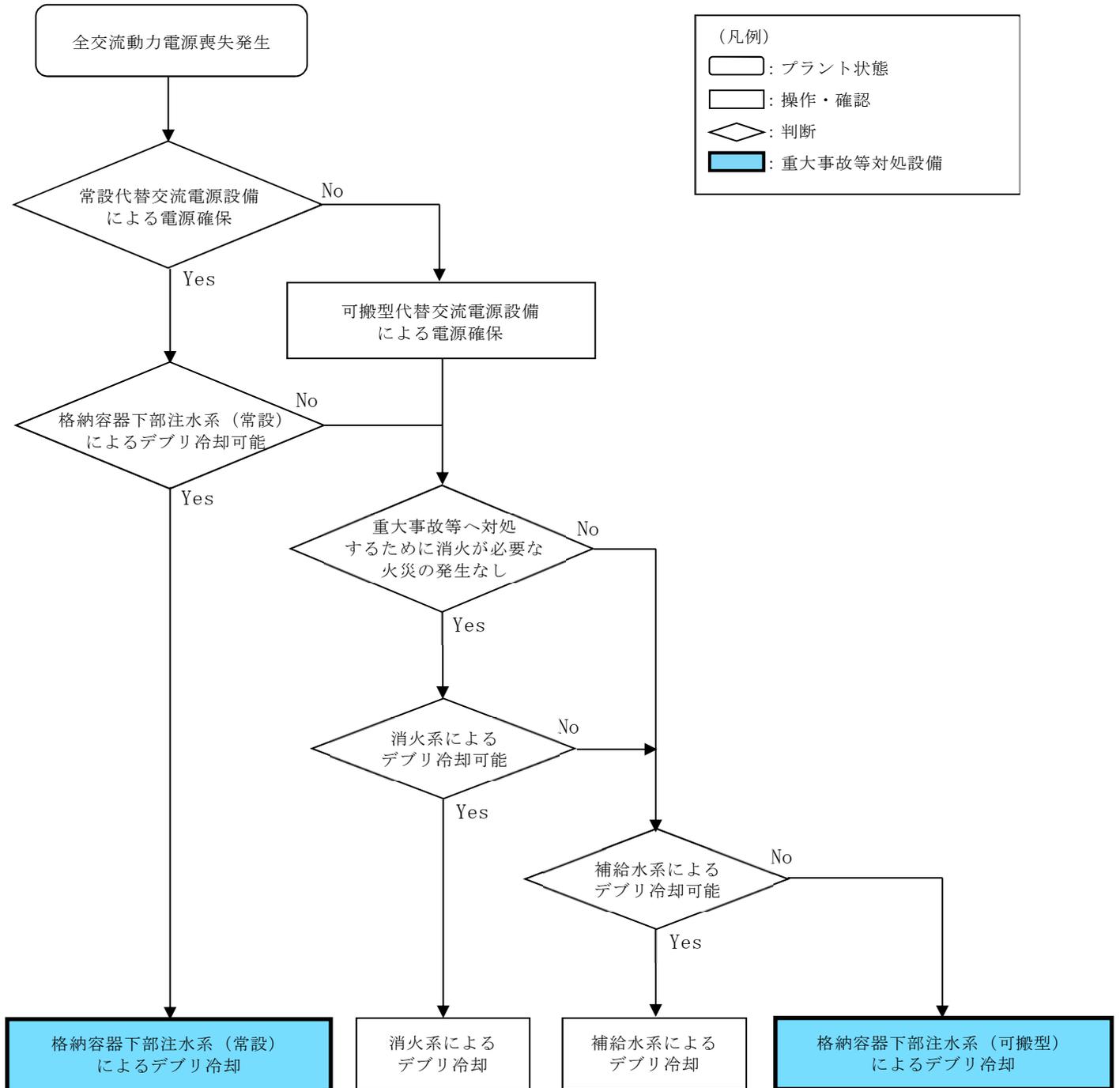
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す

第 1.8-27 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考				
			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5						
ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入		運転員A (中央制御室)	1	2分 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入													

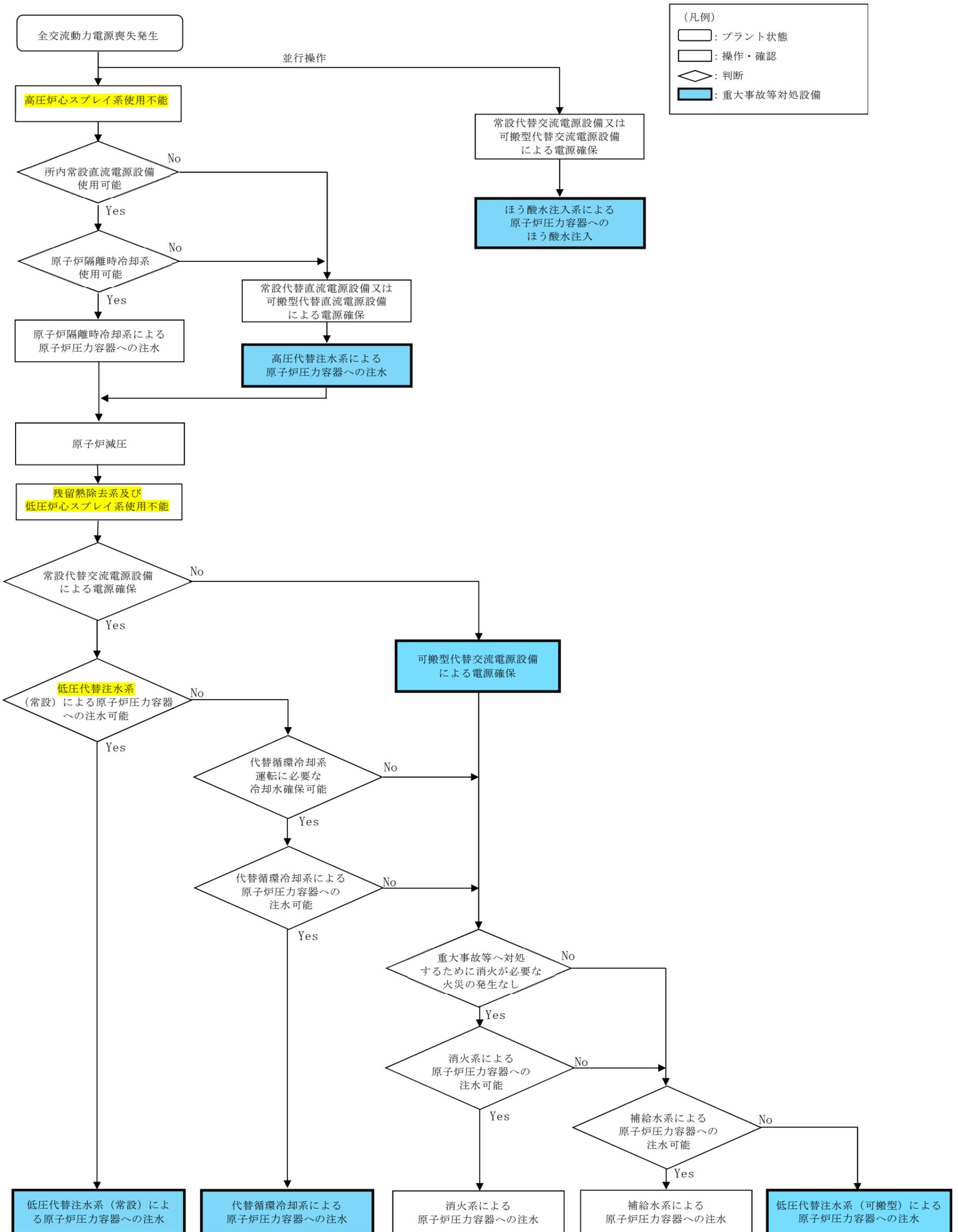
第 1.8-28 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

(1) ペDESTAL (ドライウェル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却



第1.8-29図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止



1.8-104

第1.8-29図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

技術的能力審査基準 (1.8)	番号	設置許可基準規則 (第51条)	技術基準規則 (第66条)	番号
<p><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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b>                      1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる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溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び溶融炉心が揺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「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」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溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び溶融炉心が揺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「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」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溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び溶融炉心が揺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溶融炉心の冷却                      a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</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)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止                      a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥
				⑦

※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)

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	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
格納容器下部注水系（常設） デブリ冷却 による	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	消火系によるデブリ冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	47分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			多目的タンク	常設			
	格納容器下部注水系配管・弁	新設			消火系配管・弁	常設			
	格納容器	既設			格納容器下部注水系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			格納容器	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
格納容器下部注水系（可搬型） によるデブリ冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	補給水系によるデブリ冷却	可搬型代替交流電源設備	可搬	101分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	淡水貯水池*1	新設			復水移送ポンプ	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	格納容器下部注水系配管・弁	新設			補給水系配管・弁	常設			
	格納容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			格納容器下部注水系配管・弁	常設			
可搬型代替交流電源設備	新設	格納容器	常設						
燃料補給設備	新設	常設代替交流電源設備	常設						
—	—	—	—	—	可搬	—	—	—	
—	—	—	—	—	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】1 b)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					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ④	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	復水貯蔵タンク	既設			多目的タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			消火系配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉圧力容器	常設			
	補給水系配管・弁	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	原子炉圧力容器	既設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	所内常設直流電源設備	既設			燃料補給設備	常設可搬			
	常設代替交流電源設備	新設			補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ			
	可搬型代替交流電源設備	新設		復水貯蔵タンク		常設			
	常設代替直流電源設備	新設		補給水系配管・弁		常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設		消火系配管・弁		常設			
	燃料補給設備	新設		残留熱除去系配管・弁		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】1 b)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					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・プール	既設							
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	補給水系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイス配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	代替淡水貯槽	新設							
	低圧代替注水系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	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】1 b) 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					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人数で 対応可能	備考
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	代替淡水貯槽	新設							
	淡水貯水池*1	新設							
	低圧代替注水系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	代替循環冷却系配管・弁	新設							
	残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	緊急用海水系	新設							
	非常用取水設備	新設							
	残留熱除去系海水系	既設							
	代替残留熱除去系海水系	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								

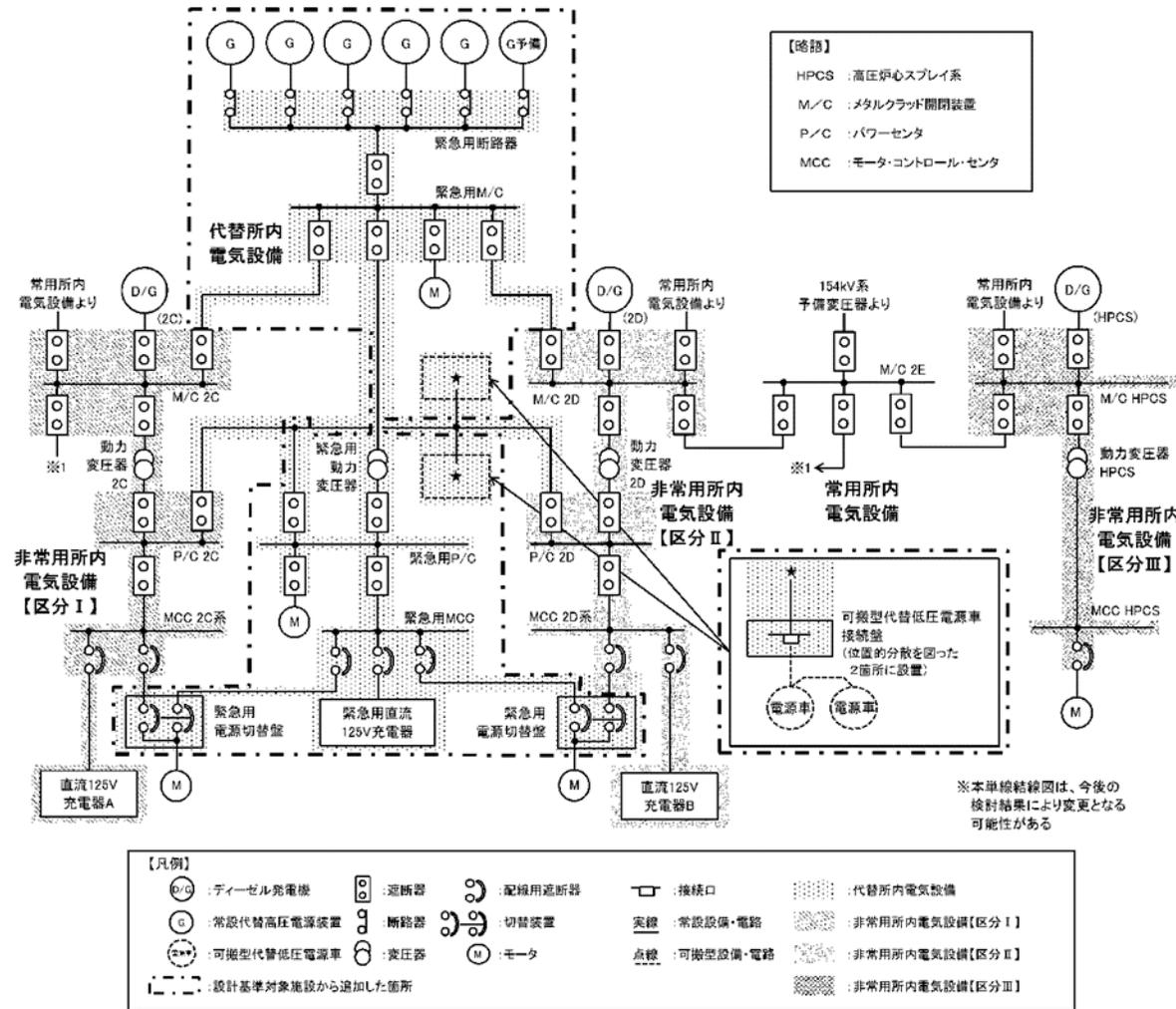
\*1：「1.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

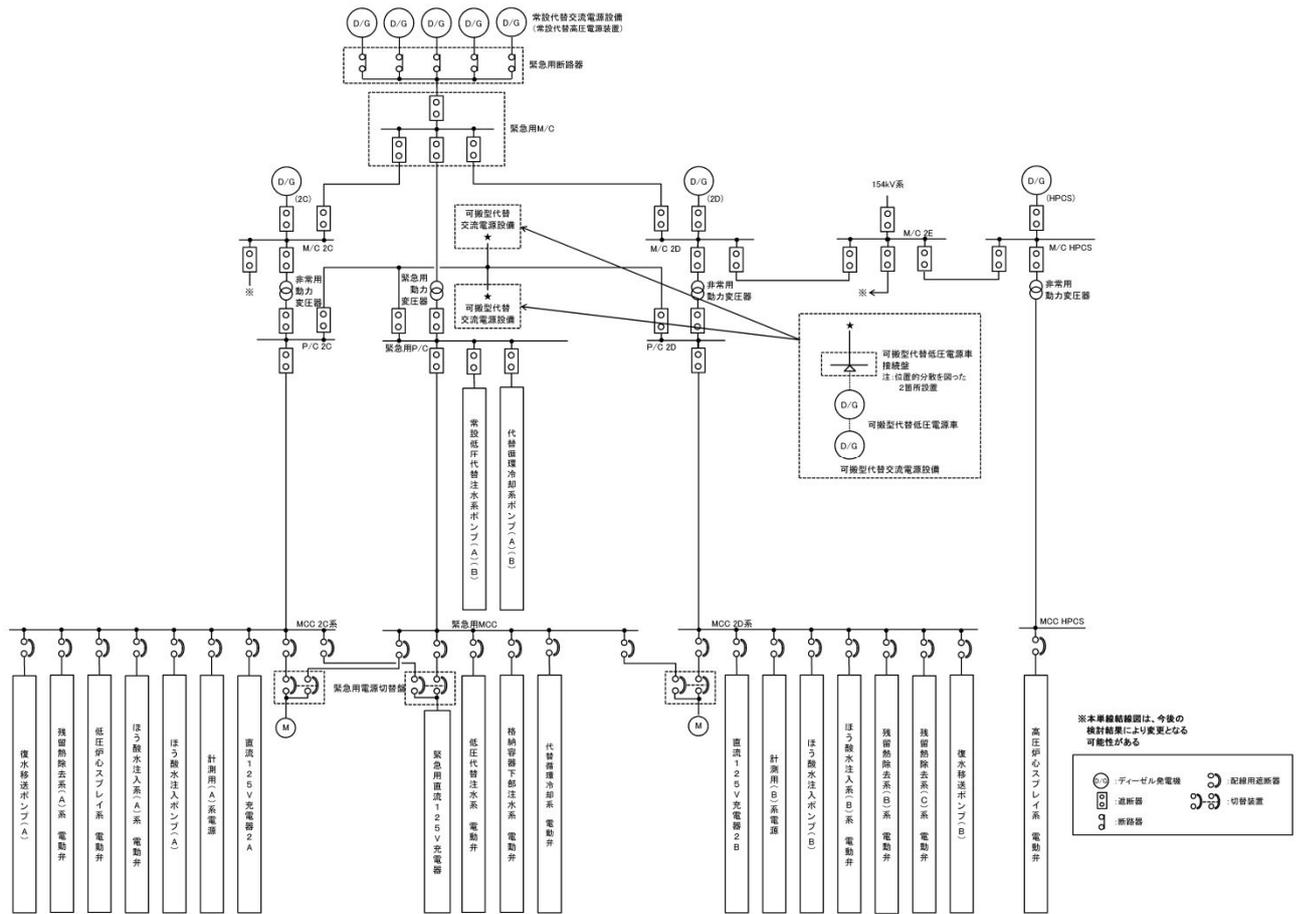
■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

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					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人数で 対応可能	備考
原子炉 ほう酸水注入系 ほう酸水注入 ほう酸水注入系による ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク	既設							
	ほう酸水注入系配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

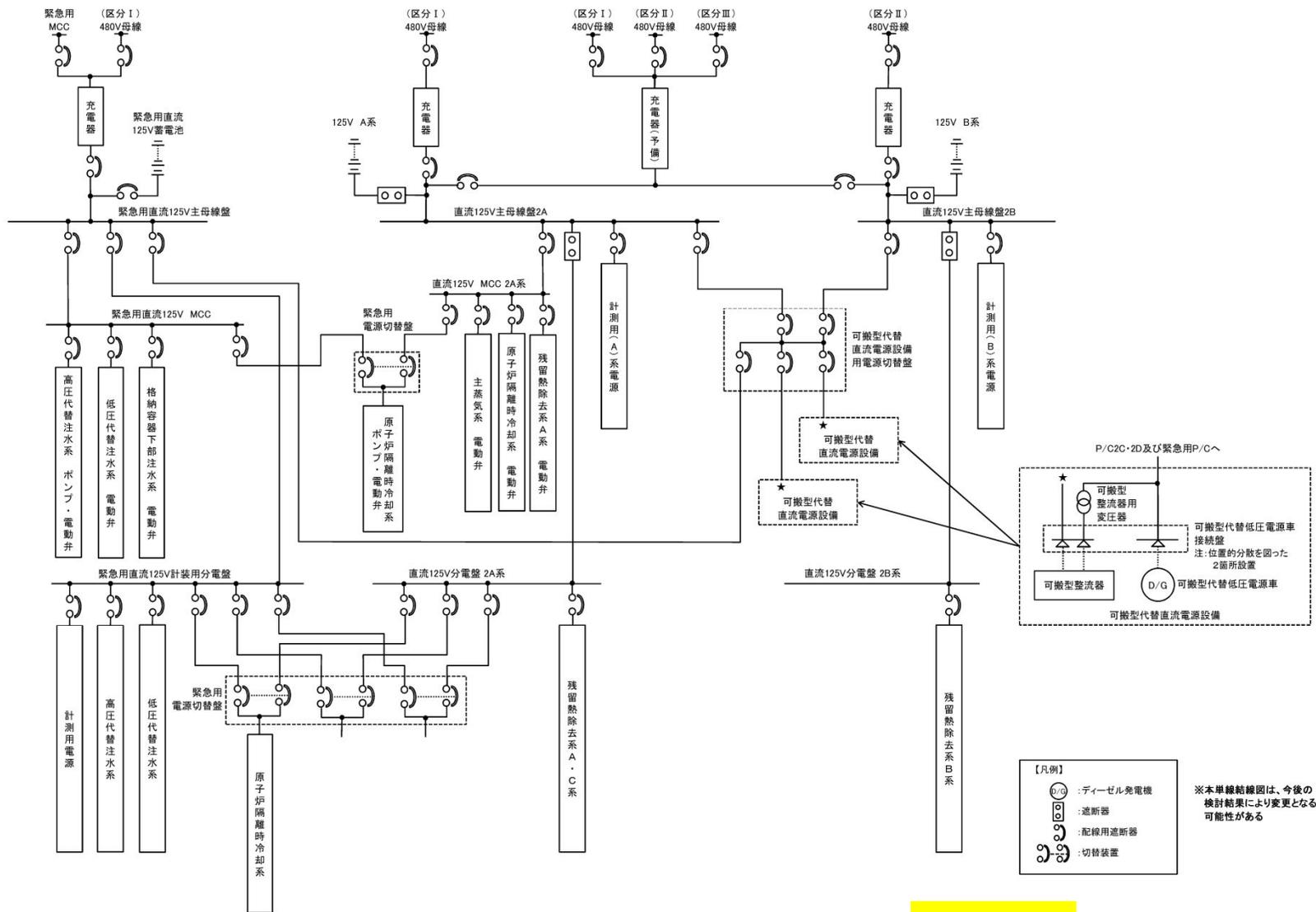
※1 : 「1.13重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」 【解釈】 1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

※本単線結線図は、今後の  
検討結果により変更となる  
可能性がある

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

## (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

## a. 操作概要

災害対策本部長は、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより注水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

## c. 必要要員数及び操作時間

格納容器下部注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名）、所要時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安 : 180分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## d. 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部長との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## 2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

### (1) 系統構成

#### a. 操作概要

ディーゼル駆動消火ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水をするために系統構成を実施する。

#### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な要員数（3名），所要時間（47分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　： 2名（現場運転員2名）

所要時間目安：40分以内

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　： 通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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

り，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成  
(④補助ボイラ冷却水元弁)

### 3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

#### (1) 系統構成

##### a. 操作概要

復水移送ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水するための系統構成を実施する。

##### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

##### c. 必要要員数及び操作時間

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な要員数（9名），所要時間（101分以内）のうち，現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

##### d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成

(⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成

(⑩補助ボイラ冷却水元弁)

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/4)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	a. 格納容器下部注水系 (常設) によるデブリ冷却	原子炉压力容器温度で300℃以上
		原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認
		b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるデブリ冷却 (淡水/海水)	原子炉压力容器温度で300℃以上
		原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認

判断基準の解釈一覧 (2/4)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	c. 消火系によるデブリ冷却	
		原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認
		d. 補給水系によるデブリ冷却	
		原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認

判断基準の解釈一覧 (3/4)

手順	判断基準記載内容	解釈
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系が使用可能な場合
	b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合
	c. 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系(常設)が使用可能な場合
	d. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合
	e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができず、代替循環冷却系が使用可能な場合
	f. 消火系による原子炉圧力容器への注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合

判断基準の解釈一覧 (4/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	g. 補給水系による原 子炉压力容器への 注水	全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウン ダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非 常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系、低圧代替 注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火系によ る原子炉压力容器への注水ができず、補給水系が 使用可能な場合	—
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	h. ほう酸水注入系に よる原子炉圧力容 器へのほう酸水注 入	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上

操作手順の解釈一覧 (1/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	a. 格納容器下部注水系 (常設) によるデブリ冷却	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上
			格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁	—
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下
崩壊熱相当の注水流量の14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /h			



操作手順の解釈一覧 (3/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	c. 消火系によるデブリ冷却	補助ボイラ冷却水元弁	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下
崩壊熱相当の注水流量の14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /h			

操作手順の解釈一覧 (4/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウ ェル部) の床面に落下 した溶融炉心冷却のた めの対応手順	(1) ペDESTAL (ド ライウエル部) への注水	d. 補給水系によるデ ブリ冷却	
		補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁	—
		補助ボイラ冷却水元弁	—
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調 整弁	—
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 100m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 100m <sup>3</sup> /h
		格納容器下部水位指示値にて 2.2m 到達	格納容器下部水位指示値にて 2.2m到達
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 80m <sup>3</sup> /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 80m <sup>3</sup> /hに調整
格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下		
崩壊熱相当の注水流量の14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /hに調 整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて 14m <sup>3</sup> /h~50m <sup>3</sup> /h		

操作手順の解釈一覧 (5/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	a. 原子炉隔離時冷却 系による原子炉圧 力容器への注水	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上
			原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁	—
			原子炉隔離時冷却系注入弁	—
			原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	—
			原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が 136m <sup>3</sup> /h 以上	原子炉隔離時冷却系系統流量指示値が 136m <sup>3</sup> /h 以上
		b. 高圧代替注水系に よる原子炉圧力容 器への注水	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上
			原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁	—
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	—
			高圧代替注水系注入弁	—
			原子炉隔離時冷却系注入弁	—
			高圧代替注水系タービン止め弁	—
			高圧代替注水系系統流量指示値が 136m <sup>3</sup> /h 以上	高圧代替注水系系統流量指示値が 136m <sup>3</sup> /h 以上

操作手順の解釈一覧 (6/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上
		原子炉注水弁	—
		原子炉压力容器注水流量調整弁	—
		原子炉压力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉压力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系 (C) 注入弁	—
		低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が378m <sup>3</sup> /h以上	低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が378m <sup>3</sup> /h以上
		原子炉压力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉压力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
	d. 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)	原子炉注水弁	—
		残留熱除去系 (C) 注入弁	—
		原子炉压力容器注水流量調整弁	—
		低圧炉心スプレイ系注入弁	—
		西側接続口又は東側接続口の弁	—
		低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が110m <sup>3</sup> /h以上	低圧代替注水系原子炉注水流量指示値が110m <sup>3</sup> /h以上

操作手順の解釈一覧 (7/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	e. 代替循環冷却系に よる原子炉圧力容 器への注水	残留熱除去系注水配管分離弁	—
		残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—	
		残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—	
		残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—	
		代替循環冷却系入口弁	—	
		原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage]	原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下	
		残留熱除去系 (A) 注入弁	—	
		代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—	
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	
		代替循環冷却系原子炉注水流量指示値が50m <sup>3</sup> /h 以上	代替循環冷却系原子炉注水流量指示値が50m <sup>3</sup> /h 以上	
	f. 消火系による原子 炉圧力容器への注 水	補助ボイラ冷却水元弁	—	
		消火ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—	
		原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下	
		残留熱除去系 (B) 注入弁	—	
		残留熱除去系系統流量指示値が75m <sup>3</sup> /h以上	残留熱除去系系統流量指示値が75m <sup>3</sup> /h 以上	

操作手順の解釈一覧 (8/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	補給水系－消火系連絡ライン止め弁	—
		補助ボイラ冷却水元弁	—
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [gage] 以上
		原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系 (B) 注入弁	—
		残留熱除去系 系統流量指示値が 75m <sup>3</sup> /h 以上	残留熱除去系 系統流量指示値が 75m <sup>3</sup> /h 以上
	h. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	—
		ほう酸水注入系爆破弁	—

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
  - a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備
    - (a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止
    - (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止
    - (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視
    - (d) 代替電源設備による必要な設備への給電
    - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

##### 1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止
  - a. 原子炉運転中の格納容器内の不活性化
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止
  - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出
  - b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御
- (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
  - a. 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
  - b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.9.2.2 水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替

## 電源設備から給電する手順

### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.3 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) BWR

- a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) PWRのうち必要な原子炉

- a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (3) BWR及びPWR共通

- a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。
- b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素及び酸素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。

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。

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止

格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の格納容器内は、不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっている。

格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・不活性ガス系

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素を、格納容器圧力逃がし装置により格納容器外に排出することにより、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「1.7.1(2) a.(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・可搬型窒素供給装置
- ・フィルタ装置入口水素濃度

ii) 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・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により格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を水素濃度及び酸素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

i) 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)によ

る格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定し、監視する。格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度(SA)

- ・格納容器内酸素濃度(SA)

ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内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し、監視する。格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器雰囲気モニタ
- ・残留熱除去系海水系
- ・緊急用海水系
- ・代替残留熱除去系海水系
- ・非常用取水設備

(d) 代替電源設備による必要な設備への給電

上記「1.9.1(2)a.(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止」や「1.9.1(2)a.(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
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料補給設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.9.1(2) a.(b) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、可搬型窒素供給装置及びフィルタ装置入口水素濃度は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a.(b) ii) 可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」で使用する設備のうち、残留熱除去系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.9.1(2) a.(c) 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(SA)、格納容器内酸素濃度(SA)、緊急用海水系及び非常用取水設備は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a.(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.9.1(2) a.(d) 代替電源設備による必要な設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ、可燃性ガス濃度制御系再結合装置及び可燃性ガス濃度制御系配管・弁

炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素の処理に期待できず、また格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系又は格納容器ベントにより格納容器内の圧力が低下し、かつ電源等が復旧し、可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器雰囲気モニタ

重大事故時における格納容器内の圧力では格納容器雰囲気モニタを使用できない場合があるが、格納容器内の圧力が最高使用圧力以下の状態においては、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

- ・代替残留熱除去系海水系

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、格納容器雰囲気モニタが使用可能であれば、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお、「1.9.1(2) a.(a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止」として使用する設備である不活性ガス系は、原子炉運転中に格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施

設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対応設備とは位置づけない。

#### b. 手順等

上記「1.9.1(2) a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順については、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）及び重大事故等対策要領に定める。（第1.9-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.9-2表、第1.9-3表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料1.9.2）

### 1.9.2 重大事故等時の手順

#### 1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止

##### a. 原子炉運転中の格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素により、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、原子炉起動時に格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、原子炉運転中においては格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等が発生した際に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作により格納容器内の水素及び酸素を排出することで格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント停止後、再度格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇する場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施する。

(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、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合で、格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%に到達した場合。

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

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.9-3図に、概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための準備が完了したことを連絡する。

⑩ 発電長は、格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出開始を連絡する。

⑪ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出開始を指示する。

⑫<sup>a</sup> S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のため、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m以下であることを確認し、一次隔離弁（S/C側）を開にする。

⑫<sup>b</sup> D/W側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のため、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mを超えていることを確認し、一次隔離弁（D/W側）を開にする。

⑬ 運転員等は、格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁操作室及び中央制御室待避室の加圧操作を開始する。

⑭ 運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁が作動しない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を開始する。

⑮ 運転員等は、格納容器内水素濃度(SA)、格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器雰囲気モニタ指示値の低下、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を開始したことを確認し、発電長に報告する。

⑩ 発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を開始したことを連絡する。

⑪ 発電長は、運転員等に格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%未満となったことを確認し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出の停止を指示する。

⑫ 運転員等は、格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%未満となったことを確認し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を停止し、発電長に報告する。

⑬ 発電長は、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を停止<sup>※2</sup>したことを連絡する。

※2：再度格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1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格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出開始まで60分以内と想定する。

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

b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかに至った場合。

①炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、格納容器内の圧力が310kPa [gage]（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）以下であり、残留熱除去系が使用可能<sup>※2</sup>な場合。

②格納容器内の水素及び酸素の排出操作後の格納容器内の水素濃度指示値が10%以上で、格納容器内の圧力が310kPa [gage]（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）以下であり、残留熱除去系が使用可能<sup>※2</sup>な場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。（可燃性ガス濃度制御系（B）による格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様）

手順の対応フローを第1.9-1図、第1.9-2図、第1.9-3図に、概要図を第1.9-6図に、タイムチャートを第1.9-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下であることを確認し、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系（A）吸込み流量指示値、再循環流量指示値及び吸込み圧力指示値の上昇を確認後、系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを加熱器及び再結合器各部の温度指示値の上昇により確認し、ウォームアップ運転を開始したことを確認する。
- ⑥運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を開始したことを報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）起動後約3時間以内に可燃性ガス濃度制御系（A）のウォームアップ運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が

649℃で安定し温度制御されることを確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、格納容器内の水素濃度指示値及び格納容器内の酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系（A）吸込み流量と再循環流量の調整を実施する。

⑩運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御が行われていることを格納容器内の水素濃度指示値及び格納容器内の酸素濃度指示値が低下することにより確認する。

⑪運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御を開始したことを報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、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可燃性ガス濃度制御系起動まで6分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。また、可燃性ガス濃度制御系起動から再結合運転開始までのウォームアップ時間は約3時間以内で可能である。

### (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

#### a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により監視する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故に

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

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.9-3図に，概要図を第1.9-8図に，タイムチャートを第1.9-9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること及び，格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)の暖気が完了していることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)の起動操作を実施後，格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による測定開始まで33分以内と想定する。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。

- b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素濃度及び酸素濃度を格納容器雰囲気モニタにより監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器雰囲気モニタが使用可能<sup>※2</sup>である場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ(A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。(格納容器雰囲気モニタ(B)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要も同様)

手順の対応フローを第1.9-3図、概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器雰

囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に格納容器雰囲気モニタの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタの起動操作を実施後、格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、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格納容器雰囲気モニタの起動まで5分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、格納容器雰囲気モニタの起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：180分以内

#### (4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-12図に示す。

原子炉起動時には、格納容器内の空気を窒素により置換し、原子炉運転中の格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、格納容器内

の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、それぞれ格納容器内水素濃度(SA)、格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器雰囲気モニタにて監視する。

可燃性ガス濃度制御系が使用できれば可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御を実施する。可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合は、格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器雰囲気モニタにて、格納容器内酸素濃度を監視し、格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側からの水素及び酸素の排出を第一優先とする。S/C側からの排出が実施できない場合には、D/W側からの水素及び酸素の排出を実施する。

その後は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）により格納容器内の除熱を行う。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用できない場合は代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の除熱を行う。格納容器内の除熱操作とともに長期的な事故対応として可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御を実施することで、格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

- 1.9.2.2 水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

格納容器雰囲気モニタへの残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等」にて整備する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

格納容器圧力逃がし装置補機類の手順については、「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。

中央制御室監視計器類への電源供給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/3）

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		整備する手順書
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止	不活性ガス系※1	※2	—※1
	—	格納容器内の水素及び酸素の排出 格納容器圧力逃がし装置による	格納容器圧力逃がし装置※5 可搬型窒素供給装置※5 フィルタ装置入口水素濃度	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 重大事故等対策要領

※1：原子炉運転中は格納容器内**雰囲気**を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。

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

※4：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※5：手順については「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／3）

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		整備する手順書
水素爆発による格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー 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	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-3」, 「放出」
			残留熱除去系※ <sup>4</sup>	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
	—	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内酸素濃度(SA) 緊急用海水系※ <sup>3</sup> 非常用取水設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「放出」
			残留熱除去系海水系※ <sup>3</sup>	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
			格納容器雰囲気モニタ 代替残留熱除去系海水系※ <sup>3</sup>	自主対策設備	

- ※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
  - ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。
  - ※3：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
  - ※4：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - ※5：手順については「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - ※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（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	対応設備		整備する手順書
水素爆発による格納容器の破損防止	—	代替電源設備による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※6 可搬型代替交流電源設備※6 常設代替直流電源設備※6 可搬型代替直流電源設備※6 燃料補給設備※6		重大事故等対処設備  —※6

- ※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。
  - ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。
  - ※3：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
  - ※4：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - ※5：手順については「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - ※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		電源	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 P/C 2C電圧 P/C 2D電圧 直流125V主母線盤 2A電圧 直流125V主母線盤 2B電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サプレッション・プール水温度※1
最終ヒートシンクの確保		フィルタ装置水位※1 フィルタ装置圧力※1 フィルタ装置スクラビング水温度※1 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1 フィルタ装置入口水素濃度※1	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

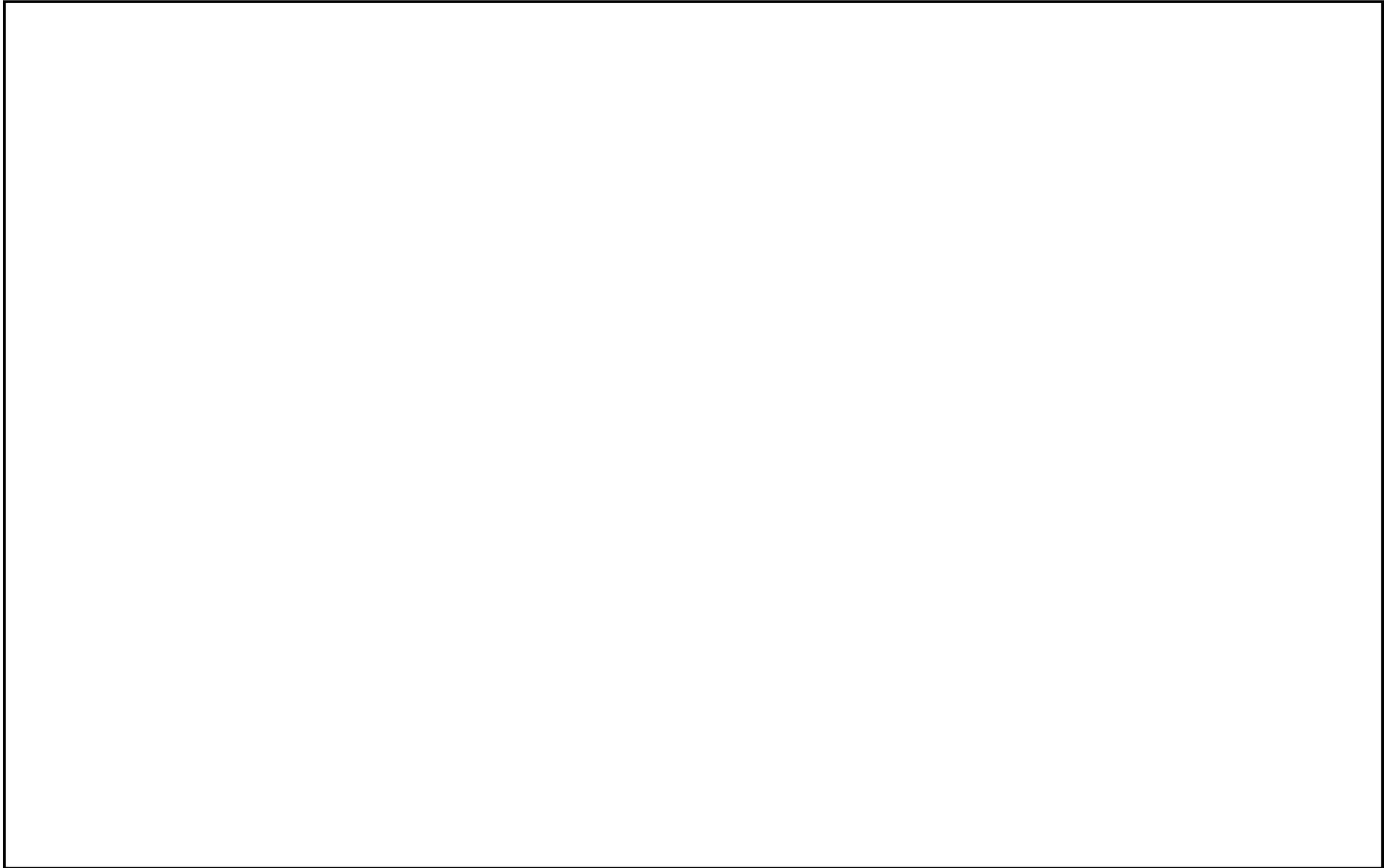
監視計器一覧 (2/2)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-3」, 「放出」	判断基準	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		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※1 残留熱除去系系統流量※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		電源	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧 直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サブプレッション・プール水温度※1
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロワ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

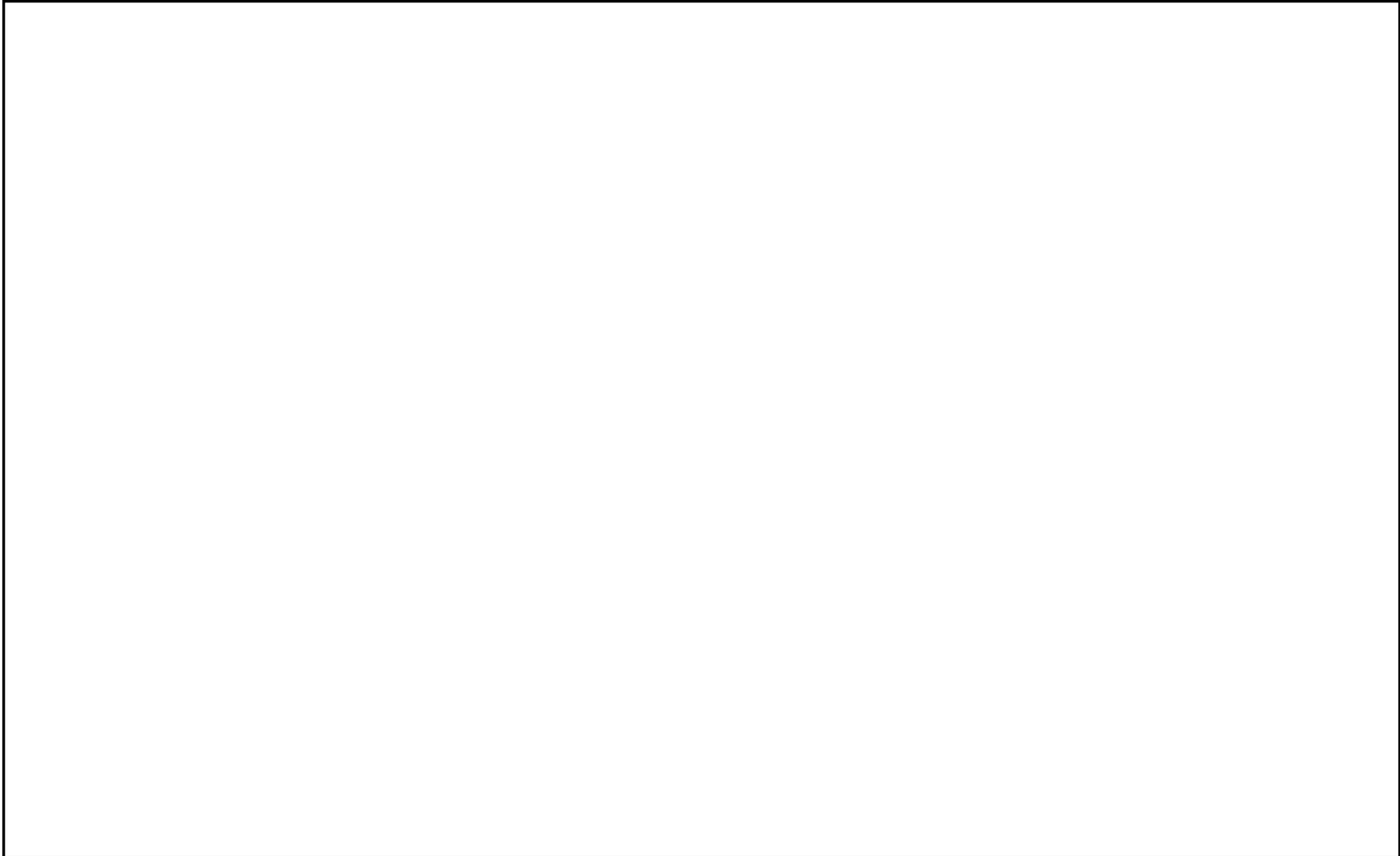
※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

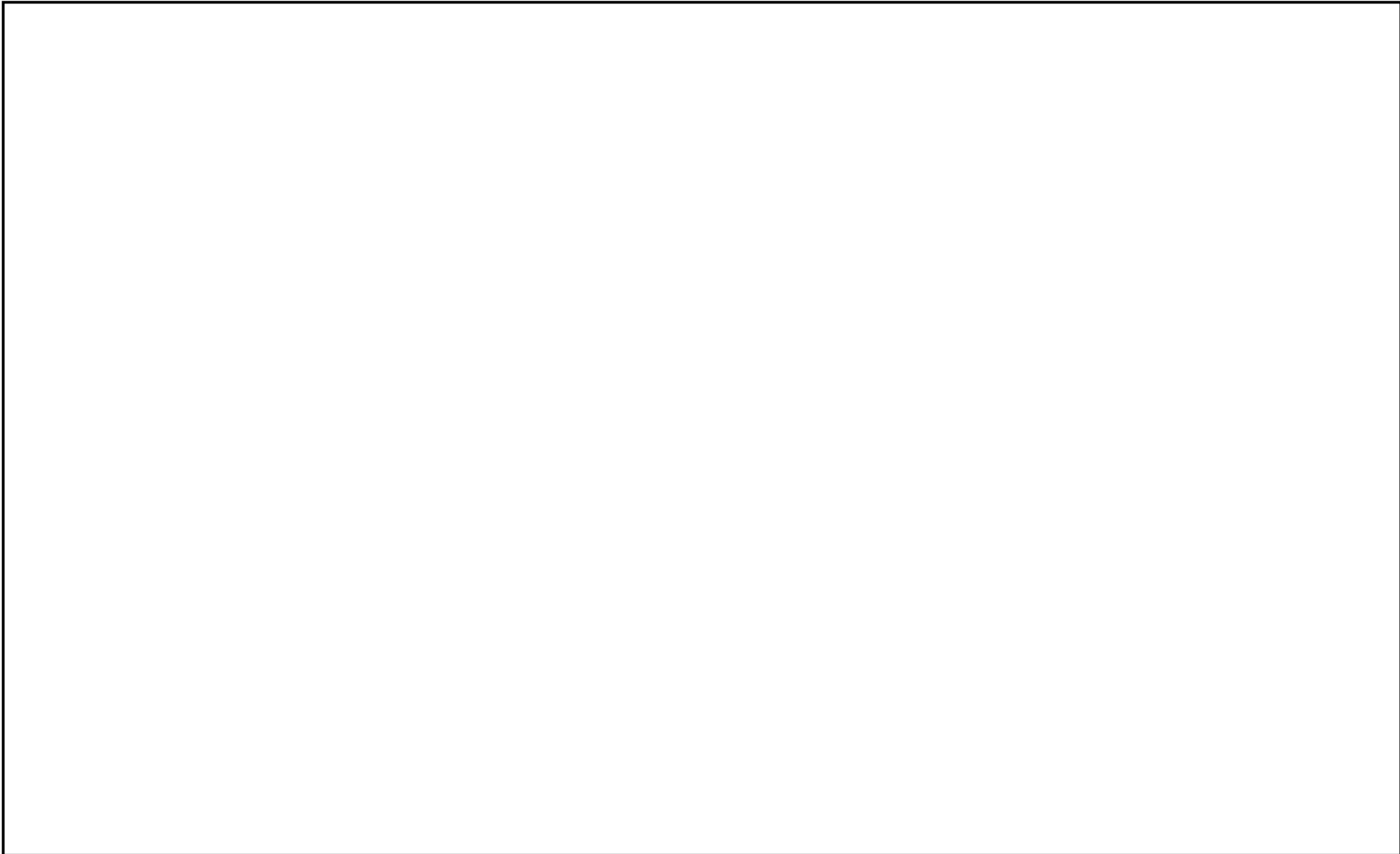
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	常設代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤
	不活性ガス系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B
	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M/C 緊急用P/C 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤



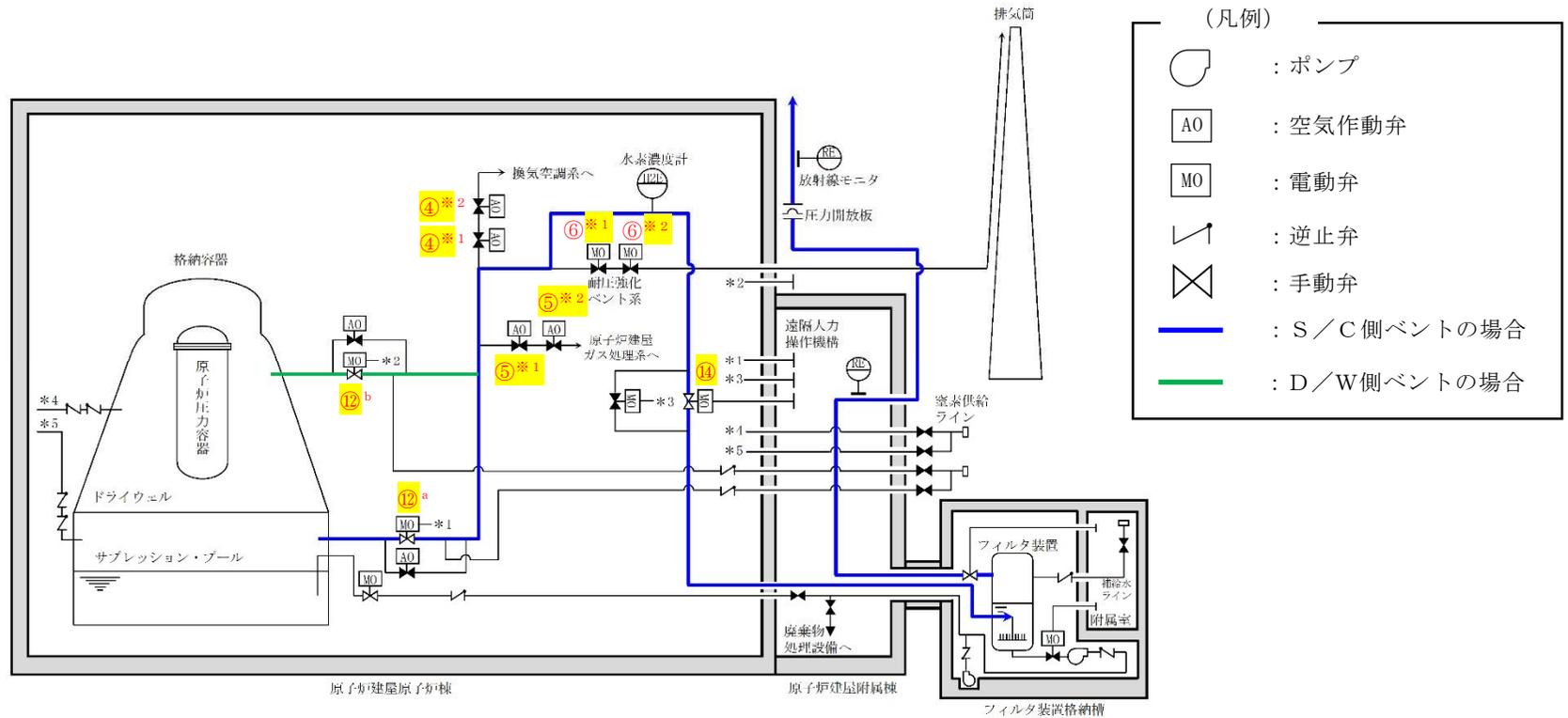
第1.9-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」における対応フロー



第1.9-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-3」における対応フロー



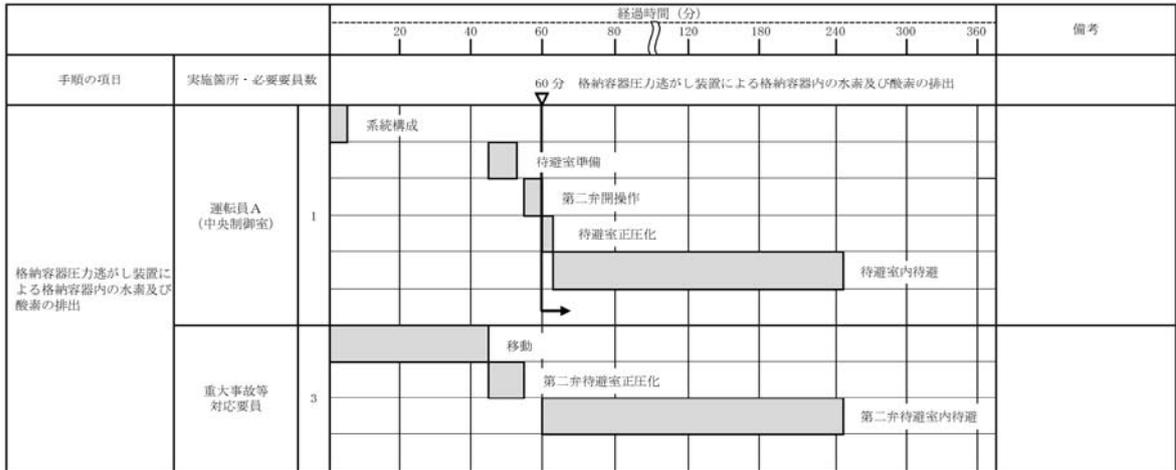
第1.9-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」における対応フロー



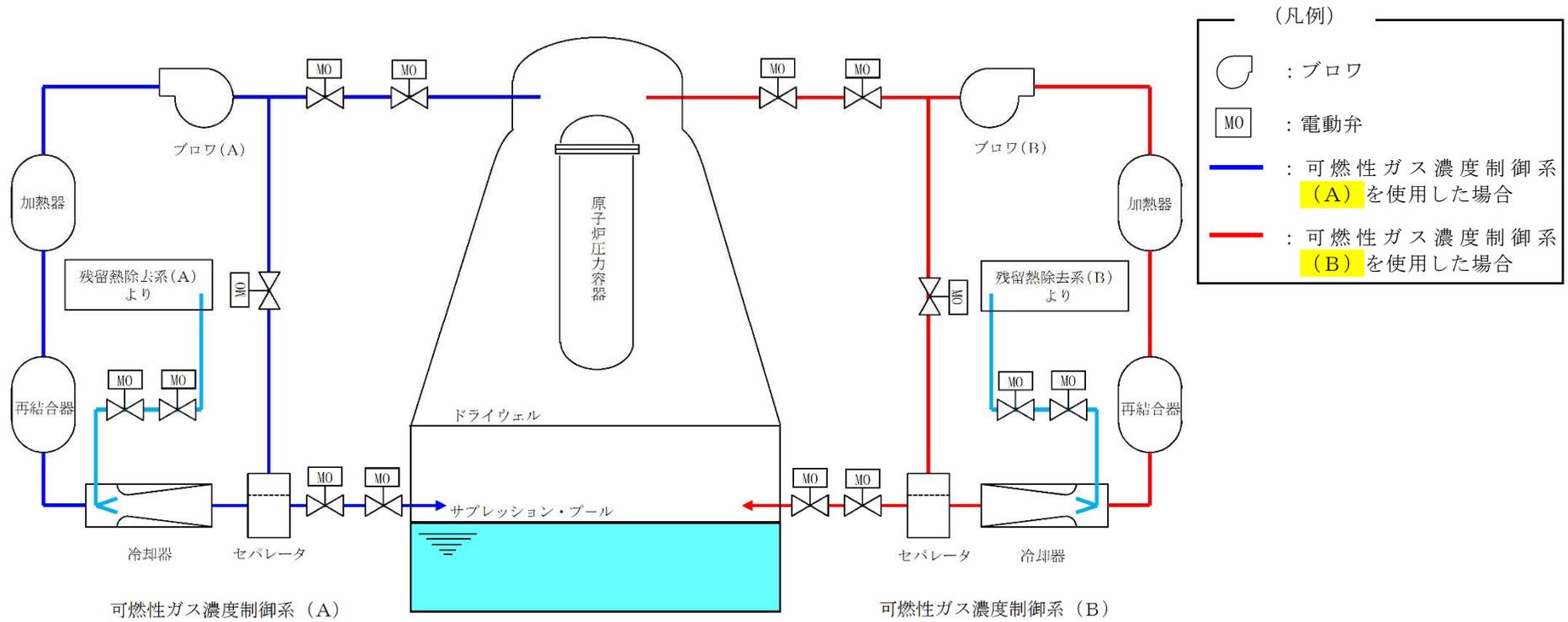
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※ <sup>1</sup>	換気空調系一次隔離弁	⑥※ <sup>2</sup>	耐圧強化ベント系二次隔離弁
④※ <sup>2</sup>	換気空調系二次隔離弁	⑫ <sup>a</sup>	一次隔離弁 (S/C側)
⑤※ <sup>1</sup>	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ <sup>b</sup>	一次隔離弁 (D/W側)
⑤※ <sup>2</sup>	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑭	二次隔離弁
⑥※ <sup>1</sup>	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

記載例 ①：操作手順番号を示す。  
 a：操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。  
 ※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図



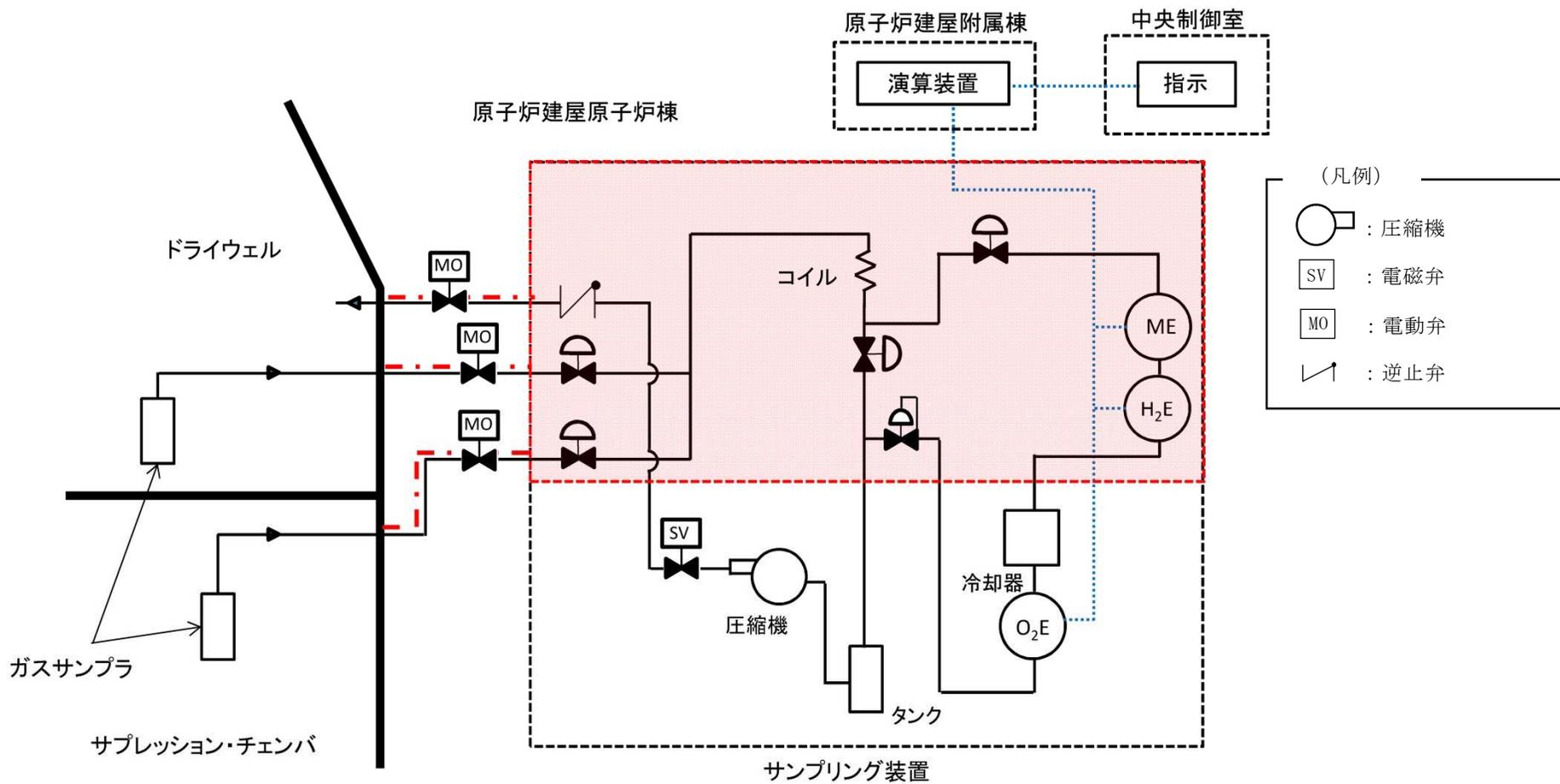
第1.9-5図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出  
タイムチャート



第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		2	4	6	60	120	180	240	300	360			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可燃性ガス濃度制御系プロロ起動 6分 再結合 (プロロ起動後, 約3時間以内)											
可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	運転員A (中央制御室)	1	系統構成, 起動操作			ウォームアップ運転							
			→			→							

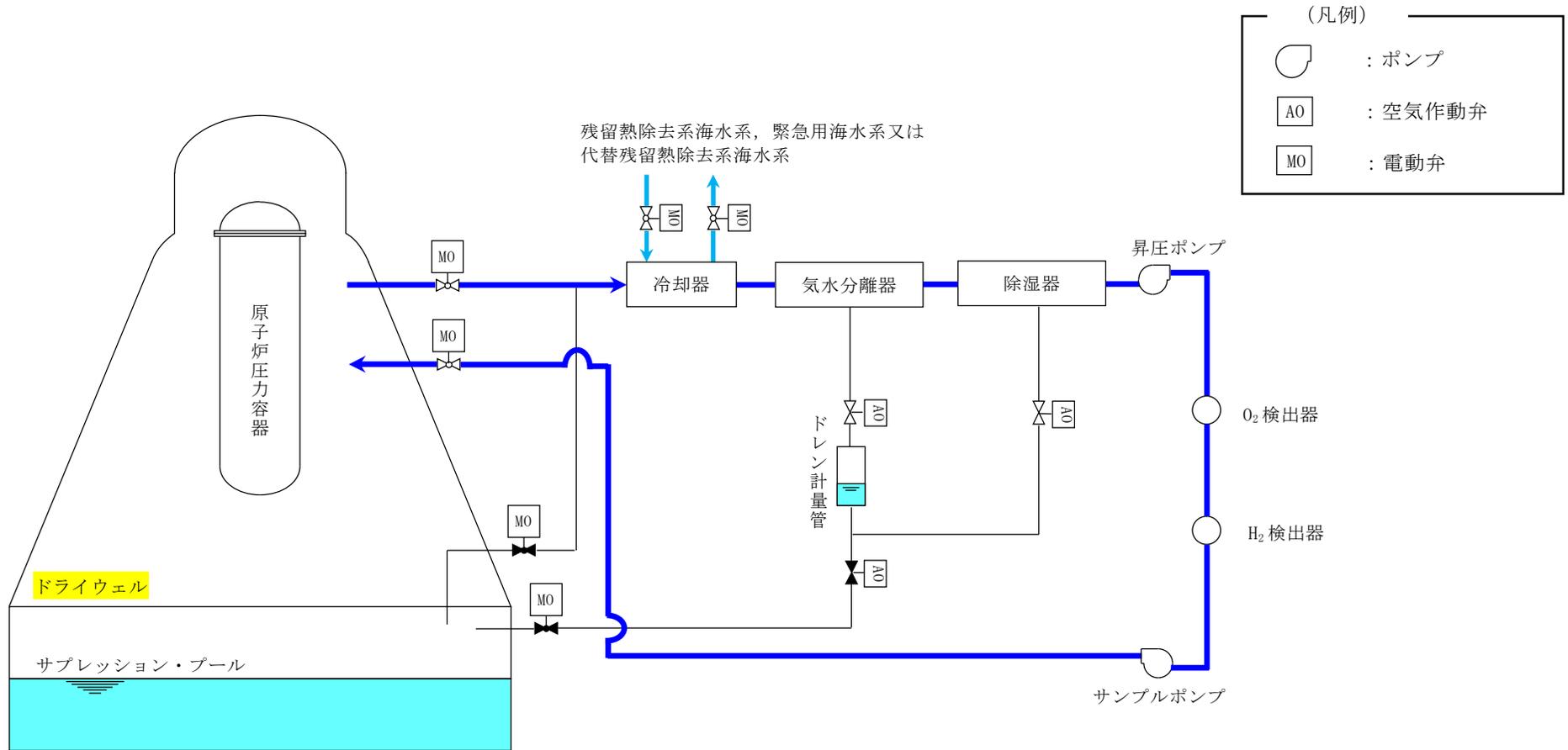
第1.9-7図 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート



第1.9-8図 格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視概要図

		経過時間 (分)										備考
		30 31 32 33 34 35 36										
手順の項目	実施箇所・必要員数	系統起動 30分 測定開始 33分										
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員 A (中央制御室) 1	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 30%; background-color: #cccccc; margin-bottom: 2px;"></div> <span style="margin-left: 5px;">系統暖気, 起動操作</span> </div> <div style="display: flex; align-items: center; margin-top: 5px;"> <div style="width: 30%; background-color: #cccccc; margin-bottom: 2px;"></div> <span style="margin-left: 5px;">測定開始</span> </div> <div style="margin-top: 5px;"> <span style="font-size: 2em;">→</span> </div>										

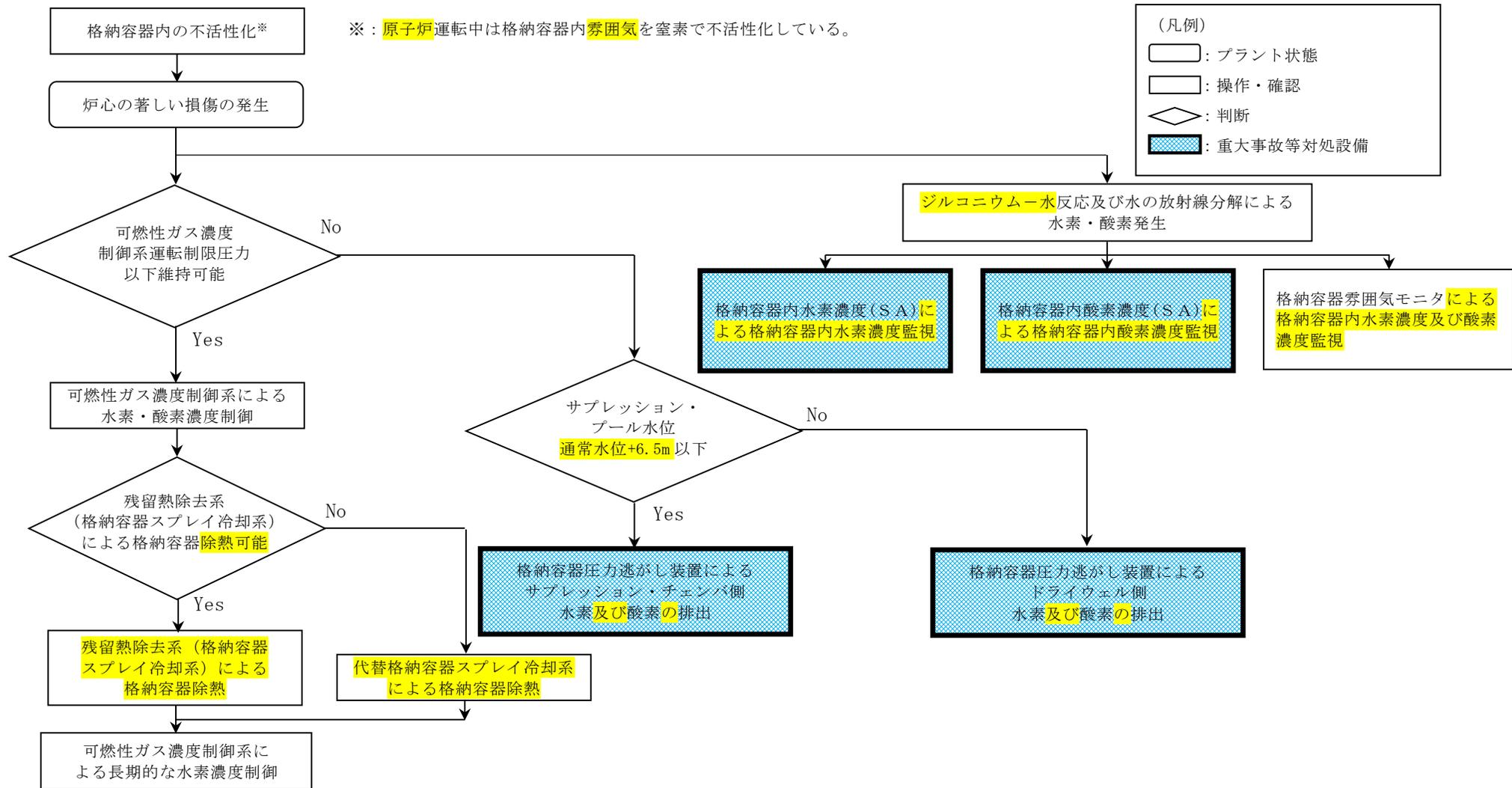
第1.9-9図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による  
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第1.9-10図 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器雰囲気モニタ起動 5分									
格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員A (中央制御室)	1					起動操作				

第1.9-11図 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



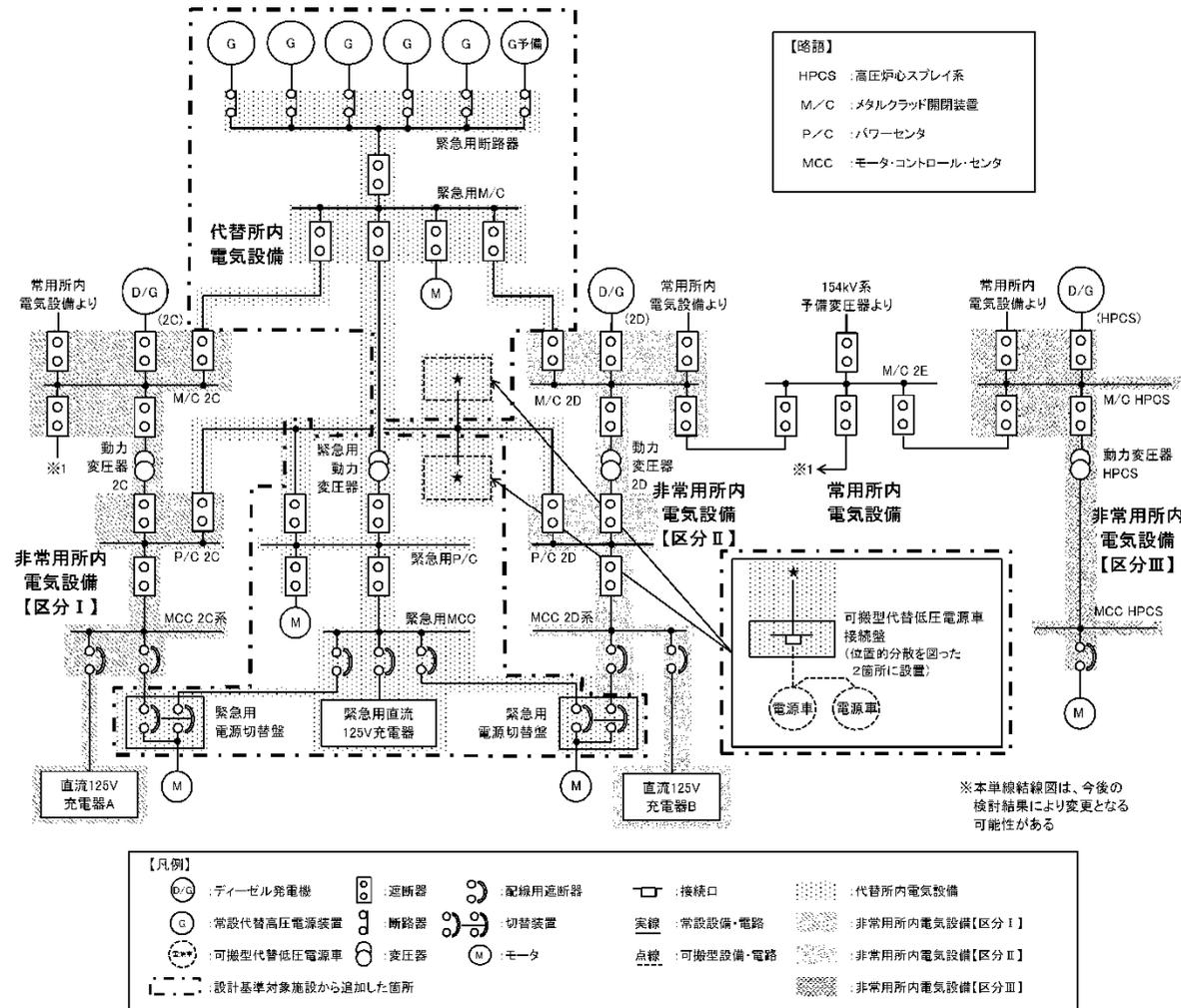
第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

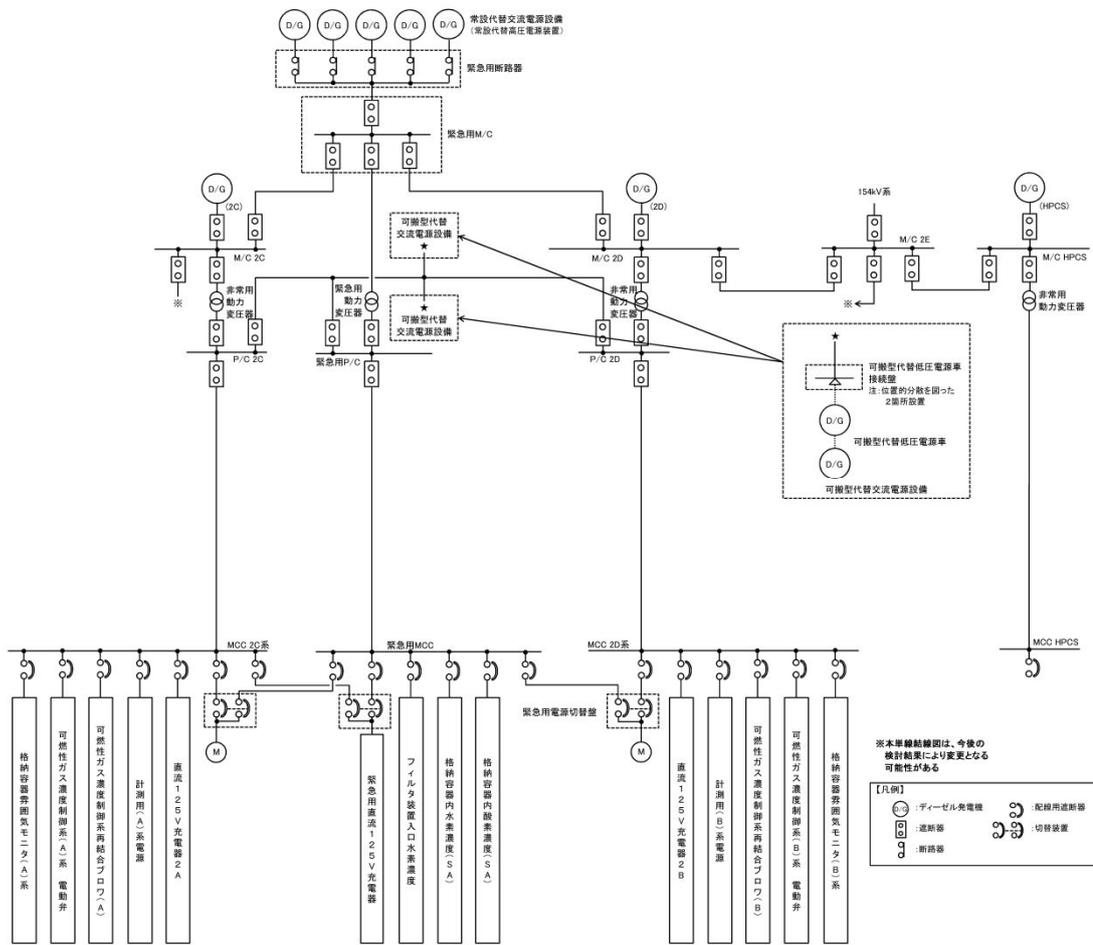
技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が生じた場合における原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が生じた場合における原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が生じた場合における原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>&lt;BWR&gt; a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p>&lt;BWR&gt; a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p>&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は、必要に応じて交流又は直流電源が、要する場合は、交流又は直流電源と交換可能な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、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p>&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、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b)炉心の著しい損傷後、及び水素の放射線分解による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑧ ⑨

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

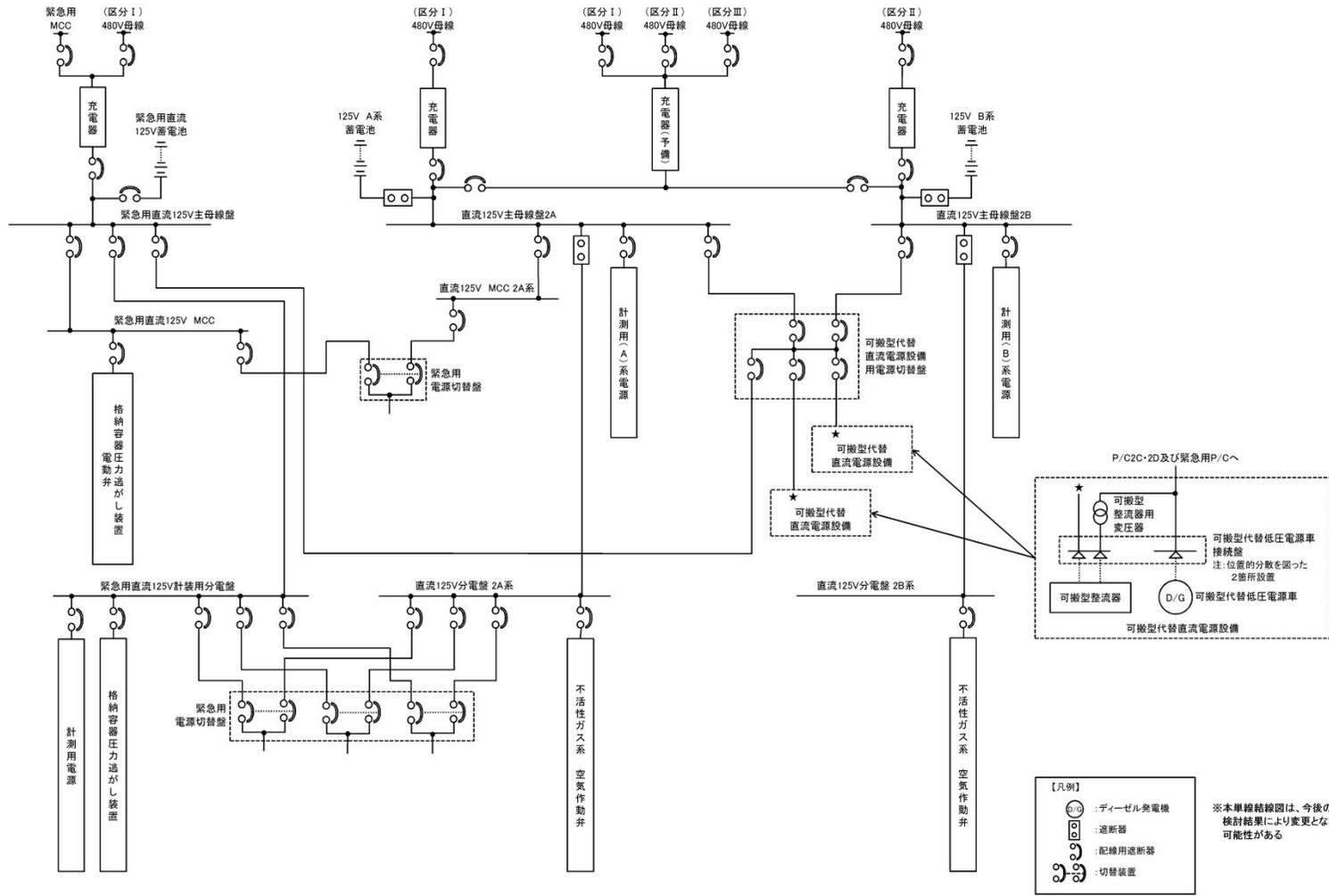




第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%	格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%

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 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	換気空調系一次隔離弁	—
			換気空調系二次隔離弁	—
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	—
			原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—
			耐圧強化ベント系一次隔離弁	—
			耐圧強化ベント系二次隔離弁	—
			サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m
			一次隔離弁（S/C側）	—
			一次隔離弁（D/W側）	—
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
			格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%	格納容器内の酸素濃度指示値が4.3%
		b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系のウォームアップ運転が完了	再結合器出口ガス温度指示値が649℃に到達し、ウォームアップ運転が完了

## 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.10.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段 及び設備

###### (a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

###### (b) 格納容器外への水素漏えい抑制

###### (c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

###### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 手順等

#### 1.10.2 重大事故等時の手順

##### 1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

###### (1) 原子炉ウェル注水

###### a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

###### b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／ 海水）

###### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止のための対応手順

###### (1) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

###### (2) 原子炉建屋原子炉棟ベント

###### (3) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備の 電源を代替電源設備から給電する手順

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.10.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）
2. 原子炉建屋原子炉棟ベント

添付資料1.10.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 操作の成立性の解釈一覧

## 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.10.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また、格納容器外への水素の漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.10-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり、電源及び運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋水素濃度

上記設備は二次格納施設内に5個（うち、原子炉建屋原子炉棟6階※に2個）設置する。

※：原子炉建屋原子炉棟6階は、原子炉建屋原子炉棟最上階である。（以下、本文内における記載について同様。）

iii) 代替電源設備による必要な設備への給電

上記「1.10.1(2) a.(a) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源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。

- ・常設代替直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料補給設備

(b) 格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却して格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、格納容器トップヘッドフランジからの水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する手段がある。

i) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルへ注水し、格納容器頂部を冷却することで、格納容器トップヘッドフランジからの水素の漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 格納容器頂部注水系配管・弁
- ・ 原子炉ウェル
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水  
（淡水／海水）

代替淡水貯槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルへ注水し、格納容器頂部を冷却することで、格納容器トップヘッドフランジからの水素の漏えいを抑制する。

なお、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水は、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、代替淡水貯槽へ補給した海水、淡水貯水池へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁

- ・格納容器頂部注水系配管・弁
- ・原子炉ウェル
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放し、原子炉建屋原子炉棟6階天井部の水素を外部へ排出することで水素の建屋内滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟ベント弁による水素の排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋原子炉棟ベント弁

また、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水を実施する。放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水で使用する設備については、「1.12.1(2) a.(a) 大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.10.1(2) a.(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止」で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋水素濃度、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.10.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の破損を防止することができる。

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

- ・原子炉ウェルへ注水するための設備（格納容器頂部注水系（常設）、格納容器頂部注水系（可搬型））

格納容器からの水素漏えい防止効果に不確かさはあるが、格納容器頂部を冷却することで格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することは可能と考えられることから、原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えい対策として有効である。

- ・原子炉建屋原子炉棟ベント弁

原子炉建屋原子炉棟天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合に、原子炉建屋原子炉棟外へ水素を排出することにより水素の建屋内滞留を防止する手段の一つとして有効である。

#### b. 手順等

上記「1.10.1(2) a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順については、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）及び重大事故等対策要領に定める。（第1.10-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.10-2表，第1.10-3表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

（添付資料1.10.2）

## 1.10.2 重大事故等時の手順

### 1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順

#### (1) 原子炉ウェル注水

##### a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、常設低圧代替注水系ポンプにより専用の注水ラインから原子炉ウェルに注水することで格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用

できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水のための系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエル注水弁を開にし、発電長に報告する。

- ⑦発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁を開とし、原子炉ウエルへの注水流量を必要流量に調整する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエルへの注水が開始されたことをドライウエル雰囲気温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水後、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウエル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水を停止し、発電長に報告する。

(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格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／

海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、可搬型代替注水大型ポンプにより専用の注水ラインから原子炉ウェルに注水することで格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系（常設）が使用できず、格納容器頂部注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（代替淡水貯槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フロー図を第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-5図に、タイムチャートを第1.10-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器頂部注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

- ②災害対策本部長は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）で使用する格納容器頂部注水系配管・弁の接続口を連絡するとともに、原子炉建屋原子炉棟内の系統構成を依頼する。
- ③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水のための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水のための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水のための系統構成を指示する。
- ⑦<sup>a</sup> 東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合  
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水弁及び原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑦<sup>b</sup> 西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合  
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水弁及び原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水のための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水のための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、東側接続口又は西側接続口付属の弁を開とした後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑭発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の開始を指示する。

⑮<sup>a</sup> 東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を調整し、原子炉ウェルへの注水流量を必要流量に調整する。

⑮<sup>b</sup> 西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を調整し、原子炉ウェルへの注水流量を必要流量に調整する。

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェルへの注水が開始されたことをドライウェル雰囲気温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。

⑰発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が開始されたことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を指示する。

⑱<sup>a</sup> 東側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水後、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウエル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水を停止し、発電長に報告する。

⑱<sup>b</sup> 西側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水後、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウエル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合）】

中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、180分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウエルへの注水の場合）】

中央制御室運転員1名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、150分以内と想定する。

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

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

なお、格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料1.10.3-1)

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10-10図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、格納容器頂部注水系（常設）が使用可能であれば、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。この際の水源は代替淡水貯槽又は淡水貯水池を優先し、淡水が使用不可能な場合は海水を使用する。

### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止のための対応手順

#### (1) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素

が格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度及び原子炉建屋原子炉棟6階以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒式水素再結合器の作動状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度を監視する。

なお、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>。

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

b. 操作手順

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度による静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度による静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を強化し、発電長に報告する。また、全交流動力電源又は直流電源

が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置の出入口温度による静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を強化し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認した場合には、原子炉建屋ガス処理系を停止するよう指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認した場合、原子炉建屋ガス処理系が運転中であれば原子炉建屋ガス処理系を停止し、発電長に報告する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで5分以内と想定する。中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

#### (2) 原子炉建屋原子炉棟ベント

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放することにより、原子炉建屋原子炉棟6階の天井部に滞留した水素を原子炉建屋原子炉棟外に排出し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する。

また、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟ベントへの放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水手順については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合。

b. 操作手順

原子炉建屋原子炉棟ベントの操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.10-7図に、概要図を第1.10-8図に、タイムチャートを第1.10-9図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に原子炉建屋原子炉棟ベントの実施を依頼する。
- ②災害対策本部長は、原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放準備を重大事故等対応要員に指示する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度継続監視を指示する。
- ④運転員等は、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度を継続監視し、発電長に報告する。
- ⑤重大事故等対応要員は工具の準備を実施し、原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は、原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放を実施し、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放したことを連絡する。

⑨発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟ベントが実施されたことを、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が低下することにより確認するよう指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟ベントが実施されたことを原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。

### c. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋原子炉棟ベント開始まで45分以内と想定する。

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

また、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.10.3-2)

### (3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10-10図に示す。

原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の作動状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。

静的触媒式水素再結合器の作動により、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は、水素の発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋原子炉棟内

の水素濃度が上昇し、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合は、原子炉建屋原子炉棟内での水素爆発を防止するため、原子炉建屋原子炉棟ベントにより水素の排出を実施する。

#### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

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。

#### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

代替淡水貯槽、淡水貯水池への水の補給及び水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

格納容器頂部注水系（常設）、格納容器頂部注水系（可搬型）の電源確保手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型直流電源設備、可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書
水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※ <sup>1</sup> 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備  —※ <sup>1</sup>
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備  —
		代替電源による必要な給電設備への給電	常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 常設代替直流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替直流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備  —※ <sup>3</sup>
格納容器外への水素漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ <sup>2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備  非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-4」
			格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策設備

※<sup>1</sup>: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※<sup>2</sup>: 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。

※<sup>3</sup>: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※<sup>4</sup>: 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)

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書
格納容器外への水素漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系（可搬型） 原子炉ウエルへの注水 による	代替淡水貯槽※ <sup>2</sup> 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料補給設備※ <sup>3</sup>	重大事故等対処設備  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－4」
			可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>3</sup> 淡水貯水池※ <sup>2</sup> 、※ <sup>4</sup> 格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策設備  重大事故等対策要領
水素排出による原子炉建屋 原子炉棟の損傷防止	—	原子炉建屋原子炉棟ペント による水素の排出	原子炉建屋原子炉棟ペント弁	自主対策設備  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「水素」  重大事故等対策要領

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水			
a. 格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)※1 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確認	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		原子炉ウエルへの注水量	格納容器頂部注水系(常設)注水流量
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
水源の確認		代替淡水貯槽水位※1	
b. 格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエルへの注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)※1 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		電源	緊急用M/C電圧 緊急用P/C電圧 緊急用直流125V主母線盤電圧
		水源の確認	代替淡水貯槽水位※1
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器への注水量	格納容器頂部注水系(常設)注水流量 格納容器頂部注水系(可搬型)注水流量
		水源の確認	代替淡水貯槽水位※1

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)を示す。

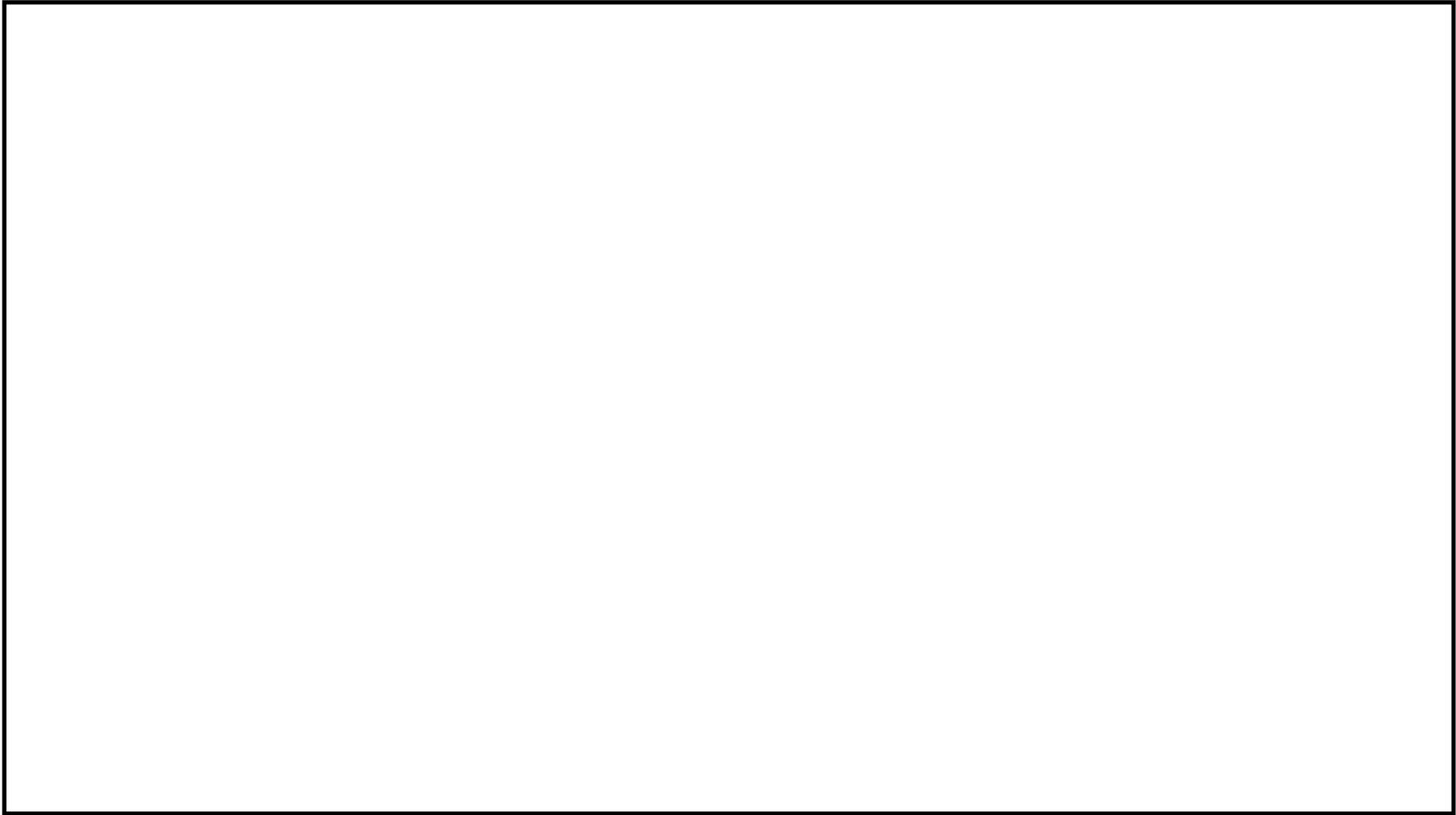
監視計器一覧 (2/2)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 (2) 原子炉建屋原子炉棟ベント		
	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 <sup>※1</sup> ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 <sup>※1</sup>
	操作	原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 <sup>※1</sup> ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

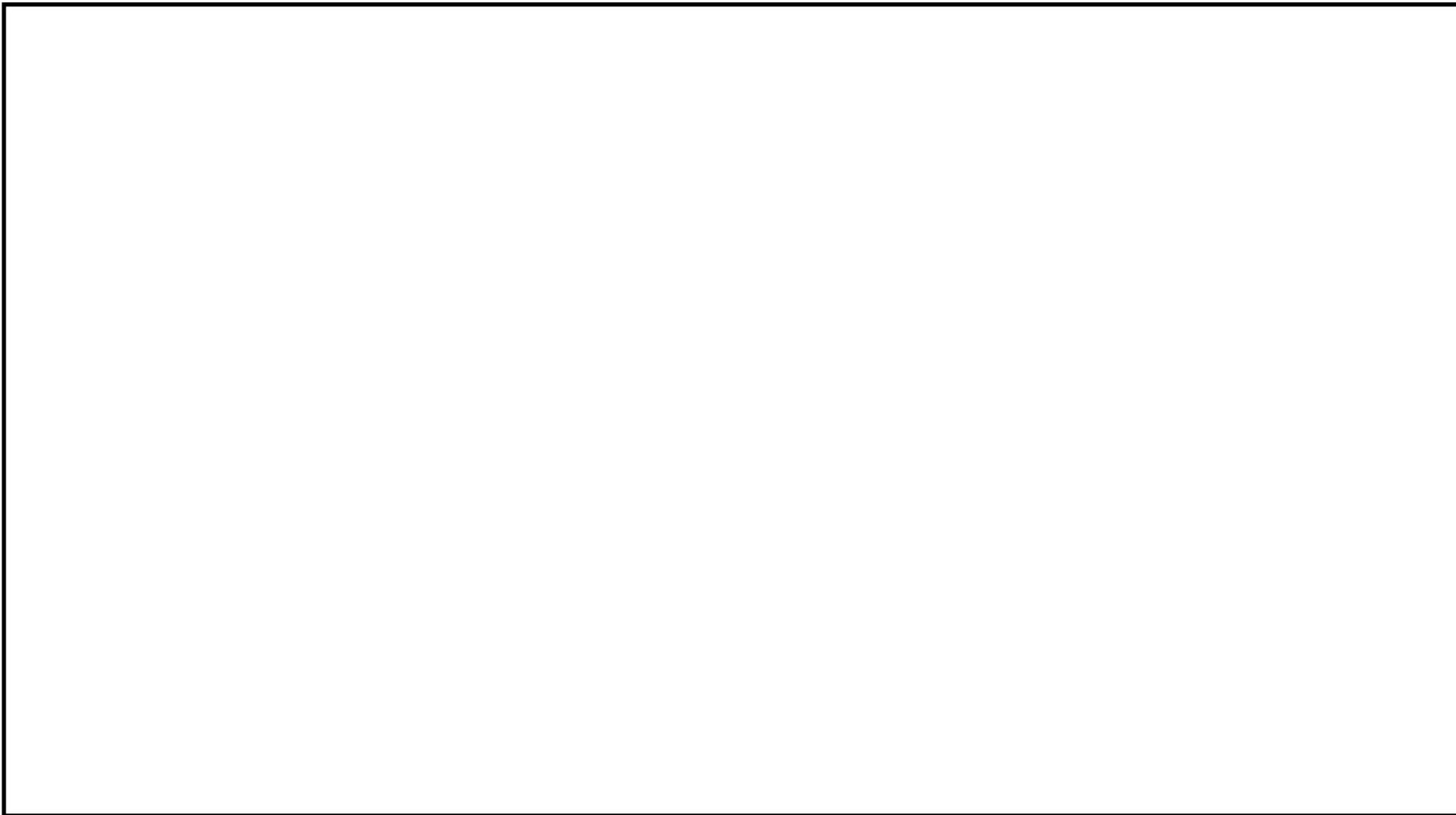
※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第1.10-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

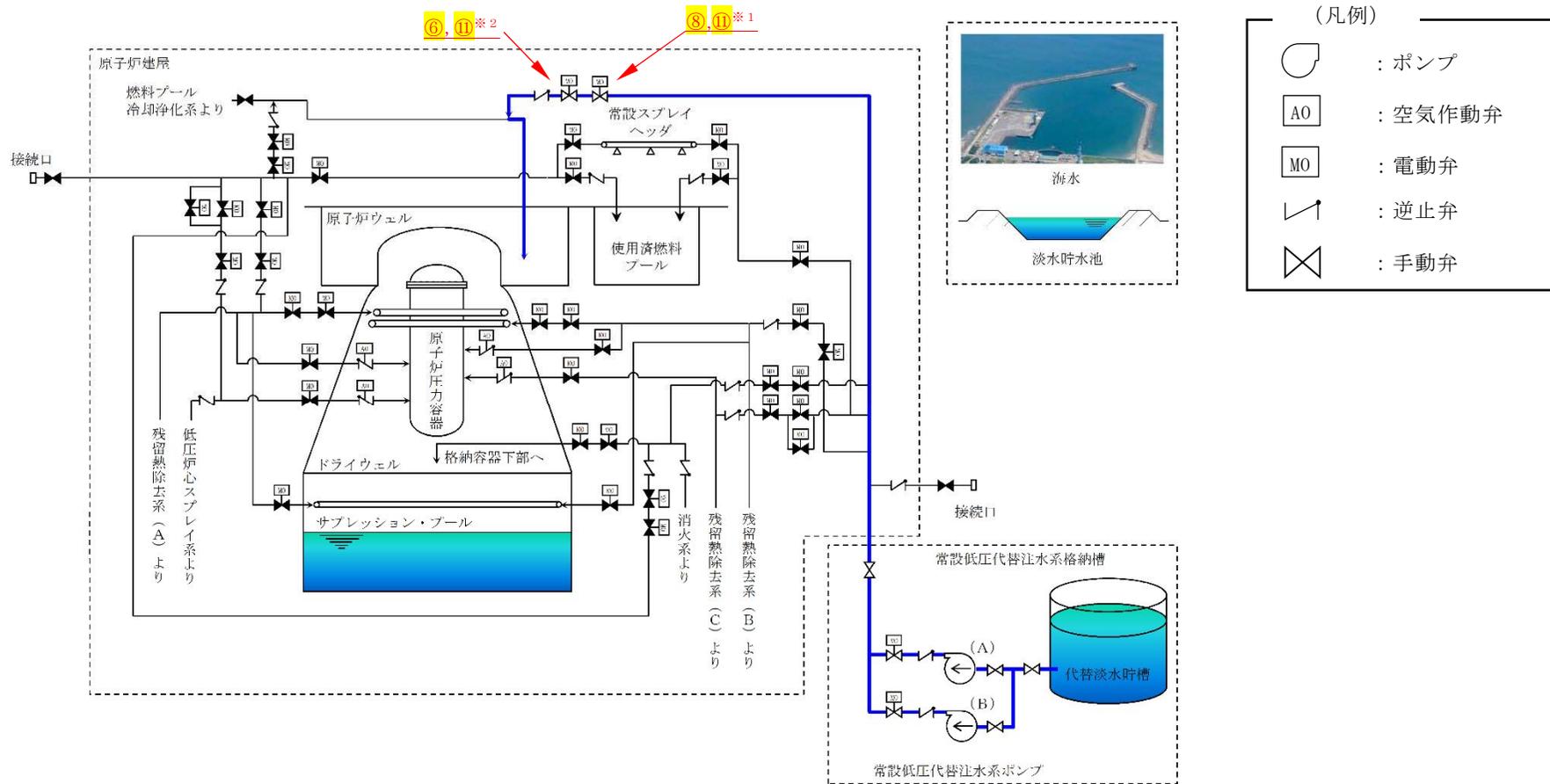
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M/C 緊急用P/C 緊急用M C C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用M C C 緊急用直流125V主母線盤</p>



第1.10-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



第1.10-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑥, ⑩※2	原子炉ウェル注水弁
⑧, ⑪※1	原子炉ウェル注水ライン流量調整弁

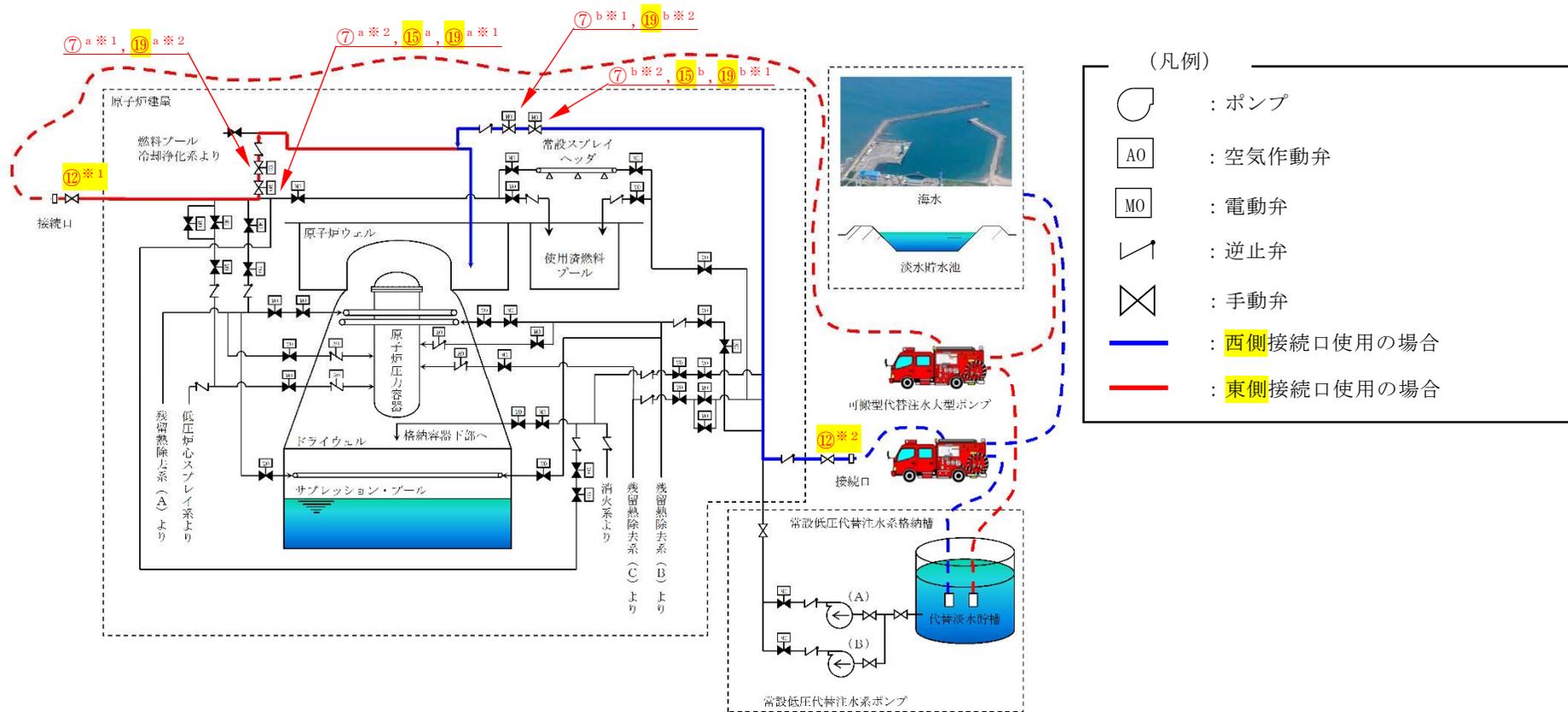
記載例 ①：操作手順番号を示す。

※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.10-3図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	2分 格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエル注水										
格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエル注水	運転員A (中央制御室)	1	系統構成、注水開始操作									

第1.10-4図 格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエルへの注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦ <sup>a</sup> *1, ①⑨ <sup>a</sup> *2	原子炉ウエル注水弁	⑫ <sup>*</sup> 1	東側接続口付属の弁
⑦ <sup>a</sup> *2, ①⑤ <sup>a</sup> , ①⑨ <sup>a</sup> *1	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁		
⑦ <sup>b</sup> *1, ①⑨ <sup>b</sup> *2	原子炉ウエル注水弁	⑫ <sup>*</sup> 2	西側接続口付属の弁
⑦ <sup>b</sup> *2, ①⑤ <sup>b</sup> , ①⑨ <sup>b</sup> *1	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁		

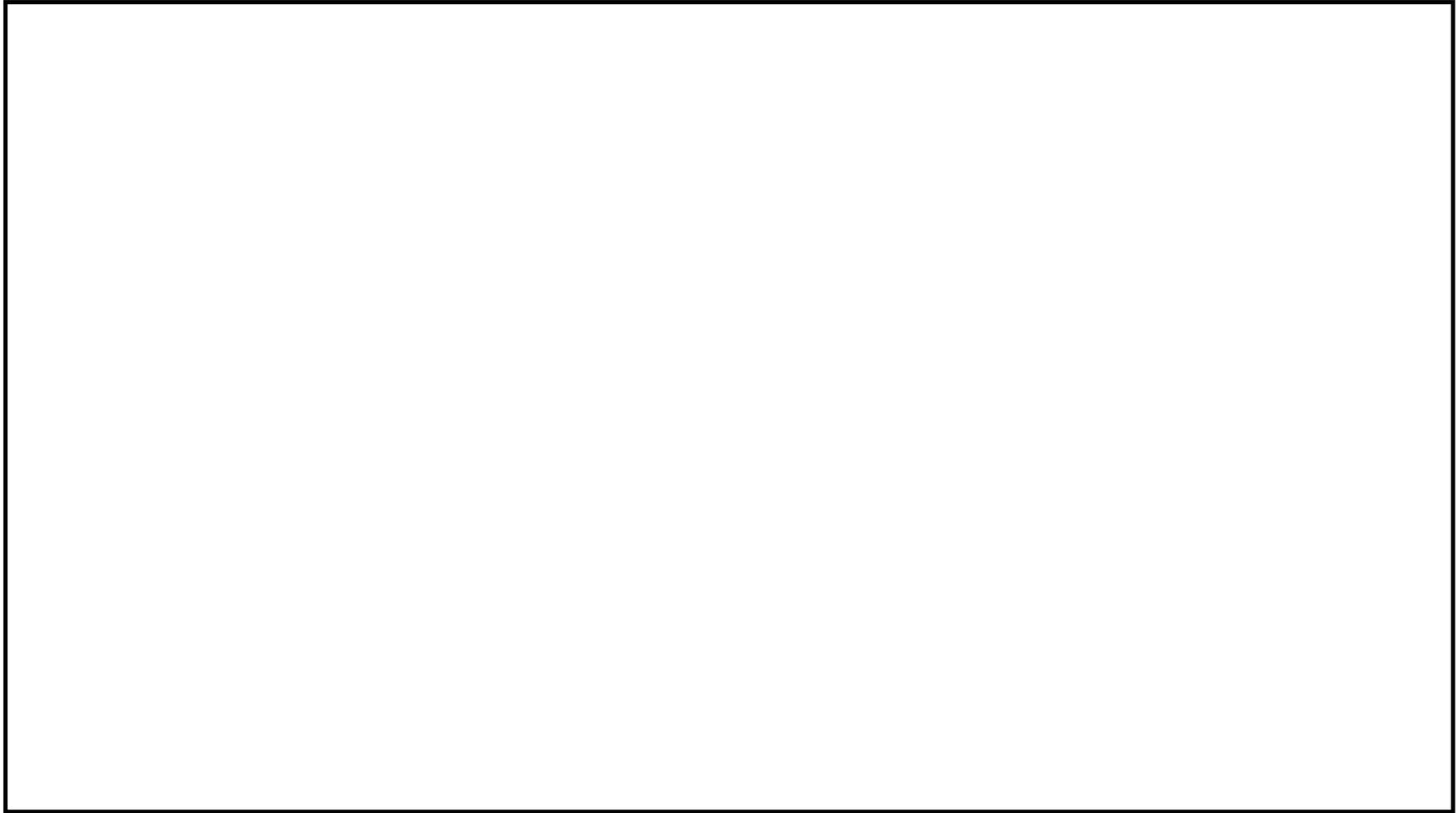
記載例 ①：操作手順番号を示す。

a：操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

\*1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

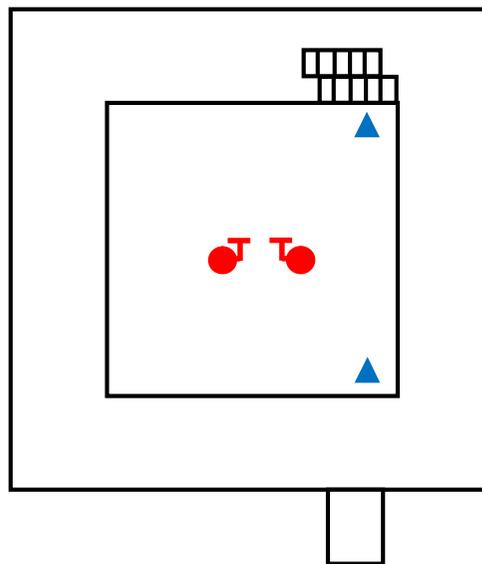
第1.10-5図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 概要図





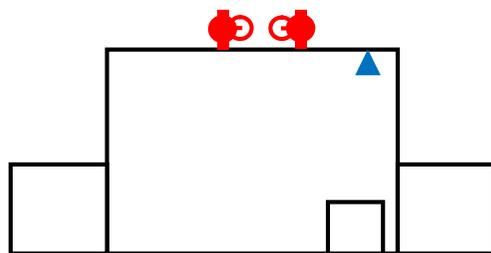
第1.10-7図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）水素「R／B水素爆発防止」における対応フロー

原子炉建屋屋上（平面図）



(凡例)

- T : 原子炉建屋原子炉棟ベント弁
- ▲ : 水素濃度検出器

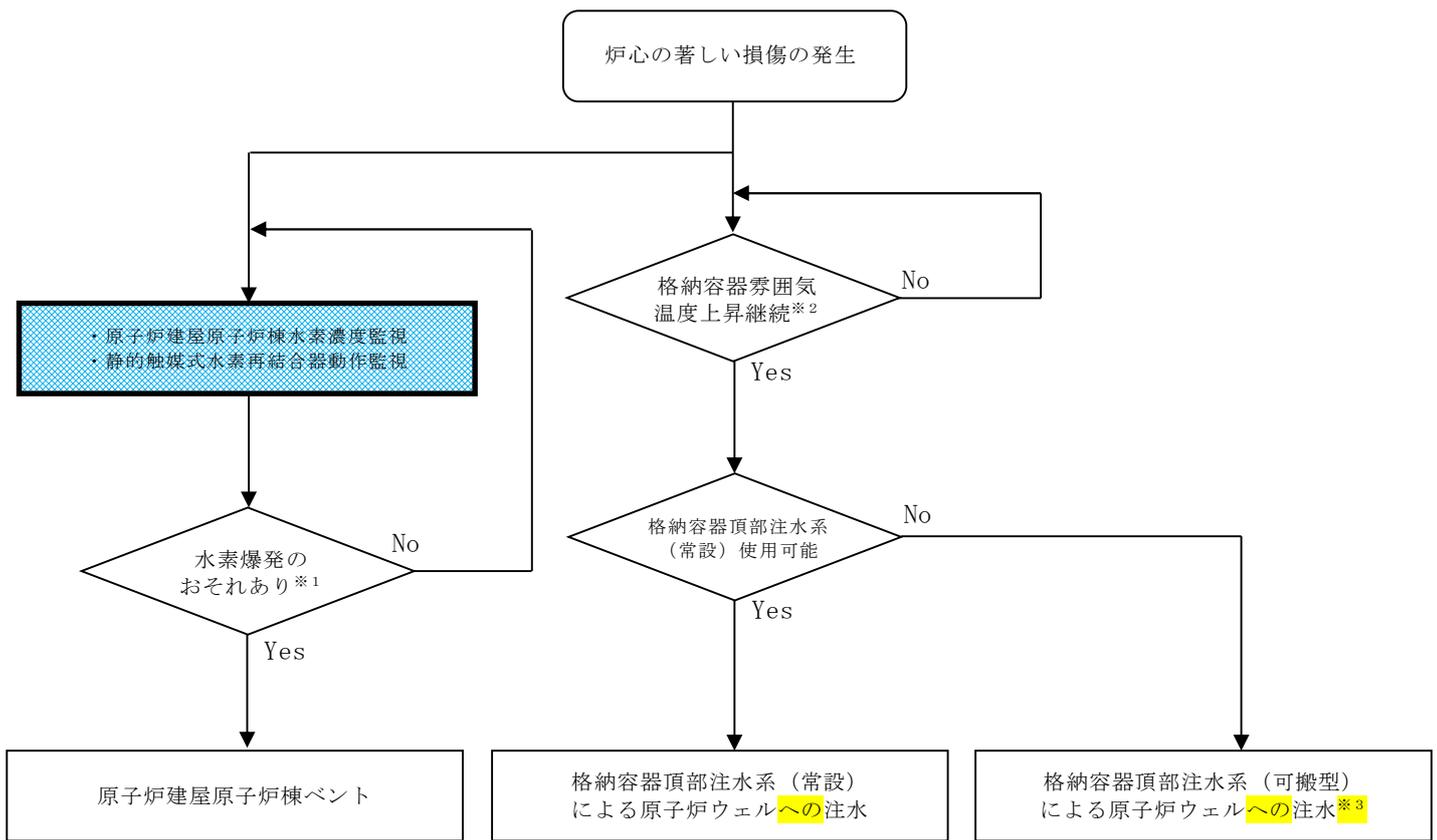
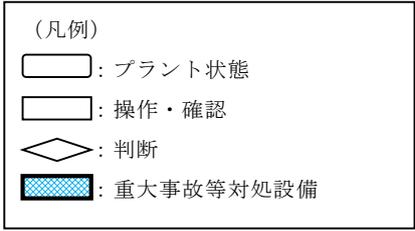


原子炉建屋屋上（断面図）

第1.10-8図 原子炉建屋原子炉棟ベント 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	45分 原子炉建屋原子炉棟ベント											
原子炉建屋原子炉棟ベント	重大事故等 対応要員	4	移動、ベント開始操作										

第1.10-9図 原子炉建屋原子炉棟ベント タイムチャート



※1 原子炉建屋原子炉棟ベントの判断基準  
原子炉建屋原子炉棟 6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合

※2 原子炉ウェル注水の判断基準  
格納容器内の温度上昇が継続している場合

※3 水源選択  
優先1: 代替淡水貯槽  
優先2: 淡水貯水池  
優先3: 海水

第1.10-10図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.10)	番号	設置許可基準規則 (第 53 条)	技術基準規則 (第 68 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 53 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第 68 条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	⑤
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/3）

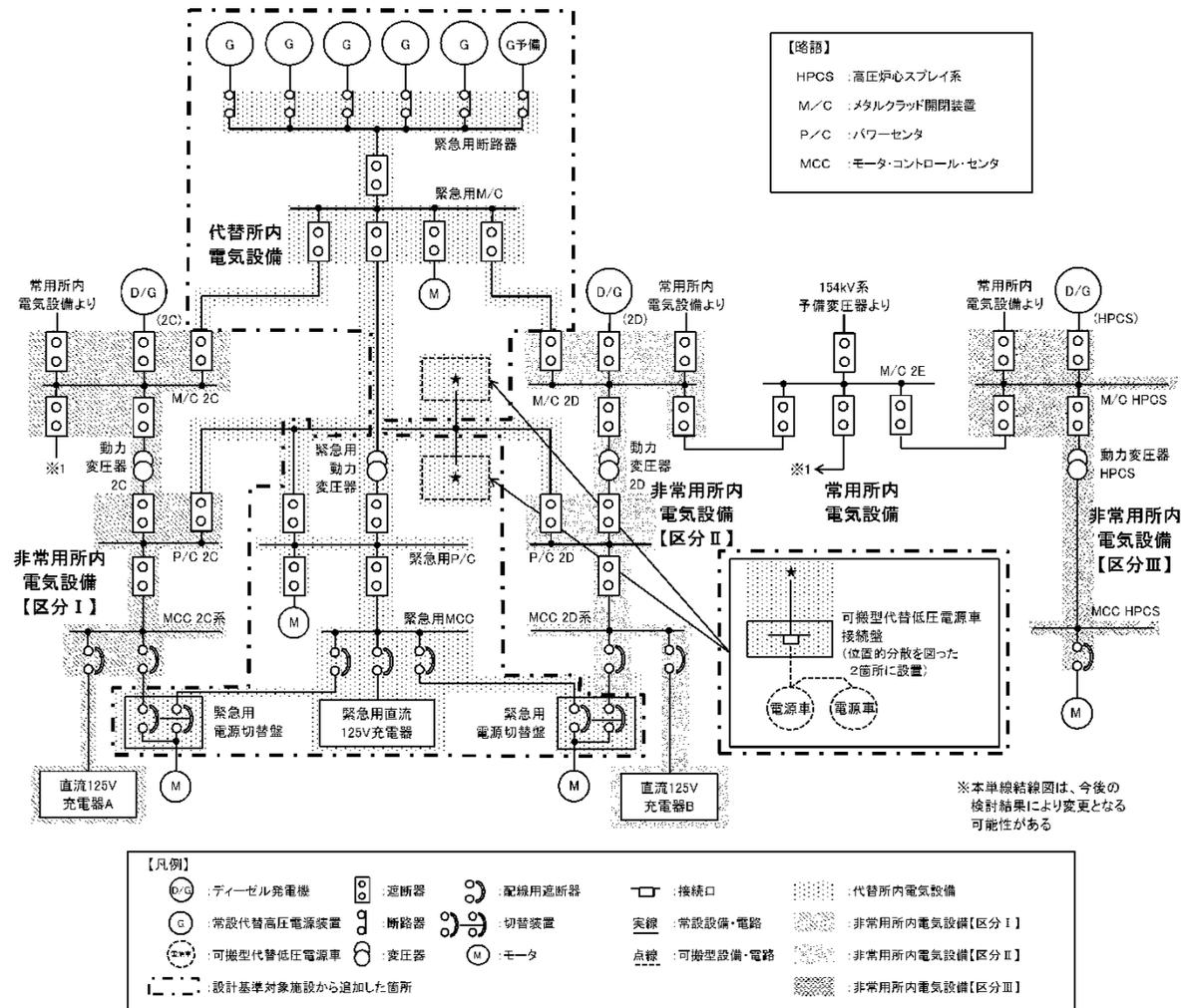
■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
静的触媒式水素再結 合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結 合器	新設	① ② ④ ⑤	原子炉建屋原子炉棟ベ ント による水素ガスの排 出	原子炉建屋原子炉棟 ベント弁	常設	45分以内	4名	自主対策と する理由は 本文参照
	静的触媒式水素再結 合器動作監視装置	新設							
原子炉建屋原子炉棟内の 水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—
代替電源設備による 必要な設備への給電	常設代替交流電源設 備	新設	① ③ ④ ⑦	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源 設備	新設							
	常設代替直流電源設 備	新設							
	可搬型代替直流電源 設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
—	—	—	—	格納容器頂部注水系 （常設）による 原子炉ウエルへの注 水	常設低圧代替注水系 ポンプ	常設	2分以内	1名	自主対策と する理由は 本文参照
				代替淡水貯槽	常設				
				低圧代替注水系配 管・弁	常設				
				原子炉ウエル	常設				
				常設代替交流電源設 備	常設				
				燃料補給設備	常設 可搬				
				格納容器頂部注水系 配管・弁	常設				

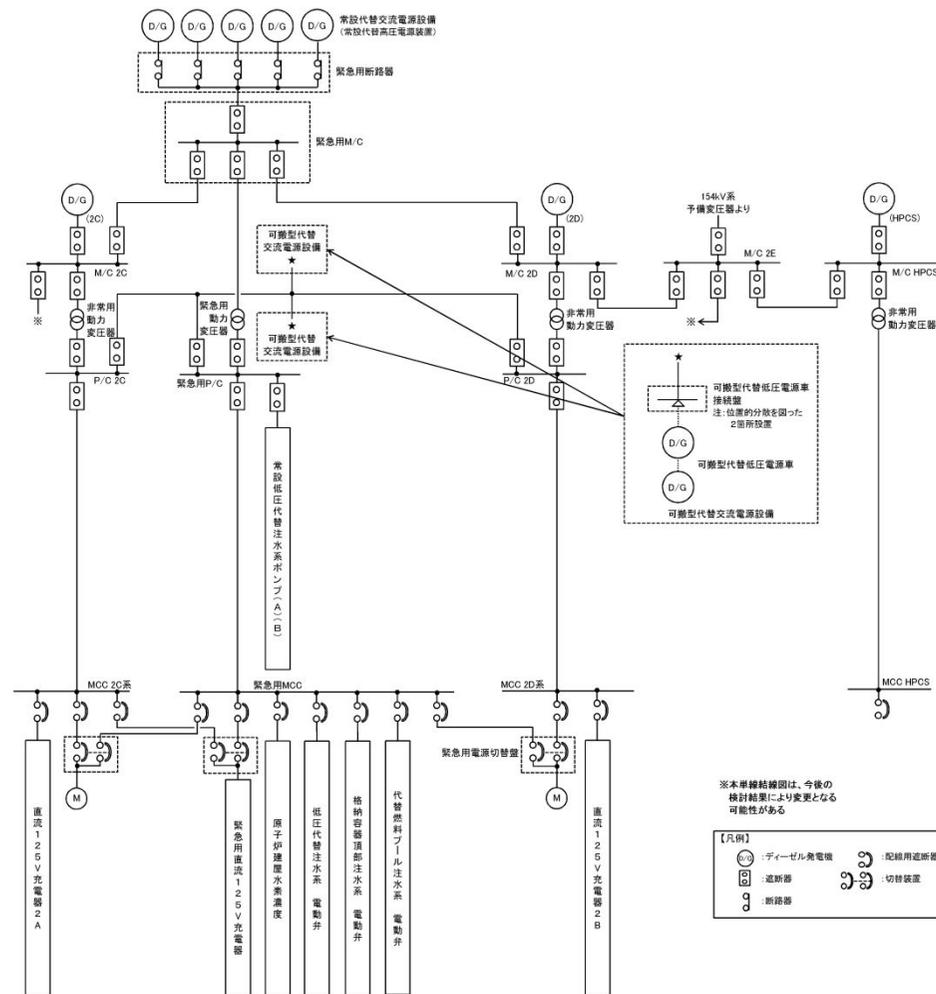
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/3）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

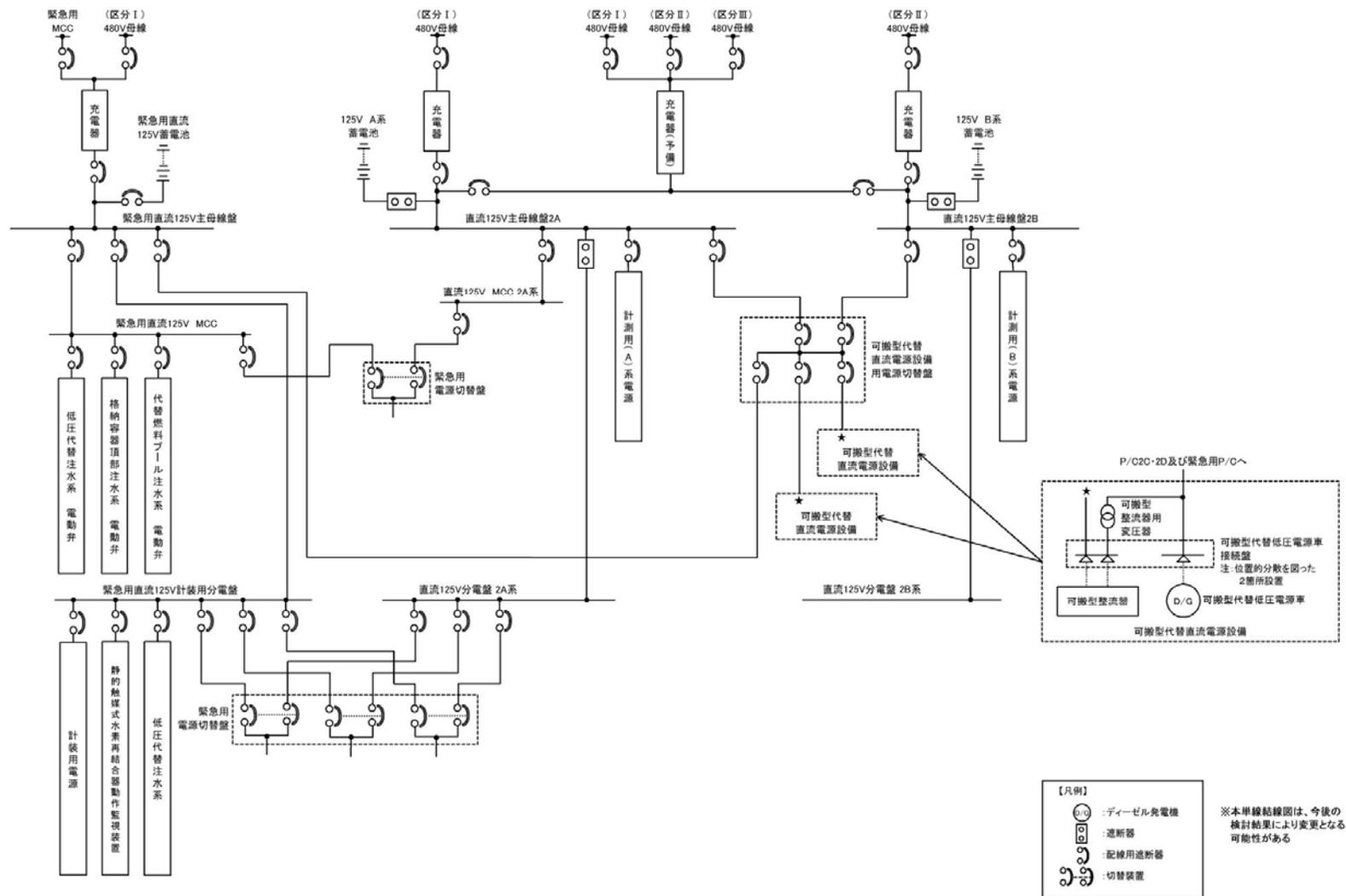
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
—	—	—	—	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	180分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
					代替淡水貯槽	常設			
					低圧代替注水系配管・弁	常設			
					代替燃料プール注水系配管・弁	常設			
					原子炉ウエル	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
					格納容器頂部注水系配管・弁	常設			
				淡水貯水池	常設				



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

## (1) 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を実施する。

## (2) 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽、淡水貯水池）周辺）

## (3) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員数（8名）、所要時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

## (4) 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また、アクセ

スルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部長との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## 2. 原子炉建屋原子炉棟ベント

### (1) 操作概要

原子炉建屋原子炉棟屋上にアクセスし、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する。

### (2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟屋上

### (3) 必要要員数及び操作時間

原子炉建屋原子炉棟ベントに必要な要員数（4名）、所要時間（45分以内）のうち、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：45分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

### (4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して行う。

移動経路：ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部長との連絡が可能である。

## 解釈一覧

## 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水	格納容器内の温度上昇が継続している場合 ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合
		b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水	格納容器内の温度上昇が継続している場合 ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止のための対応手順	(2) 原子炉建屋原子炉棟ベント	原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合	原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合

操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
			原子炉ウエル注水弁	—
			原子炉ウエル注水ライン流量調整弁	—
			原子炉ウエル注水流量を必要流量に調整	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁にて約50m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量	格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量約100m <sup>3</sup> /h
		b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル注水弁	—
			原子炉ウエル注水ライン調整弁	—
			原子炉ウエル注水弁	—
			原子炉ウエル注水ライン調整弁	—
			東側又は西側接続口付属の弁	—
			原子炉ウエル注水流量を必要流量に調整	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁にて約50m <sup>3</sup> /hに調整
			格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量	格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量約100m <sup>3</sup> /h

操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.10.2.2 水素爆発による原子炉 建屋原子炉棟の損傷防 止のための対応手順	(1) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値上昇を確 認した場合 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が2%に到達して いる。

操作の成立性の解釈一覧

手順		操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水	格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下
		b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水	格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下

## 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

### 目 次

#### 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

##### 1.18.1 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. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

###### (a) 居住性の確保

###### (b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保

###### (c) 要員の収容手段の確保

###### (d) 代替電源設備の確保

###### (e) 重大事故等対処設備、自主対策設備及び資機材等

##### b. 手 順 等

##### 1.18.2 重大事故等時の手順等

###### 1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 災害対策本部立上げの手順
  - a. 緊急時対策所非常用換気空調設備運転手順
  - b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順
  - c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- (2) 緊急時対策所エリアモニタ等の設置手順
  - a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順
  - b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順
- (3) 放射線防護等に関する手順

- a. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順
- b. 緊急時対策所加圧設備への切替手順
- c. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- d. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

1.18.2.2 必要な指示及び通信連絡に関する手順等

- (1) SPDSによるプラントパラメータの監視手順
- (2) 対策の検討に必要な資料の整備
- (3) 通信連絡に関する手順

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- (1) 緊急時対策所にとどまる要員
- (2) 放射線管理に関する手順等
  - a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理
  - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
- (3) 飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

- (1) 緊急時対策所用発電機による給電
- (2) 緊急時対策所用発電機(予備)による給電
  - a. 緊急時対策所用発電機(予備)起動手順

添付資料1.18.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.18.2 (1) 緊急時対策所加圧設備の運転操作について

添付資料1.18.2 (2) 加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定及び空気ポンベの必要本数について

添付資料1.18.3 SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

添付資料1.18.4(1) 東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

添付資料1.18.4(2) 原子力防災組織の要員(発電所災害対策本部体制, 緊急時対策所, 中央制御室, 現場対応要員)

添付資料1.18.4(3) 原子力防災組織の要員(夜間・休日(平日の勤務時間帯以外)の初動対応体制, 緊急時対策所, 中央制御室, 現場対応要員)

添付資料1.18.4(4) プルーム通過時 緊急時対策所, 中央制御室等にとどまる要員

添付資料1.18.4(5) 緊急時対策所, 中央制御室, 現場 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

添付資料1.18.4(6) 緊急時対策所に最低限必要な要員について

添付資料1.18.4(7) 放射線管理用資機材

添付資料1.18.4(8) チェンジングエリアについて

添付資料1.18.4(9) 飲食料とその他の資機材

## 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
  - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
  - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
  - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
  - e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

## 1.18.1 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

重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備<sup>※1</sup>及び資機材等<sup>※2</sup>を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：耐震Sクラスではないが、SS機能維持を担保できないが、機能が健全であれば、発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

※2 資機材等：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」，「チェンジングエリア用資機材」及び「飲料水，食料等」をいう。

また、緊急時対策所の電源は、通常、設計基準対象施設の常用所内電気設備から給電するが、常用所内電気設備からの給電が喪失した場合は、その機能を代替するための機能，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1.18.1-1図）。

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六十一条及び技術基準規則第七十六条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備，自

主対策設備及び資機材等との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、常用所内電気設備の喪失を想定する。また、審査基準及び基準規則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、自主対策設備及び資機材等を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、自主対策設備、資機材等及び整備する手順についての関係を第1.18.1-1表に示す。

a. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

重大事故等が発生した場合において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため、緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所非常用送風機
- ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置
- ・ 緊急時対策所加圧設備
- ・ 緊急時対策所エリアモニタ
- ・ 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

## (b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保

緊急時対策所から重大事故等の対処に必要な指示を行うために、必要な情報を把握し、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための手段がある。

必要な情報を把握するための設備、必要な通信連絡を行うための設備及び資機材等は以下のとおり。

- ・必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））<sup>※1</sup>（以下、「SPDS」という。）
- ・データ伝送設備<sup>※2</sup>
- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）
- ・送受話器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）
- ・テレビ会議システム（社内）
- ・加入電話設備（加入電話、加入FAX）
- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））
- ・対策の検討に必要な資料

※1 SPDSとは、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

※2 データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

### (c) 要員の収容手段の確保

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所で収容するための手段がある。この必要な数の要員を収容するために必要な資機材等は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・チェンジングエリア用資機材
- ・飲料水，食料等

### (d) 代替電源設備の確保

緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ
- ・緊急時対策所用M/C

### (e) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等

「(a) 居住性の確保」のために使用する設備のうち，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所排風機，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保」のために使用する設備のうち，SPDS，データ伝送設備，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話，IP-FAX）は重大事故等対処設備と位置づける。

「(d) 代替電源設備の確保」のために使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機給油ポンプ及び緊急時対策所用M/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備において、発電所内外との通信連絡を行うことが可能であり、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）、電力保安通信電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話、加入FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

耐震Sクラスではないが、機能が健全であれば、発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本条文【解釈】1c）、d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

（添付資料1.18.1）

## b. 手順等

上記の「a. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。（第1.18.1-1表）

これらの手順は、**重大事故等対応要員の対応として「重大事故等対策要領」**に定める。

また、事故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備する。（第1.18.1-2表，第1.18.1-3表）

また、通常時における、対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等の管理，運用については、担当グループマネージャーにて実施する。

（添付資料1.18.4(1)～(5)）

## 1.18.2 重大事故等時の手順等

### 1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても、**必要な指示を行う**要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として、緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所非常用送風機、**緊急時対策所非常用フィルタ装置**、緊急時対策所用発電機、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計により、緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）により、緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定、監視し、環境中に放射性物質が放出された場合、緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の取り込みを防止することで、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また、万が一、希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に取り込まれた場合においても、緊急時対策所エリアモニタにて監視、測定し対策をとることにより、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減する。

緊急時対策所が事故対策のための活動に影響がない酸素濃度及び二酸化炭

素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 災害対策本部立上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等<sup>※3</sup>，発電所災害対策本部が緊急時対策所を使用するための準備として，災害対策本部を立上げるための手順を整備する。

※3 発電所災害対策本部が設置される場合として，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故も含める。

a. 緊急時対策所非常用換気設備運転手順

緊急時対策所非常用換気設備を起動し，放射性物質の取り込みを低減するための手順を整備する。

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備からの給電により，緊急時対策所非常用換気設備を起動する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象<sup>※4</sup>が発生したと判断した場合

※4 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

(b) 操作手順

災害対策本部立上げ時の緊急時対策所非常用換気設備運転の手順は以下のとおり。緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第18.2.1-1図に、手順のタイムチャートを第1.18.2.1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所非常用換気設備の起動を指示する。
- ② 庶務班は、キースイッチを「通常運転モード」から「緊急時対策所非常用換気設備の運転を開始する」に切り替え、起動スイッチ操作により、緊急時対策所非常用換気設備の運転を開始する。
- ③ 庶務班は、流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員1名で行い、手順着手から流量の確認までの一連の操作完了まで約5分と想定する。

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

プルーム放出時に緊急時対策所内に加圧設備から空気を供給するための準備を行う手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

次のいずれかの場合に着手する。

- ・中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合、又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- ・炉心損傷前であっても中央制御室から原子炉格納容器（以下「格納

容器」という。)の破損が生じた旨の連絡があった場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備の手順は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順のタイムチャートを第1.18.2.1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備の系統構成指示する。
- ② 庶務班は、各部に漏えい等がないことを高圧空気ポンベ出口圧力にて確認する。
- ③ 庶務班は、「待機時高圧空気ポンベ出口圧力低(L)」及び「空気供給量低」警報をバイパスさせる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員2名で行い、着手から漏えい等がないことの確認までの一連の操作完了まで約65分と想定する。

c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

酸素欠乏症防止のため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象<sup>\*4</sup>が発生したと判断した場合

※4 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び  
「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事  
象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超えるおそれがある場合は、風量調整ダンパの開度調整により、換気率を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて庶務班1名で操作を行うことが可能である。室内での測定、弁の開度調整のみであるため、短時間での対応が可能である。

(2) 緊急時対策所エリアモニタ等の設置手順

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合に、緊急時対策所内への放射性物質等の取り込み量を微量のうちに検知するため、緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置する手順を整備する。

なお、緊急時対策所付近（屋外）に設置する可搬型モニタリング・ポストについても緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

(a) 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所エリアモニタ設置手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.2.1-3図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に緊急時対策所エリアモニタ設置を指示する。

② 放射線管理班は、災害対策本部内に緊急時対策所エリアモニタを設置し起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班1名で行い、一連の操作完了まで約10分と想定する。

b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

緊急時対策所付近（屋外）に可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）を設置する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

(3) 放射線防護等に関する手順

重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等をプルームから防護し、緊急時対策所の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

プルーム放出のおそれがある場合、プルーム放出に備え、パラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には、以下のいずれかに該当した場合

- ・ プルーム放出前の段階において、直接線、スカイシャイン線により、可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）の指示値が有意な上昇傾向となった場合
- ・ 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があった場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- ・ 炉心損傷前であって中央制御室から格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があった場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

プルーム放出のおそれがある場合に実施する手順は以下のとおり。  
タイムチャートを第1.18.2.1-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、プルーム放出に備え、放射線管理班等へパラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を指示する。
- ② 放射線管理班は可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）の監視強化を行う。
- ③ 庶務班は、加圧設備の操作要員を配置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班1名及び庶務班1名で行う。室内での要員の配置等のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

なお、直接線、スカイシャイン線により可搬型モニタリング・ポストのうち複数台の指示値上昇が予想されることから、可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）以外の可搬型モニタリング・ポスト指示値も参考として監視する。

b. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

格納容器から希ガス等の放射性物質が放出され、プルームが緊急時対策所に接近した場合、緊急時対策所非常用換気設備からの給気を停止し、緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所の災害対策本部室内（休憩室等含む）を加圧する手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合

- ・可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値が30mSv/hとなった場合
- ・緊急時対策所エリアモニタが重大事故等により指示値が0.5mSv/hとなった場合
- ・炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>で、サプレッション・プール水位が通常水位+6.4mに到達又はベント実施判断基準に到達した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）の $\gamma$ 線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所の災害対策本部室内を加圧する手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備の概要図を第1.18.2.1-4図に、切替手順のタイムチャートを第1.18.2.1-6図に示す。

(添付資料1.18.2(1)(2))

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所災害対策本部室内の加圧開始を指示する。
- ② 庶務班は、キースイッチを「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替え、起動スイッチ操作により、緊急時対策所加圧設備の空気ポンベによる加圧を開始する。
- ③ 庶務班は、災害対策本部と隣接区画の差圧が正圧（約30Pa）で

あることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて、庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約5分と想定する。

c. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所加圧設備運転中に緊急時対策所の居住性が確保されていることを確認するため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所加圧設備を運転している場合

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超えるおそれがある場合は、流量制御ユニットの開度調整により、空気流入量を調整する。

d. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

緊急時対策所周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少した場合に災害対策本部以外の建屋内のパージを目的に、外気取り込み量を増加させた浄化運転に切り替え、建屋内の浄化後に緊急時対策所加圧設備による災害対策本部の加圧を停止し、緊急時対策所非常換気設備へ切り替る手順を整備する。

(添付資料1. 18. 2(1) (2))

(a) 手順着手の判断基準

可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し、その指示値がブルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備に切替える手順は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1. 18. 2. 1-1図、第1. 18. 2. 1-7図に、タイムチャートを第1. 18. 2. 1-8図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替えを指示する。

② 庶務班は、キースイッチを「災害対策本部加圧モード」から「緊急時建屋浄化モード」に切り替え、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、建屋浄化モード運転を開始する。

③ 庶務班は、建屋内の浄化運転が1時間継続されたことを確認し、

キースイッチを「緊急対策所非常換気モード」から「緊急対策所非常換気モード」に切り替え、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、緊急対策所非常換気設備の運転を開始する。

④ 庶務班は、流量が調整されていることを確認する。

なお、緊急対策所非常換気設備を起動した後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順については、「(1) 災害対策本部立上げ時の手順 c. 緊急対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順」に示す。

#### (c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急対策所内にて、庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約67分と想定する。

なお、緊急対策所非常換気設備への切替えを判断する場合は、可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）以外の可搬型モニタリング・ポストの指示値も参考として監視する。

#### 1.18.2.2 必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急対策所のSPDS及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において、緊急対策所の通信連絡設備により、

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所のSPDS及び通信連絡設備を使用する。

(添付資料1.18.3)

(1) SPDSによるプラントパラメータの監視手順

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータを監視する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

災害対策本部を立上げた場合

b. 操作手順

緊急時対策支援システム伝送装置については、常時、伝送が行われており、SPDSデータ表示装置を起動し、監視する手順は以下のとおり。

SPDSの概要を第1.18.2.2-1図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づきSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータの監視を情報班に指示する。

② 情報班は、SPDSデータ表示装置の接続を確認し、端末（PC）を起動する。

③ 情報班は、SPDSデータ表示装置にて各パラメータを監視する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内にて情報班1名で行う。

室内での装置の起動操作のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

## (2) 対策の検討に必要な資料の整備

安全・防災グループマネージャーは、重大事故等が発生した場合に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(添付資料1.18.4(9))

## (3) 通信連絡に関する手順

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外との通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

### 1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な現場作業を行う要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として最大約100名を収容する。

要員の収容にあたっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ、休憩スペース等を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水及び食料等を整備し、維持、管理する。

#### (1) 緊急時対策所にとどまる要員

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と、格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員18名の合計64名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合、災害対策本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（約100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(添付資料1. 18. 4(6))

#### (2) 放射線管理に関する手順等

##### a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理

放射線・化学管理グループマネージャーは、7日間外部からの支援がなくとも対策要員が使用するのに十分な数量の装備（タイベック、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理する。

放射線管理班は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等に防護具等を適切に使用させるとともに、被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また、作業に必要な放射線管理用資機材（電離箱サーベイメー

タ等) を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。

(添付資料 1. 18. 4(7))

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置及び運用する手順を整備する。

(添付資料1. 18. 4(8))

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象が発生したと判断した場合

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置及び運用するための手順は以下のとおり。  
タイムチャートを第1. 18. 2. 3-1図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班にチェンジングエリアの設置を指示する。放射線管理班は、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに設営を行う。

② 放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材を準備し、設置場所に移動する。

③ 放射線管理班は、チェンジングエリアの床・壁等のシート養生の状態を確認する。

- ④ 放射線管理班は必要に応じシートの再養生を行い、チェンジングエリアが使用可能であることを確認する。
- ⑤ 放射線管理班は、チェンジングエリアに脱衣収納袋、各エリア間の境界にバリア、粘着マット等を設置する。
- ⑥ 放射線管理班は、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名で行い、一連の操作完了まで約 20 分と想定する。運用に関しては、チェンジングエリア内に掲示した案内に基づき、汚染の確認を速やかに実施することができる。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、放射線管理班 2 名が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。

なお、身体の汚染検査を待つ現場作業を行う要員等は、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

### (3) 飲料水，食料等の維持管理

総務グループマネージャーは，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後，少なくとも外部からの支援なしに 7 日間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

庶務班は，重大事故等が発生した場合には，食料等の支給を適切に運用する。

(添付資料 1.18.4(9))

放射線管理班は，適切な頻度で緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い，飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし，緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度が目安 ( $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満) よりも高くなった場合であっても，災害対策本部長の判断により必要に応じて飲食を行う。

#### 1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

緊急時対策所は，常用所内電気設備からの受電が喪失した場合は，代替電源設備として緊急時対策所用発電機により緊急時対策所へ給電する。

##### (1) 緊急時対策所用発電機による給電

常用所内電気設備からの受電が喪失した時は，緊急時対策所の電源を確保するため，代替電源設備である緊急時対策所用発電機が自動起動することにより緊急時対策所へ給電されるため，給電のための操作は必要ない。緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4-1図に示す。

なお、データ伝送設備については，緊急時対策所の無停電電源装置から電源供給されているため，緊急時対策所用発電機が自動起動するまで

の間の電圧低下時においても、データ伝送は途切れなく行うことができる。

緊急時対策所用発電機の運転中は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより、自動で燃料給油を行う。

## (2) 緊急時対策所用発電機（予備）による給電

緊急時対策所用発電機が故障等により使用不能の場合は、緊急時対策所の電源を確保するため、緊急時対策所用発電機（予備）を起動することにより給電する。

緊急時対策所用発電機（予備）の運転中は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（予備）から緊急時対策所用発電機給油ポンプ（予備）により、自動で燃料給油を行う。

### a. 緊急時対策所用発電機（予備）起動手順

緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用発電機（予備）へ切り替えるための起動手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機が故障等により起動しない場合又は停止した場合。

#### (b) 操作手順

緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用発電機（予備）へ切替えるための手順は以下のとおり。

緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4-2図に、タイムチャートを第1.18.2.4-3図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき庶務班に緊急時対策所用発電機（予備）への切替え作業開始を指示する。
- ② 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて、交流動力用電源系からの受電遮断器を「切」とし、緊急時対策所用発電機出力用遮断器が「切」になっていることを確認する。
- ③ 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて、緊急時対策所用発電機（予備）を起動し電圧、周波数を確認する。
- ④ 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて「発電機出力用遮断器（予備）」の「入」操作を行い、給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約14分と想定する。暗所においても円滑に対応できるように、ヘッドライト等を配備する。

第1.18.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類		
—	—	居住性の確保	緊急時対策用遮蔽	重大事故等対処設備	—	
			緊急時対策用非常用送風機			
緊急時対策用非常用フィルタ装置						
緊急時対策用加圧設備						
緊急時対策用エリアモニタ						
可搬型モニタリング・ポスト ※1 (加圧判断用)						
酸素濃度計						
二酸化炭素濃度計						
			データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置) ※2			
—	送受信器 (ベージング)	必要な指不及び通信連絡	SPDS※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領	
			衛星電話設備 (固定型) ※2			
			衛星電話設備 (携帯型)			
			無線連絡設備 (携帯型)			
	加入電話設備 (加入電話 加入FAX)		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP電話, IP-FAX) ※2			
	専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (自治体向け))		送受信器 (ベージング)			
			電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS端末, FAX)	自主対策設備		
			無線連絡設備 (固定型)			
			テレビ会議システム (社内)			
			加入電話設備 (加入電話 加入FAX)			
			専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (自治体向け))			
				対策の検討に必要な資料 ※3		材質等

※1：可搬型モニタリング・ポストは 1.17 監視測定等に関する手順にて整備する。

※2：緊急時対策用発電機により給電する。

※3：対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本文【解釈】1c), d)及びe)項を満足するための資機材等として位置付ける。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対策設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
—	—	必要最低限の要員の収容	放身操管理用資機材 ※3	資機材等	重大事故等対策要領
			チェンジングエリア用資機材 ※3		
			飲料水、食料等 ※3		
機 能 喪 失 時 サ ボ ー ト 系	緊急時対策用全交流動力電源喪失	代替電源設備からの給電	緊急時対策用発電機	重大事故等対策設備	重大事故等対策要領
			緊急時対策用発電機燃料油貯蔵タンク		
			緊急時対策用発電機給油ポンプ		
			緊急時対策用M/C		

※1：可搬型モニタリング・ポストは「1.17 監視則定等に関する手順」にて整備する。

※2：緊急時対策用発電機より給電する。

※3：対策の検討に必要な資料、放身操管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本条文【解釈】1c)、d)及びe)項を満足するための資機材等として位置付ける。

第1.18.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 災害対策本部立上げの手順			
c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定監視手順	判断基準	-	
	操作	緊急時対策所非常用換気空調設備使用時の換気率	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所非常用給気ファン用流量計</li> <li>・緊急時対策所用差圧計</li> </ul>
		緊急時対策所内の環境監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素濃度計</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・二酸化炭素濃度計</li> </ul>

監視計器一覧 (2/3)

対応手段	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視計器	
1. 18. 2. 1 居住性を確保するための手順等 (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等			
a. 緊急時対策所作業設備への切替準備手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率	・可搬型モニタリング・ポスト (加圧半断用)
		炉心損傷	・炉心損傷が生じた旨の連絡
		格納容器破損	・格納容器破損が生じた旨の連絡
	操作	監視強化	・可搬型モニタリング・ポスト (加圧半断用)
b. 緊急時対策所作業設備への切替手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率	・可搬型モニタリング・ポスト (加圧半断用) ・緊急時対策所エリアモニタ
		操作	緊急時対策所作業設備使用時の空気流入率
	緊急時対策所の環境監視		・酸素濃度計
		・二酸化炭素濃度計	
c. 緊急時対策所作業設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	緊急時対策所作業設備使用時の運転状態	・緊急時対策所作業設備運転状態表示灯
		操作	緊急時対策所作業設備使用時の空気流入量
	緊急時対策所内の環境監視		・酸素濃度計
		・二酸化炭素濃度計	
d. 緊急時対策所作業設備の停止手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率	・可搬型モニタリング・ポスト (加圧半断用) ・緊急時対策所エリアモニタ
		操作	緊急時対策所換気空調設備使用時の換気率
	緊急時対策所の環境監視		・酸素濃度計
		・二酸化炭素濃度計	

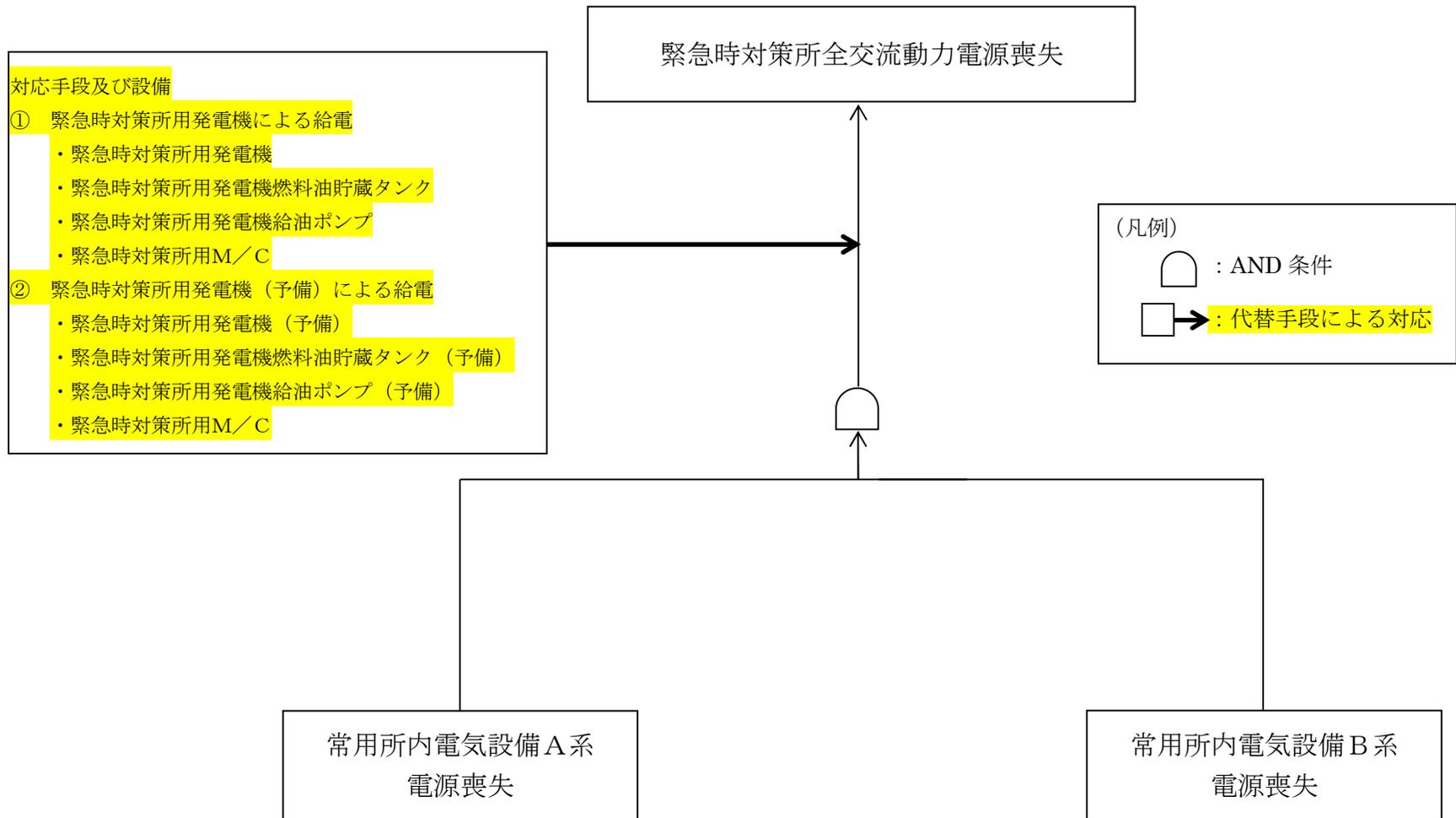
監視計器一覧 (3/3)

対応手段	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順 (2)緊急時対策所用発電機(予備)による給電		
a. 緊急時対策所用発電機 (予備)起動手順	基 判 断	電源 ・ 緊急時対策所用電源母線受電電圧計 ・ 緊急時対策所用発電機電圧計
	操 作	電源 ・ 緊急時対策所用電源母線受電電圧計 ・ 緊急時対策所用発電機(予備)電圧計, 周波数計

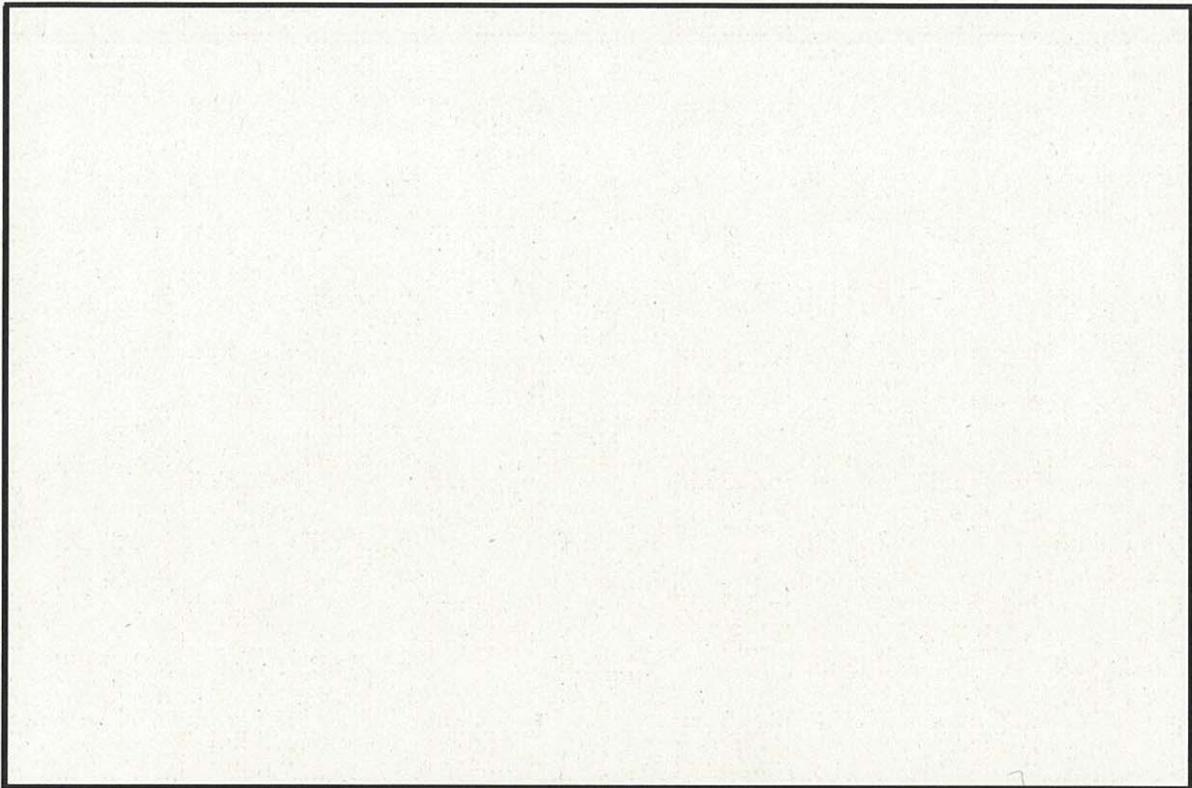
第 1.18.1-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	緊急時対策所非常用 送風機	緊急時対策所用MCC
	データ伝送設備（緊急時対策支援シス テム伝送装置）	緊急時対策所用MCC
	SPDSデータ表示装置	緊急時対策所用MCC

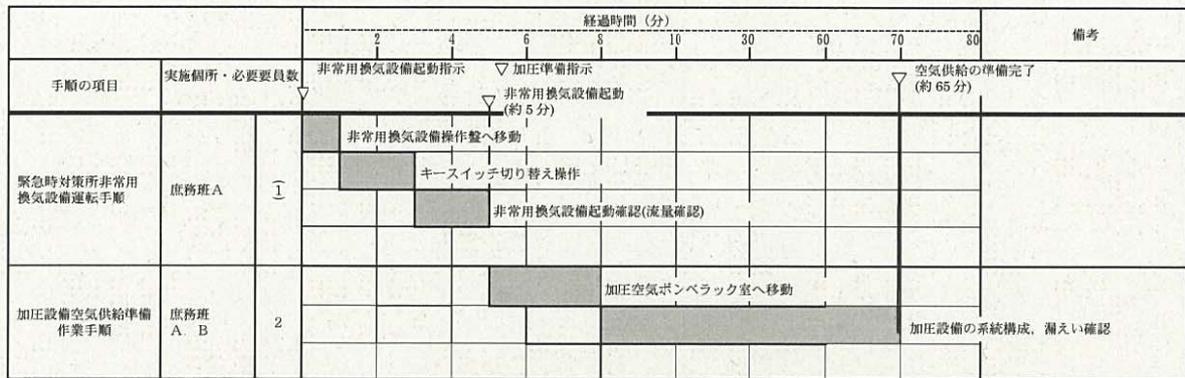
※通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。



第1.18.1-1図 緊急時対策所全交流動力電源喪失の機能喪失原因対策分析



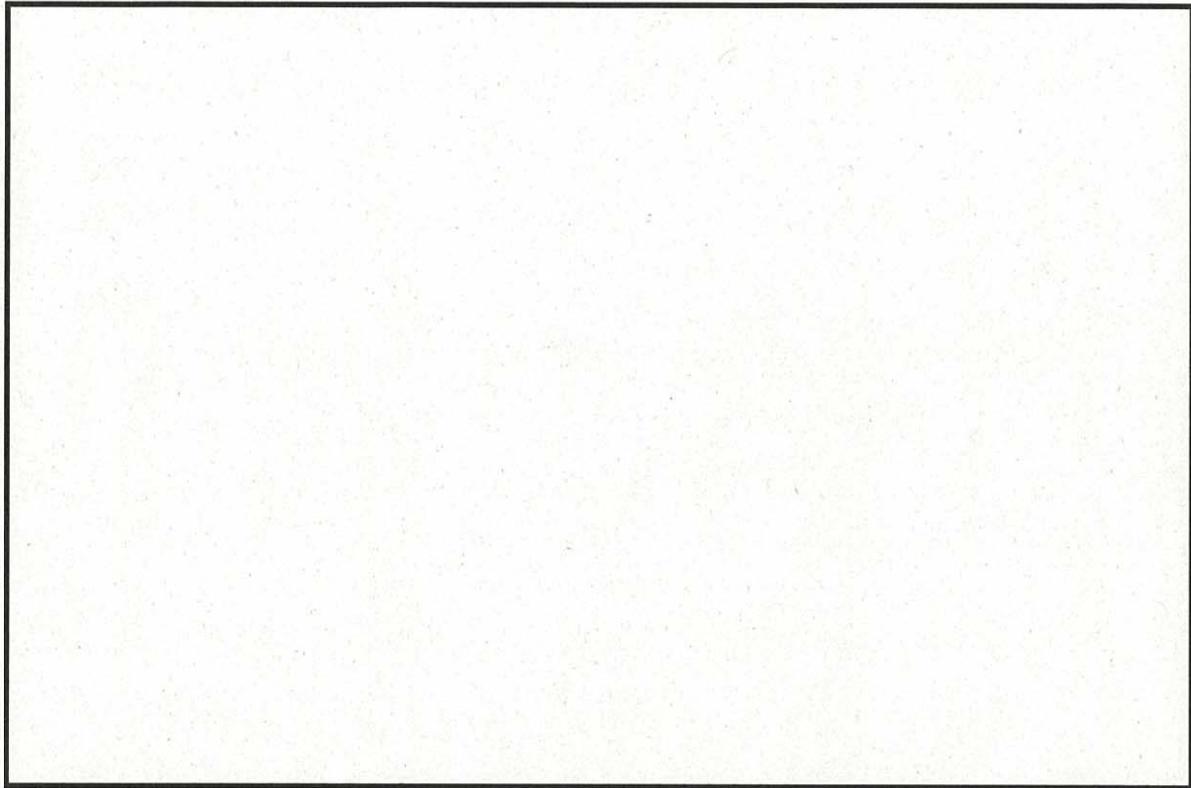
第 1. 18. 2. 1-1 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図  
(建屋加圧モード)



第 1. 18. 2. 1-2 図 緊急時対策所非常用換気設備運転及び加圧設備による  
空気供給準備手順タイムチャート

		経過時間 (分)												備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	実施個所・必要要員	設置指示										エアモニタ 設置完了(約10分)			
緊急時対策所エアモニタ 設置手順	放射線管理班A	1	資機材準備												
			専用ケーブル、電源コンセントの接続												
									エアモニタ起動操作						

第1.18.2.1-3図 緊急時対策所エアモニタ設置手順タイムチャート



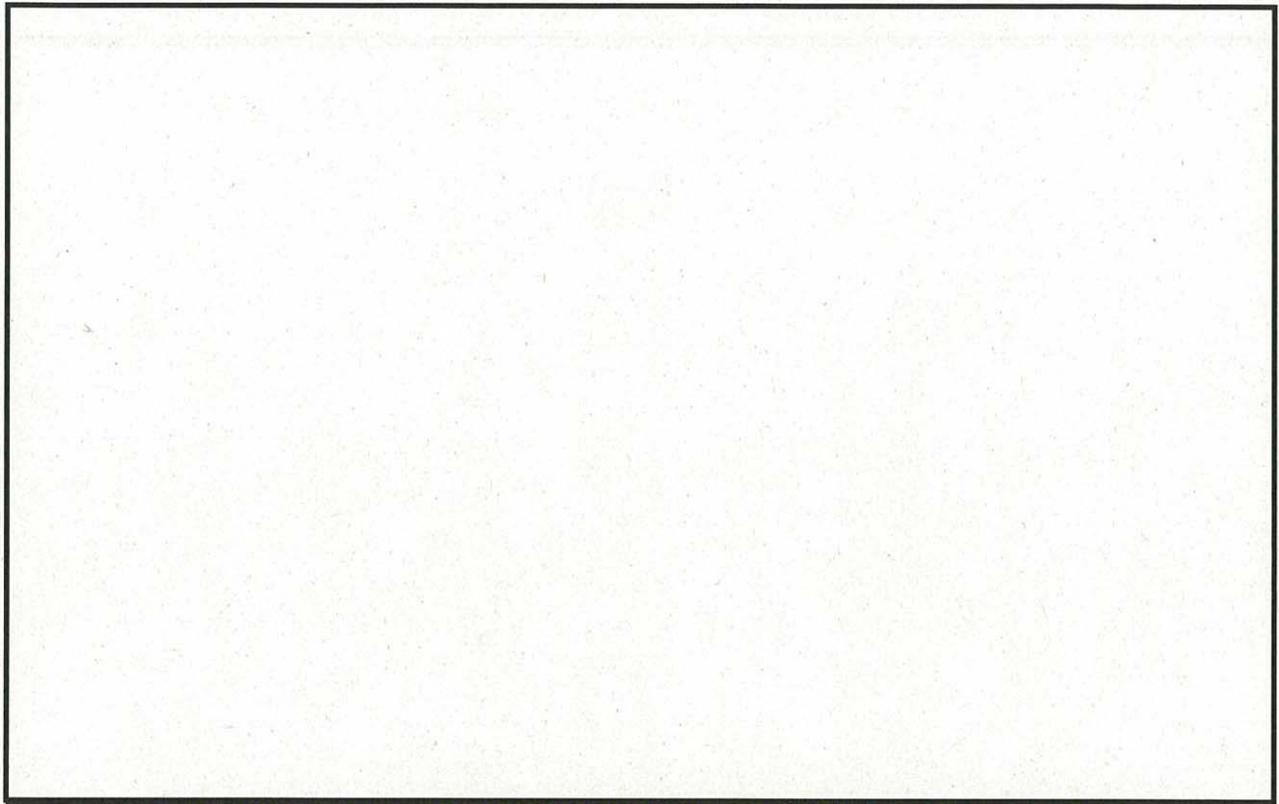
第 1. 18. 2. 1-4 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図  
(災害対策本部加圧モード)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)								備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	
		監視強化, 要員配置指示								
緊急時対策所非常用換気空調設備から加圧設備への切替準備作業	放射線管理班A 庶務班A 2名	パラメータ監視及び加圧操作要員配置								
		監視 (エリアモニタ指示, 記録計)								

第1. 18. 2. 1-5 図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替準備手順タイムチャート

手順の項目		実施個所・必要要員		経過時間(分)									備考
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	
				加圧指示					加圧設備運転(約5分)				
緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順	庶務班 A	1	非常用換気設備操作盤へ移動										
			キースイッチ切り替え操作(加圧開始)										
			圧力確認										

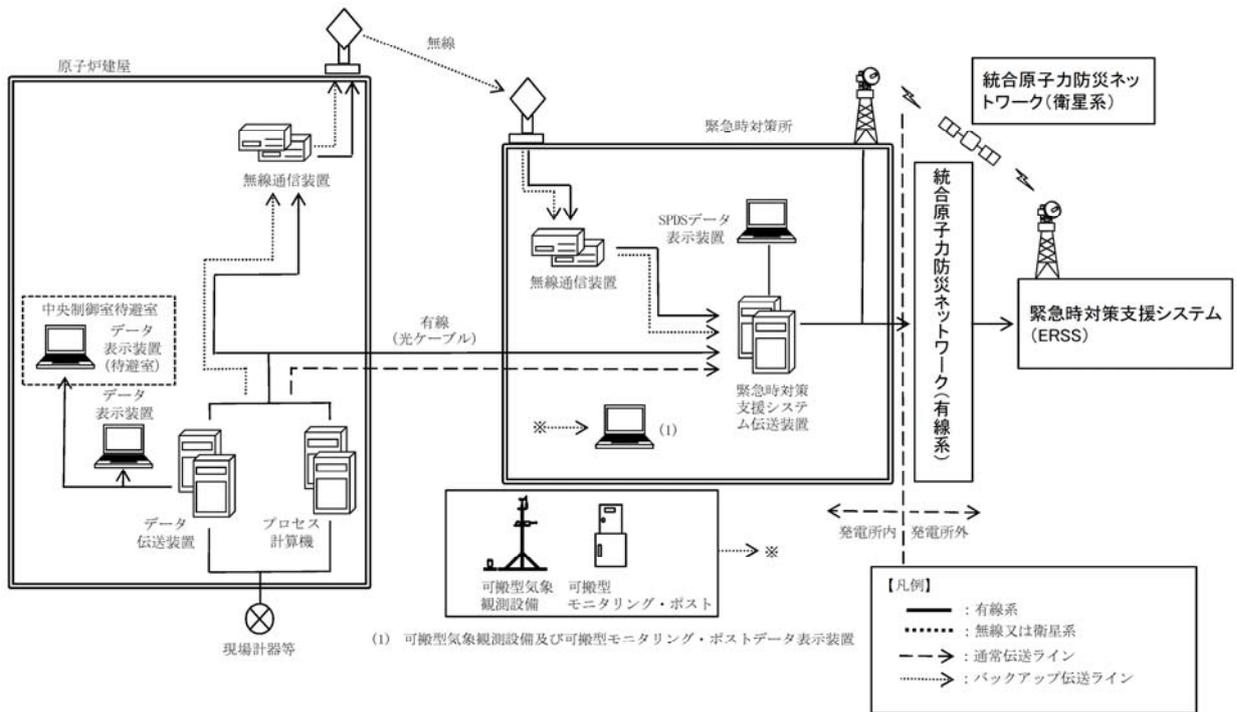
第1.18.2.1-6図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順タイムチャート



第 1.18.2.1-7 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図  
(建屋浄化モード)

手順の項目		実施個所・必要要員		経過時間 (分)												備考
				1	2	3	63	64	65	66	67					
				切替指示								非常用換気設備起動 (約 67分)				
緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替手順		庶務班 A 1		ブルーム接近時の指示値に比べ急激に低下、判断・操作指示												
				非常用換気設備操作盤へ移動												
				キースイッチ切り替え操作 (建屋浄化モード)												
				建屋浄化運転												
				キースイッチ切り替え操作 (建屋加圧モード)												
				非常用換気設備起動確認 (流量確認)												

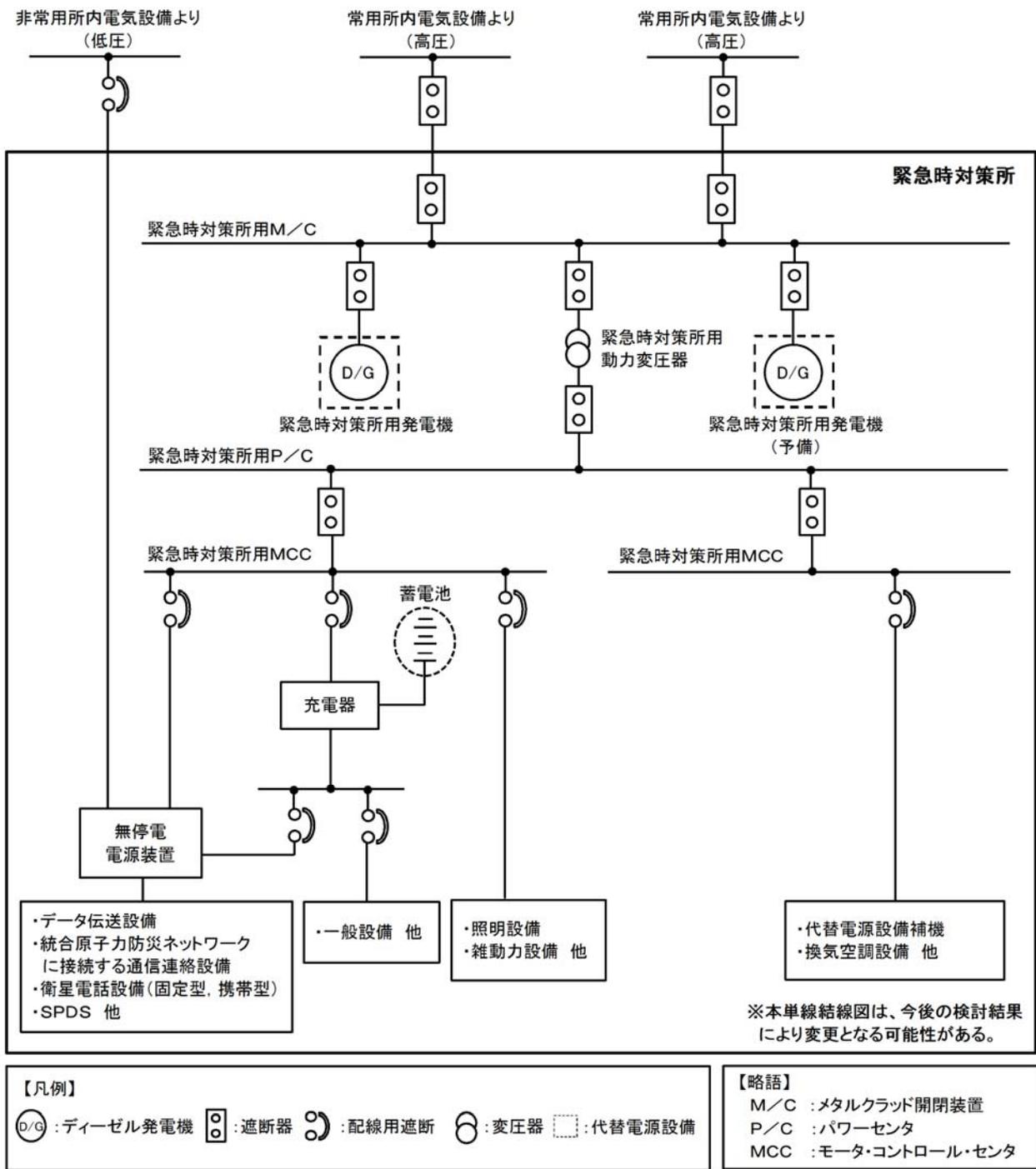
第1.18.2.1-8 図 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気空調設備への切替手順タイムチャート



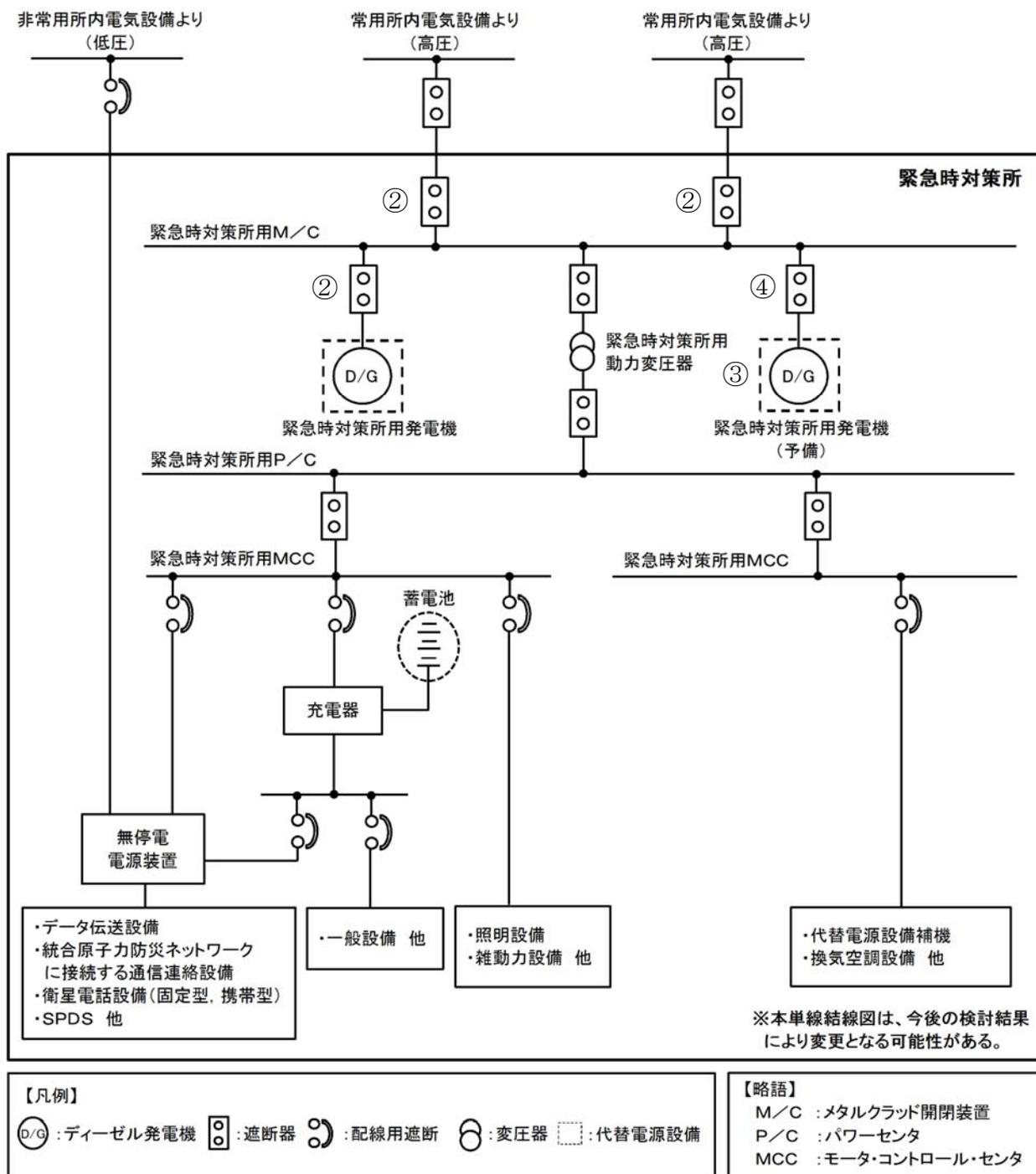
第1.18.2.2-1図 SPDSの概要

		経過時間 (分)										備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員 (数)	チェンジングエリア設置指示					チェンジングエリア設置完了 (約 20 分)					
チェンジングエリア 設置手順	放射線管理班 2名		資機材準備, 移動									
				壁・床面養生確認及び脱衣収納袋, 境界バリア, 粘着マット等設置								
				GM汚染サーベイメータ等設置								

第1.18.2.3-1図 緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート



第1.18.2.4-1図 緊急時対策所電源系統概略図



○数字は、緊急時対策所用発電機（予備）による給電手順にて、操作する遮断器及び機器を指している。

第1.18.2.4-2図 緊急時対策所用発電機（予備）による給電手順の概略図

		経過時間 (分)										備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18			
手順の項目	要員 (数)	起動指示 <span style="float: right;">▽</span> 緊急時対策所用発電機 (予備) からの受電 (約 5分)											
緊急時対策所用発電機 手動起動手順	庶務班	2名	災害対策本部の操作盤に移動										
			遮断器状態確認及び遮断器操作(起動準備)										
			緊急時対策所用発電機 (予備) 起動										
			緊急時対策所用発電機 (予備) 受電操作										

第1.18.2.4-3図 緊急時対策所用発電機 (予備) 起動手順タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準(1. 18)	番号	設置許可基準規則(61 条)	技術基準規則(76 条)	番号
<p><b>【本文】</b> 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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> 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けるものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b> 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	⑧
<p><b>【解釈】</b> 1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	⑩
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p><b>【解釈】</b> 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p><b>【解釈】</b> 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	⑪
<p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p>	④	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	⑫
<p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p>	⑤	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p>	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p>	⑬
<p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p>	⑥	<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	⑭
<p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	⑦			

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

技術的能力審査基準(1.18)	番号	設置許可基準規則(61条)	技術基準規則(76条)	番号
—	—	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	⑮
		<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	⑯
		<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	⑰

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備／自主対策設備					
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
居住性の確保	緊急時対策所生体遮蔽	新設	① ② ⑧ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所非常用送風機	新設							
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	新設							
	緊急時対策所加圧設備	新設							
	緊急時対策所エリアモニタ	新設							
	可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用)	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
	緊急時対策所用発電機	新設							
代替電源設備からの給電の確保	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	新設	① ③ ⑧ ⑬	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所用M/C	新設							
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	新設							
	データ表示装置	新設							
必要な情報の把握	必要な情報を把握できる設備 (安全パラメータ表示システム (SPDS))	新設	① ⑤ ⑧ ⑩	—	—	—	—	—	—
	対策の検討に必要な資料※1	既設							

※1：対策の検討に必要な資料 放射線管理用設備，チェンジングエリア用設備，飲料，食糧，本条文【解釈】1c), d) 及び(e) 項を満たすための設備等として位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

：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				設計基準事故対処設備／自主対策設備					
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
発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	衛星電話設備 (固定型)	新設	① ⑧ ⑨ ⑩	発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	送受信器 (ペー ジング)	常設	—	—	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、通信連絡を行うための手段として使用する。
	衛星電話設備 (携帯型)	新設			電力保安通信用 電話設備 (固定 電話機, PHS 端末, FAX)	常設	—	—	
	無線連絡設備 (携帯型)	新設			無線連絡設備 (固定型)	常設	—	—	
	統合原子力防災ネット ワークに接続する通信 連絡設備 (テレビ会議 システム, IP電話, IP-FAX)	新設			加入電話設備 (加入電話, 加 入FAX)	常設	—	—	
専用電話設備 (専用電話 (ホ ットライン) (自 治体向))			常設		—	—			
テレビ会議シス テム (社内)			常設		—	—			
要員の収容	放射線管理用資機材 ※1	新設	① ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑯ ⑰	—	—	—	—	—	—
	チェンジングエリア用 資機材※1	新設		—	—	—	—	—	—
	飲料水, 食料等※1	新設		—	—	—	—	—	—

※1：対策の策定に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等本条文的(1c)、d)及び(e)項を満足するための資機材として位置付ける。

## 緊急時対策所加圧設備の運転操作について

### 1. 操作概要

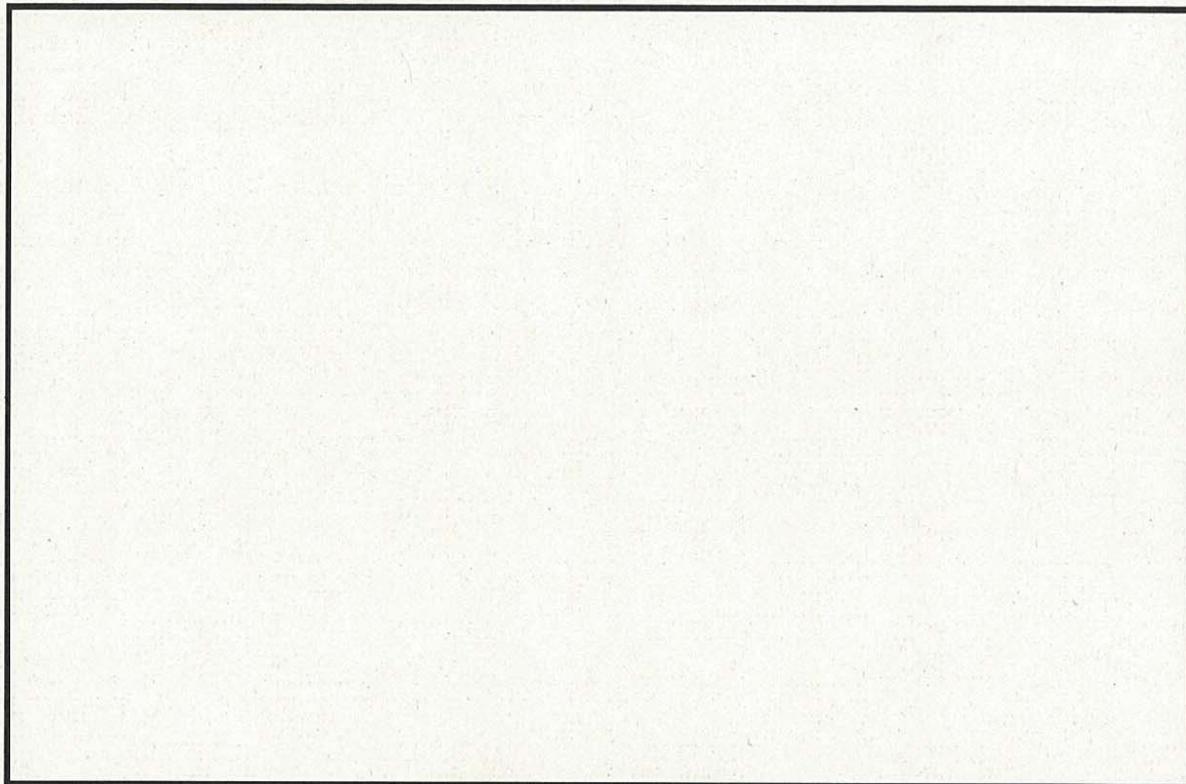
緊急時対策所加圧設備の空気ポンペを運転し災害対策本部を正圧維持することで放射性物質の流入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

### 2. 必要要員数・想定時間

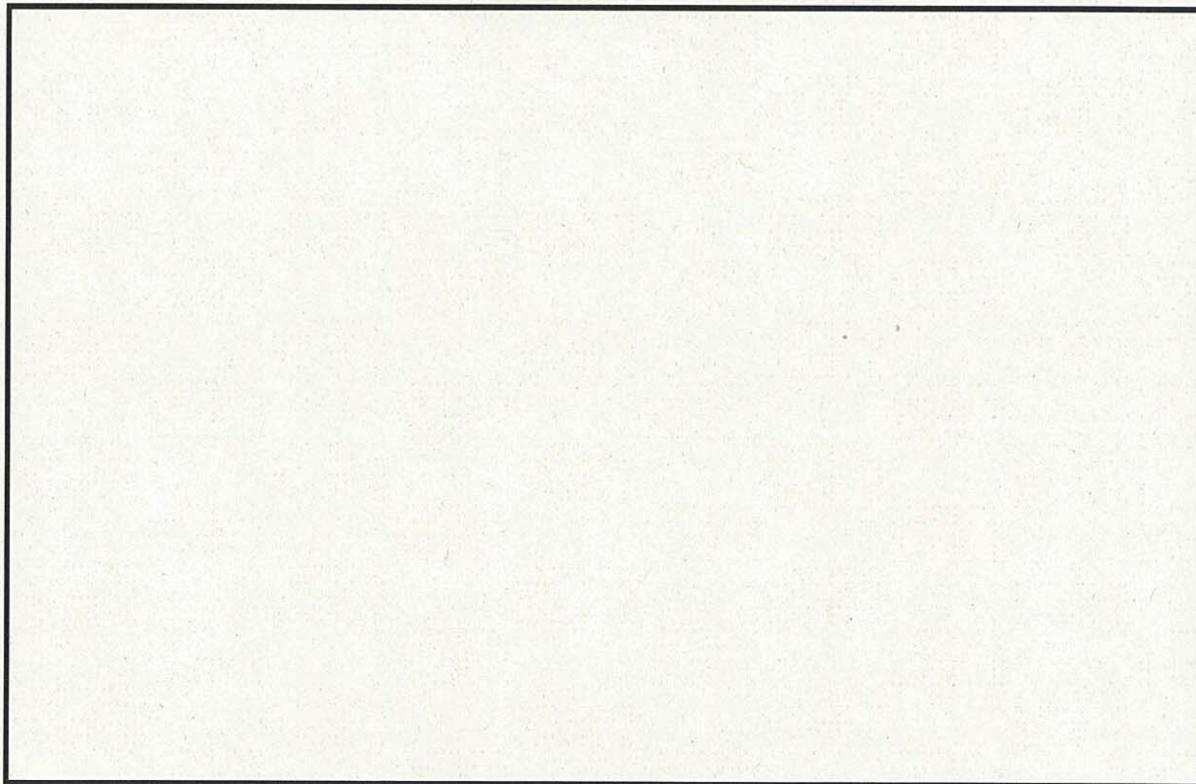
- (1) 必要要員数：庶務班 1 名
- (2) 想定時間：約 5 分

3. 系統構成

緊急時対策所 換気空調系概略図は第1図のとおり。



(建屋加圧モード)



(災害対策本部加圧モード)

第1図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図

#### 4. 手 順

- ①換気空調設備操作盤で、キースイッチの「緊急建屋加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「通常モード」から「緊急建屋加圧モード」に切り替わる。

(自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。)

排風機が停止し、排風機出口隔離弁が閉、差圧排気調整隔離弁が調整開、差圧排気出口隔離弁が開とすることで差圧制御ラインから排気する。その後、フィルタ装置入口隔離弁を開、非常用送風機を起動させ外気取入隔離弁を閉とする。さらに、非常用給気調整隔離弁を調整開、災害対策本部非常用給気隔離弁を開として、外気を非常フィルタ装置にてフィルタ処理し、緊急時対策所建屋及び災害対策本部を加圧する。

- ②換気空調設備操作盤で、キースイッチの「災害対策本部加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「緊急建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替わる。

(自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。)

災害対策本部給気隔離弁、災害対策本部非常用給気隔離弁、災害対策本部換気隔離弁を閉、加圧空気供給弁を開とし、災害対策本部の加圧を開始する。また、非常用送風機風量切替隔離弁、非常用給気調整隔離弁を調整開とし外気取入量を調整する。

- ③災害対策本部と隣接区画との差圧調整は災害対策本部差圧調整隔離弁にて自動制御する。また、災害対策本部内の差圧計により、所定の差圧(約30Pa)に加圧されていることを確認する

- ④災害対策本部加圧モード運転中においては、酸素濃度 19%以上及び二酸化炭素濃度 1%以下であることを、酸素濃度計又は二酸化炭素濃度計で適時確認する。

加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定及び空気ポンベ  
の必要本数について

1. 加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定加圧

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第1表に示す。加圧設備運  
転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての  
条件を満たす  $160\text{m}^3/\text{h}$  に設定する。

第1表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

災害対策本部はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継  
ぎ目からのリークはないものとする。よって，災害対策本部のリークポテ  
ンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）であ  
る。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性は JIS A 4702

にて定義されている。最も気密性の高い等級 A-4 のドアにおいては、圧力差 30Pa (運用差圧) におけるドア面積当たりのリーク量は約  $6[m^3/h \cdot m^2]$  であるため、ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$$Q_{\text{ドア}} : \text{ドアからのリーク量}[m^3/h]$$

$$S : \text{ドアの面積合計}[m^2]$$

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5 回/day を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$$V : \text{室容積 } 2,994[m^3]$$

したがって、災害対策本部のリーク量は以下の式により  $120m^3/h$  となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}}[m^3/h] + Q_{\text{貫通部}}[m^3/h] \\ &= S[m^2] \times 6[m^3/h \cdot m^2] + V[m^3] \times 0.5[\text{回/day}] \div 24[\text{day/h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120[m^3/h] \end{aligned}$$

$$Q : \text{供給空気供給量 } [m^3/h]$$

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol% 以上 (「鉱山保安法施行規則」を準拠)、滞在人数は 100 名、酸素消費量は成人の呼吸量 (静座時) とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\
 &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\
 &= 112 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

$Ga$  : 酸素発生量 [ $\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ ]

$P$  : 人員 [人]

$K_0$  : 供給空气中酸素濃度 (20.95vol%)

$K$  : 許容最低酸素濃度 (19.0vol%)

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0vol% 以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠）、空气中の二酸化炭素量は 0.03vol%，滞在人数 100 名の二酸化炭素吐出量は、計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\
 &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.022)} \times 100 \\
 &= 227 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

また、加圧設備運転時間は 11 時間であることから、14 時間後の時点で二酸化炭素濃度が 1.0vol% 以下となる空気供給量は  $160 \text{ m}^3/\text{h}$  となる。（14 時間後の  $\text{CO}_2$  濃度は 0.977%）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P / Q \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)$$

$$K_t = \left( K_1 - K_0 - G_a \times P / Q \right) \times e^{-\left( \frac{Q}{V} \right) \times t} + \left( K_0 - G_a \times P / Q \right)$$

$K_t$  : t 時間後の CO2 濃度 [%]

$K_1$  : 室内初期 CO2 濃度 [%] (0.05 [%])

$K_0$  : 供給空気の CO2 濃度 [%] (0.03 [%])

$G_a$  : CO2 発生量 [ $m^3 / (h \cdot 人)$ ] (0.022 [ $m^3 / (h \cdot 人)$ ])

$P$  : 滞在人員 [人] (100 [人])

$Q$  : 空気供給量 [ $m^3 / h$ ]

$V$  : 室容積 [ $m^3$ ] (2,994 [ $m^3$ ])

## 2. 空気ポンベの必要本数について

空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の 10 時間に、プルーム通過後の加圧設備から換気設備への切り替え時間 1 時間に余裕をもたせ 14 時間とする。

また、ポンベ使用可能量は、7.162  $m^3$  / 本とする。

以上から 14 時間を正圧維持する場合に必要な本数は、下記計算より、313 本となる。

$$\text{計算式: } \frac{160 \times 14}{7.162} = 313$$

### SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

通常、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（ERSS）への伝送については、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置から無線系を經由し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2週間分（1分周期）のデータが保存され、SPDSデータ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ・「炉心反応度の状態」、  
「炉心冷却の状態」、  
「格納容器内の状態」  
「放射能隔離の状態」、  
「非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等」  
の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」「津波監視」に必要なパ

ラメータを収集し，緊急時対策所に設置するSPDSデータ表示装置において確認できる設計とする。

SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータを第1表に示す。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の 状態確認	APRM レベル平均	○	○	○
	APRM レベル A	○	—	○
	APRM レベル B	○	—	○
	APRM レベル C	○	—	○
	APRM レベル D	○	—	○
	APRM レベル E	○	—	○
	APRM レベル F	○	—	○
	SRNM 計数率 CH. A	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. B	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. C	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. D	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. E	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. F	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. G	○	○	○
SRNM 計数率 CH. H	○	○	○	
炉心冷却の 状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA 広帯域)	○	—	○
	原子炉水位(SA 燃料域)	○	—	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○
原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○	
原子炉給水流量	○	○	○	

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力容器表面温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	低压代替注水系原子炉注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	—	○
	代替淡水貯槽水位	○	—	○
	6.9kV 母線 2A-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2A-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2C 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2D 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器(660)閉	○	○	○
	D/G 2D 遮断器(670)閉	○	○	○
	HPCS D/G 遮断器(680)閉	○	○	○
	圧力容器フランジ温度	○	—	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	6.9kV 緊急用母線電圧	○	○	○
480V 緊急用母線電圧	○	○	○	
格納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○
	ドライウエル圧力(広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力(狭帯域)	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○
	サプレッション・チェンバ圧力	○	—	○
	サプレッション・プール圧力	○	○	○
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水温度(平均値)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (SA)	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	格納容器下部水位	○	—	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	—	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	格納容器内スプレイ弁 B (全開)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (D)	○	○	○
放射能隔離 の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	○
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	○
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ A	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ B	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ C	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ D	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	○
	NS4 内側隔離	○	○	○
	NS4 外側隔離	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	○	
主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	○	
環境の情報 確認	SGTS A 作動	○	○	○
	SGTS B 作動	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) A	○	○	○
	SGTS モニタ (高レンジ) B	○	○	○
	SGTS モニタ (低レンジ) A	○	○	○
	SGTS モニタ (低レンジ) B	○	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	○
	放水口モニタ (T-2)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	—	—
	風向 (可搬型)	○	—	—
	風速 (可搬型)	○	—	—
	大気安定度 (可搬型)	○	—	—

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	○	—	○
	使用済燃料プール温度 (SA)	○	—	○
	使用済燃料プール温度	○	—	○
	使用済燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
水素爆発に よる格納容 器の破損防 止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	—	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	—	○
	フィルタ装置圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位	○	—	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	—	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視 装置	○	—	○
非常用炉心 冷却系 (ECCS) の状 態等	自動減圧系 A 作動	○	○	○
	自動減圧系 B 作動	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
津波監視	取水ピット水位計	○	—	○
	潮位計	○	—	○

## 東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在東海第二発電所において組織している発電所災害対策本部体制について、以下に説明する。

### 1. 発電所災害対策本部の構成

発電所災害対策本部体制を第1図に示す。

発電所災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、下記の要員で構成される。

- ・ 発電所災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・ 発電所災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・ 発電用原子炉主任技術者
- ・ 本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能毎に以下の班を構成し、それぞれの本部員又は班長の指揮の下、活動を実施する。

#### (1) 情報班

事故に関する情報収集、整理及び連絡調整、本店総合対策本部及び社外機関との連絡調整の実施

(2) 広報班

発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供の実施

(3) 庶務班

発電所災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置，アクセスルート確保，消火活動，放射性物質拡散抑制対策の実施

(4) 技術班

事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言

(5) 放射線管理班

発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置の実施

(6) 保修班

事故の影響緩和・拡大防止に関する対応，給水確保及び電源確保に伴う措置等，不具合設備の応急復旧及び技術的助言

(7) 運転班

プラント状態の把握及び発電所災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置及び技術的助言

2. 発電所災害対策本部要員の権限等

発電所災害対策本部要員の権限等については，以下のとおり。

(1) 原子力防災管理者（所長）

原子力防災組織を統括管理するとともに，必要な要員を招集し，状況の

把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。

(2) 副原子力防災管理者

原子力防災組織の統括について原子力防災管理者（所長）を補佐し，原子力防災管理者（所長）が不在の時は，その職務を代行する。

(3) 発電用原子炉主任技術者

原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。

(4) 本部員

各本部員の担当について原子力防災管理者（所長）を補佐し，担当業務を遂行する。また，原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者が不在の時は，あらかじめ定めた代行順位でその職務を代行する。

(5) 班長

各班の業務が円滑に行えるよう，各班の業務内容を整理し，各班の要員に指示する。また，各班の要員から作業状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ連絡する。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

原子力防災組織において，指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

#### 4. その他

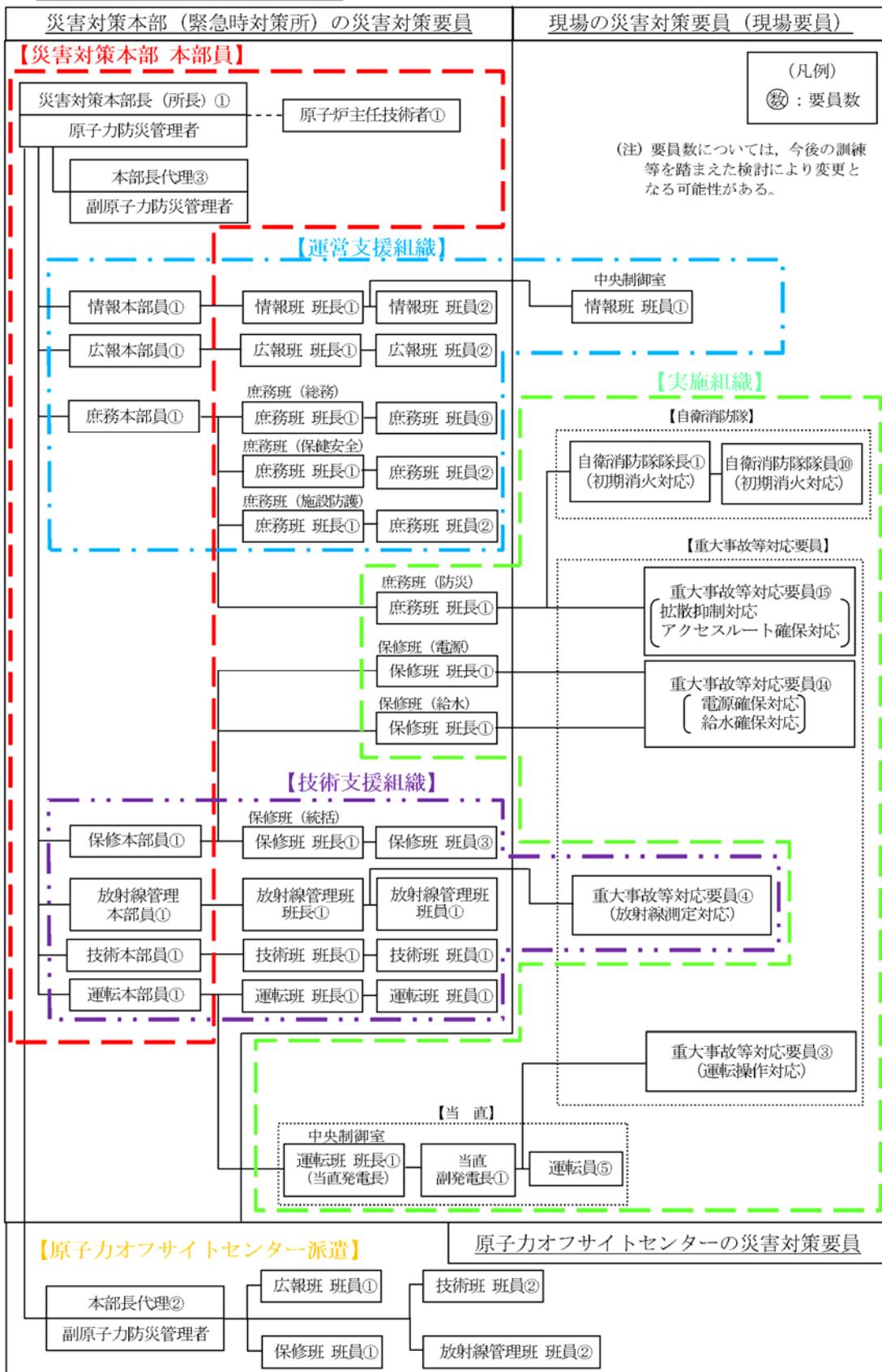
##### (1) 夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）については、上述した発電所災害対策本部体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

##### (2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する上位職者等が兼務するか、代行者を追加招集して対処できるようにする。

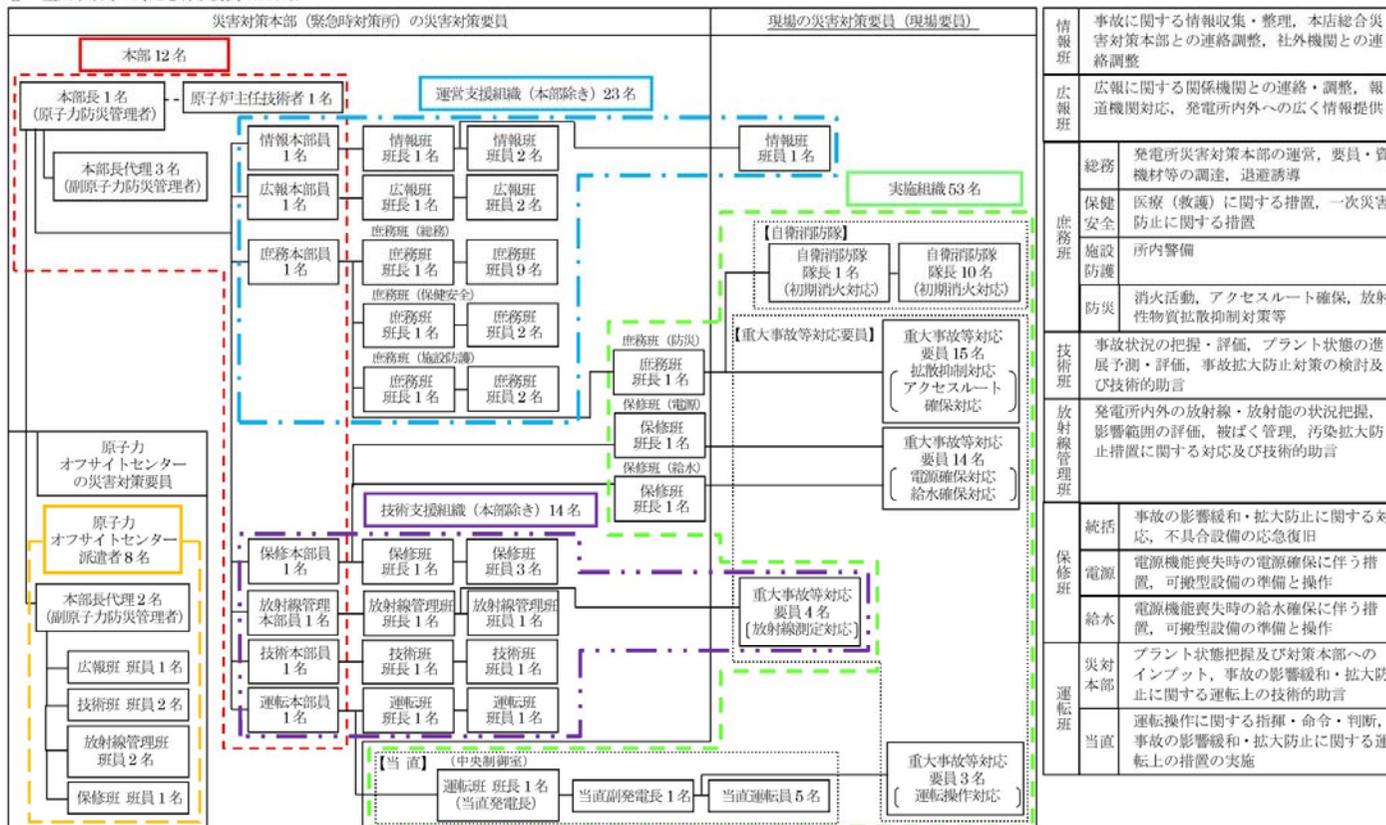
災害対策要員 合計：110名



第1図 発電所災害対策本部体制

原子力防災組織の要員(発電所災害対策本部体制、緊急時対策所、中央制御室、現場対応要員)

① 重大事故等の対処を行う要員：110名



② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：46名

- ・ 中央制御室及び現場にて対応を行う運転員
- ・ 災害対策本部及び現場にて対応を行う庶務班及び保修班要員
- ・ 現場にて対応を行う放射線管理班要員

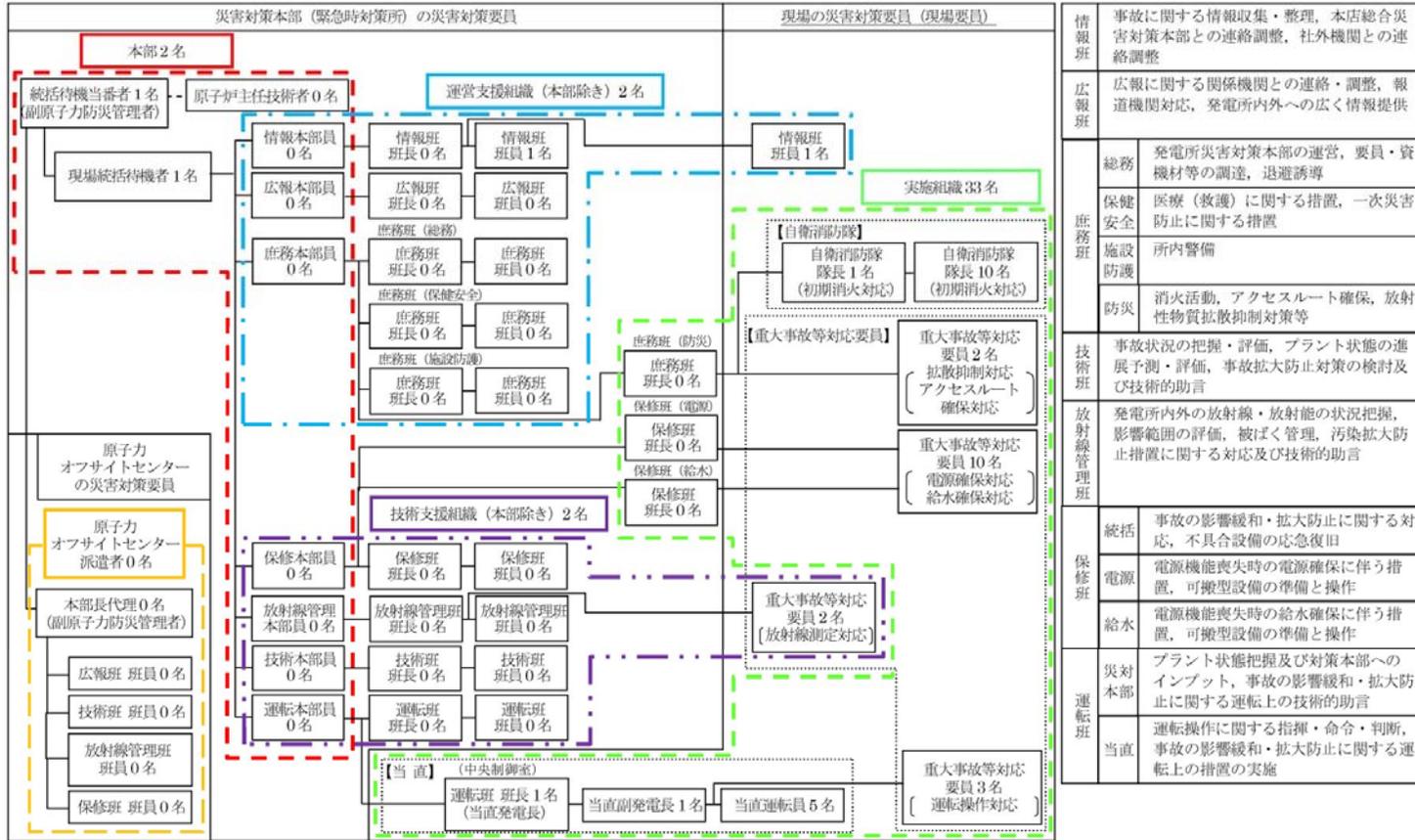
運転班 班長(当直発電長) 1名, 当直副発電長 1名, 当直運転員 5名, 運転班要員 3名 | 庶務班要員 16名, 保修班要員 16名 | 放射線管理班要員 4名

③ 初期消火に対応するために必要な要員：11名

(注) 上記①, ②, ③の要員については、長期的な対応に備え、待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。  
上記①, ②, ③の要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

原子力防災組織の要員（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の初動対応体制、緊急時対策所、中央制御室、現場対応要員）

① 重大事故等の対処を行う要員：39名



② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：24名

- ・ 中央制御室及び現場にて対応を行う運転員
- ・ 災害対策本部及び現場にて対応を行う庶務班及び保修班要員
- ・ 現場にて対応を行う放射線管理班要員

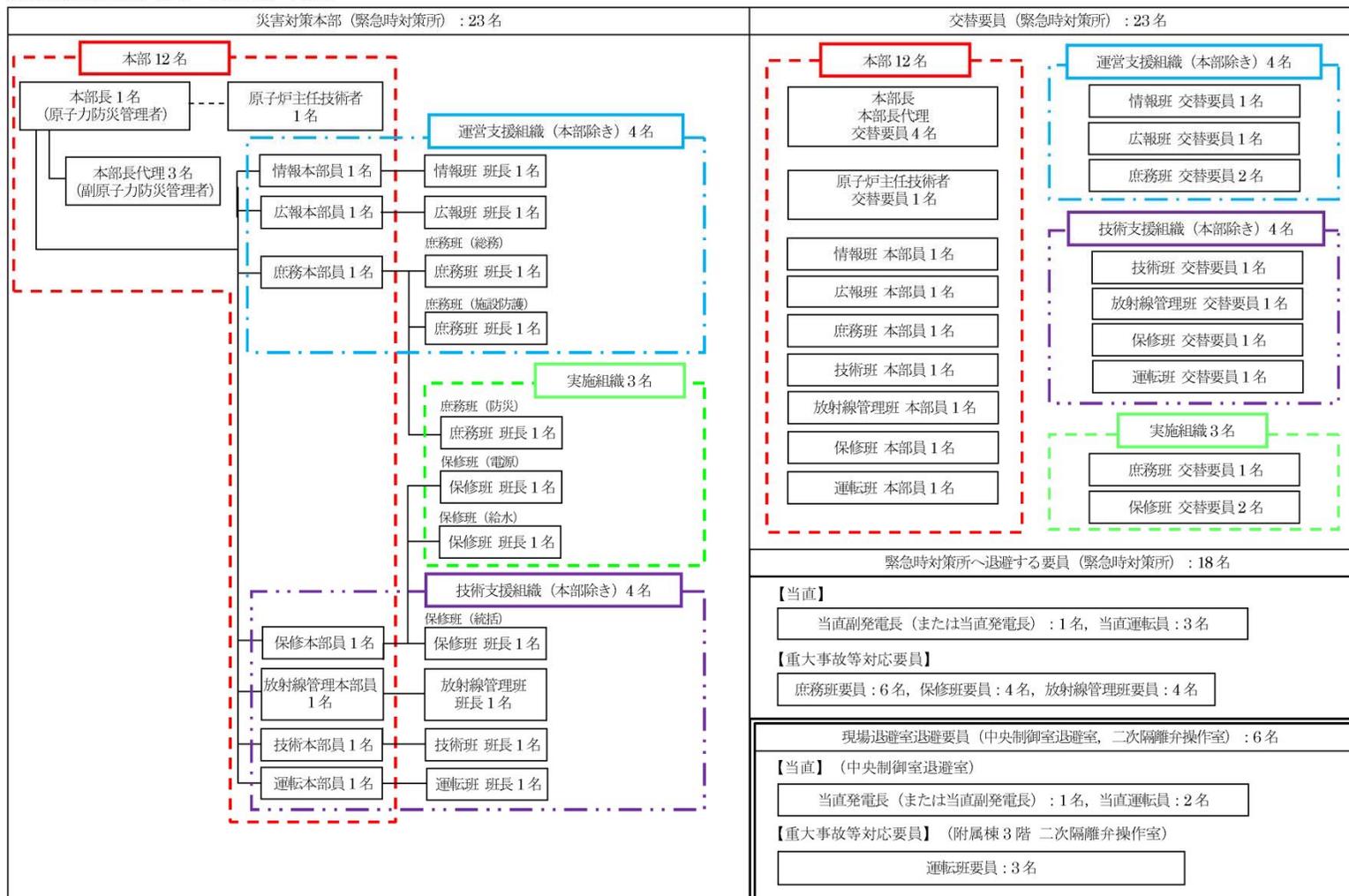


③ 初期消火に対応するために必要な要員：11名

- (注) 上記①、②、③の要員については、長期的な対応に備え、待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。  
上記①、②、③の要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

プルーム通過時 緊急時対策所, 中央制御室等にとどまる要員

災害対策本部の要員 (プルーム通過時) : 70名



※ 上記の要員数については, 今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

緊急時対策所，中央制御室，現場 事故発生からブルーム通過までの要員の動き

		事故発生，拡大	炉心露出，損傷，溶融	格納容器破損 (ブルーム通過時：10時間)	格納容器破損 (ブルーム通過後)
「居住性に係る被ばく評価に関する 審査ガイド」に基づく事象進展時間		24時間			34時間
防災対策		▽災害対策本部体制による事故収束活動		▽ブルーム通過直前	▽ブルーム通過直後
中央制御室（現場対応含む）	事故拡大防止，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)		事故拡大防止， 格納容器破損防止活動
	当直運転員（7）		【中央制御室待避室】当直運転員（3）		当直運転員（7）
	重大事故等対応要員 （運転班要員）（3）	退避(3)			重大事故等対応要員 （運転班要員）（3）
	情報班要員（1）	退避(1)			情報班要員（1）
現場	招集要員	構内瓦礫撤去，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動 （電源復旧，注水等），放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応	構内瓦礫撤去， 格納容器破損防止活動 （電源復旧，注水等）， 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 （庶務班要員（15），保修班要員（14））		【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員（運転班要員）（3）	重大事故等対応要員 （庶務班要員）（6） （保修班要員）（3）
	モニタリング要員	構内モニタリング，可搬型モニタ設置		緊急時対策所(10) ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	モニタリング等 重大事故等対応要員 （放射線管理班要員（4））
緊急時対策所（本部）		退避(1)		【緊急時対策所】 本部要員（23），本部交替要員（23）， 現場要員（庶務班要員，保修班要員）（10）， 運転要員（当直運転員）（4）， モニタリング要員（4） 《計(64)》	本部要員（47）
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動にあたる自衛消防隊員11名が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが，ブルーム通過後は発電所に常駐する。  
また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者8名が発電所外で活動している。  
※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

## 緊急時対策所に最低限必要な要員について

ブルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交代要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 24 名のうち、中央制御室退避室にとどまる運転員 3 名、フィルタベント現場対応の保修班要員 3 名を除く 18 名の合計 64 名を想定している。

なお、この要員数を目安として、災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

## 1. 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長 他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	5 名	46 名
各班本部員、 班長	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、各本部員及び各班長がとどまる。	18 名	
交代要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交代要員 5 名、及び各班の本部員、班長の交代要員 18 名を確保する。	23 名	

2. 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置として、プルーム通過後の放水砲による放水の再開実施に必要な要員及びその他重大事故等に対して柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。

要員	考え方		人数	合計
運転員（当直員）	プルーム通過時には、3名が中央制御室退避室、4名が緊急時対策所に退避する。		7名	24名
庶務班要員	放射性物質拡散抑制対応	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲設備の運転、監視	4名	
	燃料確保	ポンプ車等の可搬型設備への燃料給油	2名	
保修班要員	水源確保	使用済燃料ピットへの補給等	2名	
	電源確保	電源車の運転操作、監視	2名	
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの現場対応（二次隔離弁操作室に退避）	3名	
放射線管理班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	4名	

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度、運用の改善を図っていく。

## 放射線管理用資機材

## ○放射線防護具類

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 <sup>※2</sup>	17着 <sup>※10</sup>
靴下	1,155足 <sup>※2</sup>	17足 <sup>※10</sup>
帽子	1,155個 <sup>※2</sup>	17個 <sup>※10</sup>
綿手袋	1,155双 <sup>※2</sup>	17双 <sup>※10</sup>
ゴム手袋	2,310双 <sup>※3</sup>	34双 <sup>※11</sup>
全面マスク	330個 <sup>※4</sup>	17個 <sup>※10</sup>
チャコールフィルタ	2,310個 <sup>※5</sup>	34個 <sup>※12</sup>
アノラック	462着 <sup>※6</sup>	17着 <sup>※10</sup>
長靴	132足 <sup>※7</sup>	9足 <sup>※13</sup>
胴長靴	5足 <sup>※8</sup>	9足 <sup>※13</sup>
遮蔽ベスト	15着 <sup>※9</sup>	—
自給式呼吸用保護具	5式 <sup>※8</sup>	9式 <sup>※13</sup>

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍＝33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍＝9

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 <sup>※3</sup>	33台 <sup>※8</sup>
GM汚染サーベイメータ	5台 <sup>※4</sup>	3台 <sup>※9</sup>
電離箱サーベイメータ	5台 <sup>※5</sup>	3台 <sup>※10</sup>
緊急時対策所エリアモニタ	2台 <sup>※6</sup>	—
可搬型モニタリング・ポスト <sup>※2</sup>	2台 <sup>※6</sup>	—
ダストサンプラ	2台 <sup>※7</sup>	2台 <sup>※4</sup>

※1：予備含む。今後、訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

## チェンジングエリアについて

### 1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

<p>緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>
--

### 2. チェンジングエリアの概要

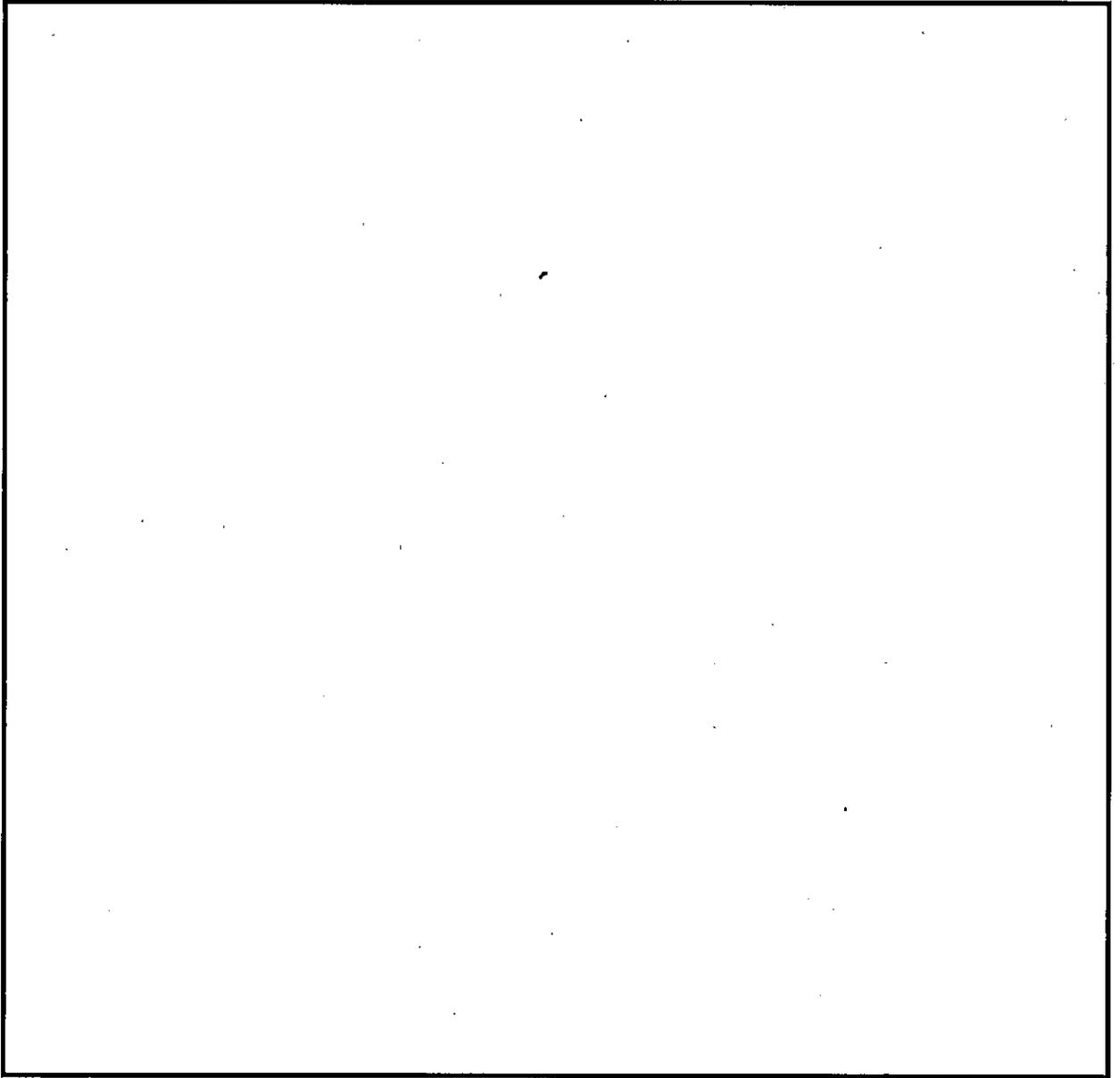
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，緊急時対策所入口に設置する。概要は第 1 表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

設営場所	緊急時対策所 1階入口	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形式設営	シート区画化 (緊急時対策所)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

3. チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第2図のとおり。



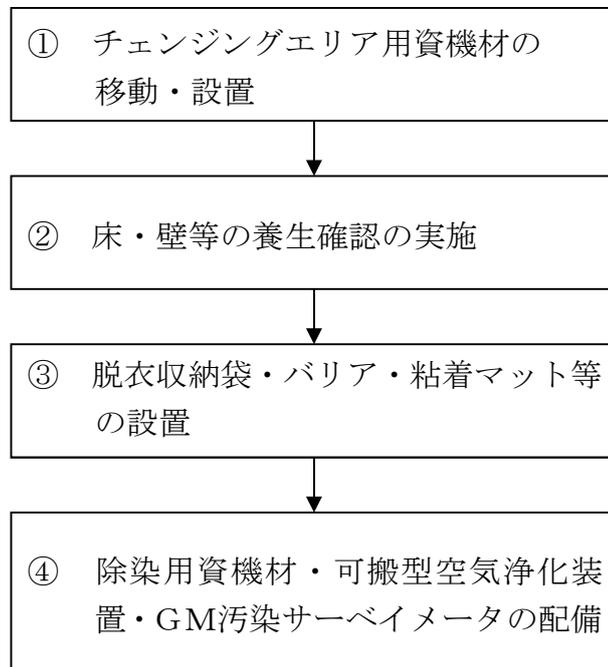
第2図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の  
アクセスルート

#### 4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

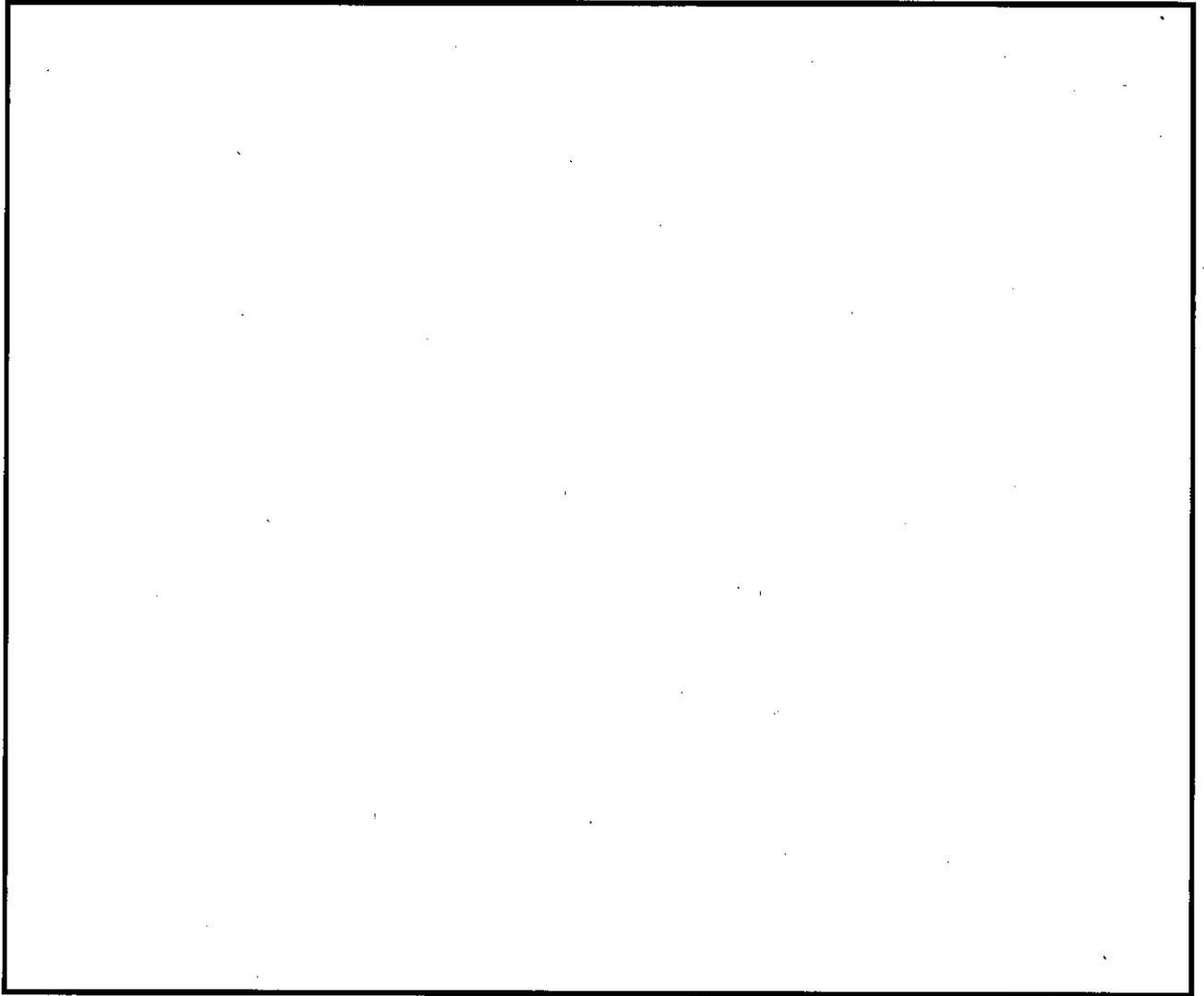
##### (1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第3図の設営フローに従い，第4図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で約20分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員の放射線管理班7名のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第3図 チェンジングエリア設営フロー



第4図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、以下のとおりとする。

名 称	数 量 <sup>※</sup>	根 拠
養生シート	10巻	チェンジングエリア 設営に必要な数量
バリア	4個	
粘着マット	6枚	
脱衣収納袋	8個	
難燃袋	80枚	
難燃テープ	20巻	
クリーンウェス	10缶	
はさみ、カッター	各3本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	4台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

## 5. チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

### (1) 出入管理

チェンジングエリアは, 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 緊急時対策所に待機していた要員が, 屋外で作業を行った後, 再度, 緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第4図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

#### ①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

#### ②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

#### ③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

## (2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で、安全靴、ヘルメット、ゴム手袋（外側）、タイベック、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、帽子、綿手袋、靴下を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

## (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、防護具着衣エリアへ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

## (4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャ

ワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。

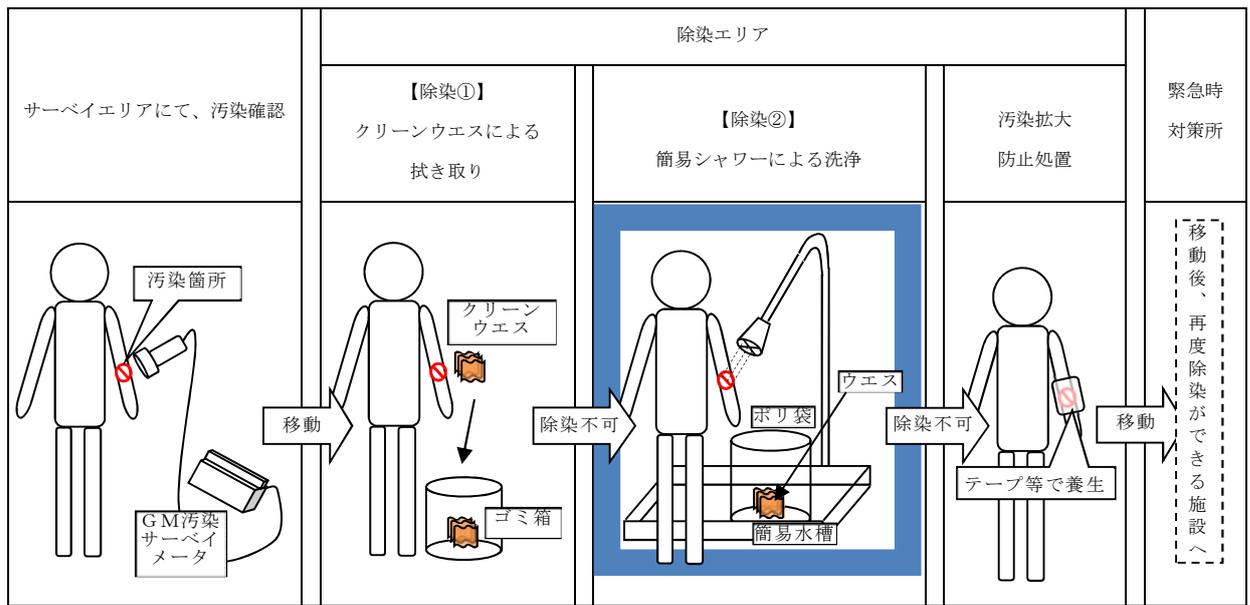
放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第5図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第5図 除染及び汚染水処理イメージ図

#### (7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

#### (8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

## 6. チェンジングエリアに係る補足事項

### (1) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第6図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保管する。

	○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m <sup>3</sup> /min (540m <sup>3</sup> /h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ (除去効率 99%以上) よう素フィルタ (除去効率 97%以上)
	<u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。 <u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。

第 6 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(2) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が区分けされており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

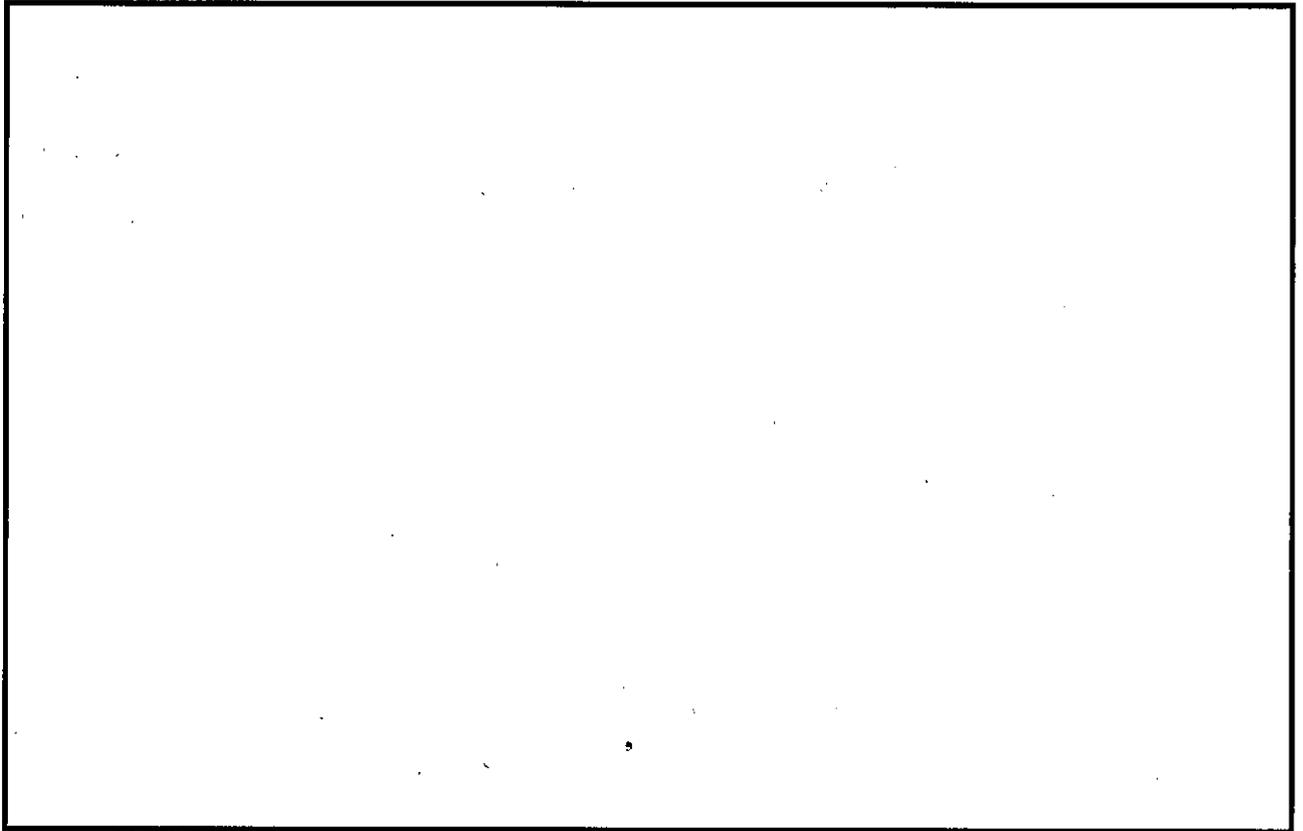
(3) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所内の 1 階に専用で設置し、第 7 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。

1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し、もう 1 台は、脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、靴・ヘルメット置場側へ送気することでチ

エンジグエリアに第7図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第7図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

#### (4) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

### 7. 汚染の管理基準

第2表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第2表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第2表 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40 Bq/cm <sup>2</sup> の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針におけるO I L4に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm <sup>2</sup> 相当)	原子力災害対策指針におけるO I L4【1ヶ月後の値】に準拠

8. チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である18名を想定し、同時に18名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に18名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約42分であり、全ての要員が汚染している場合でも約78分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

## 9. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）、可搬型気象観測設備の設置（100分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。

要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の運用を行える。

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽10条 ▽ ▽緊急時対策所チェンジングエリアの運用開始							
		状況把握（モニタリングポストなど）	[Gantt chart: 1h, 1h]						
緊急時対策所エリアモニタ設置	放射線管理 班員A, B	[Gantt chart: 1h, 1h]							
可搬型モニタリング・ポストの配置		[Gantt chart: 1h, 1h]							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員C, D	[Gantt chart: 1h, 1h]							
可搬型気象観測設備の配置		[Gantt chart: 1h, 1h]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[Gantt chart: 1h, 1h]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[Gantt chart: 1h, 1h]							

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽10条 ▽ ▽参集完了 ▽緊急時対策所チェンジングエリアの運用開始							
		状況把握（モニタリングポストなど）	[Gantt chart: 1h, 1h]						
緊急時対策所エリアモニタ設置	放射線管理 班員A, B	[Gantt chart: 1h, 1h]							
可搬型モニタリング・ポストの配置*		[Gantt chart: 1h, 1h]							
可搬型気象観測設備の配置	放射線管理 班員C, D	[Gantt chart: 1h, 1h]							
中央制御室チェンジングエリアの設置		[Gantt chart: 1h, 1h]							
緊急時対策所チェンジングエリア設置		[Gantt chart: 1h, 1h]							

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

## 飲食料とその他の資機材

## 1. 飲食料

緊急時対策所要員が、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするために、緊急時対策所に必要な資機材等を配備することとしている。また、プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要があるように、余裕数を見込んでとどまる要員の1日分以上の食料及び飲料水を災害対策本部内に保管する。

緊急時対策所には以下の数量を保管する

品名	保管数	考え方
食料	2310食	110名(要員数)×7日×3食
飲料水	1540本	110名(要員数)×7日×2本(1.50/本)※

※飲料水1.50容器での保管の場合(要員1名あたり1日30を目安に配備)

## 2. その他資機材

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数	考え方
酸素濃度計	2台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する
二酸化炭素濃度計	2台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する
一般テレビ(回線, 機器)	1式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン	1式	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため
簡易トイレ	一式	プルーム通過中に対策本部から退出する必要があるよう連続使用可能な簡易トイレを配備する
ヨウ素剤	1760錠	交代要員考慮し要員数の約2倍 ・110名(要員数)×(初日2錠+2日目以降1錠×6日)×2倍

3. 原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書 (2) 緊急時通信連絡体制資料 ①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2. 放射能影響推定に関する資料	(1) 気象観測関係資料 ①気象観測データ (2) 環境モニタリング資料 ①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ (3) 発電所設備資料 ①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表 (4) 周辺人口関連データ ①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表 (5) 周辺環境資料 ①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の1） ③周辺地図（5万分の1） ④市町村市街図
3. 事業所外運搬に関する資料	(1) 全国道路地図 (2) 海図（日本領海部分） (3) N F T - 3 2 B 型核燃料輸送物設計承認書

## 1.19 通信連絡に関する手順等

### < 目 次 >

#### 1.19.1 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. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所内）及び必要な情報を把握できる設備による通信連絡等

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備による通信連絡等

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

#### 1.19.2 重大事故等時の手順

##### 1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する対応手順

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.19.2.2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うた

めの対応手順

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する対応手順

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

1.19.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

添付資料1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.19.3 通信連絡設備の一覧

添付資料1.19.4 通信連絡設備の概要

添付資料1.19.5 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

## 1.19 通信連絡に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
  - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

## 1.19.1 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

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、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1.19-1表に整理する。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うた

めに必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所内）及び必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））による通信連絡等

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・携行型有線通話装置
- ・送受話器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）
- ・必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））（以下「SPDS」という。）<sup>※1</sup>

※1 SPDSとは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備を、第 1.19-2 表に示す。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.19.1(2) a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」で使用する設備のうち、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、SPDS、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、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 1.19.1）

以上の重大事故等対処設備により、発電所内の通信連絡を行うことができる。

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

の理由を示す。

- ・無線連絡設備（固体型）、送受信器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、発電所内の通信連絡を行う手段として有効である。

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

- (a) 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備による通信連絡等  
重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）
- ・データ伝送設備<sup>\*1</sup>
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）
- ・加入電話設備（加入電話、加入FAX）
- ・テレビ会議システム（社内）

- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

※1 データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

発電所外との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備について第 1.19-2 表に示す。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.19.1(2) b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」で使用する設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、データ伝送設備、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、重大事故等対処設備と位置づける。

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

（添付資料 1.19.1）

以上の重大事故等対処設備により、発電所外との通信連絡を行うことができる。

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

- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、加入電話設備（加入電話、加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、使用可能であれば、発電所外の通信連絡を行う手段として有効である。

#### c. 手順等

上記「a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等<sup>※1</sup>及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.19-1表）

また、事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.19-2表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

## 1.19.2 重大事故等時の手順

### 1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等及び重大事故等対応要員が、中央制御室、建屋内外の作業場所並びに緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末）を使用する手順を整備する。

また、原子炉建屋附属棟から緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、S P D Sを使用する手順を整備する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及びS P D Sにより、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

#### b. 操作手順

##### (a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の重大事故等対応要員は、衛星電話設備（固定型）を使用する。屋外の災害対策本部要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用する。これらの衛星

電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 衛星電話設備（固定型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電電池の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電電池の残量が少ない場合、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電電池を使用する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の重大事故等対応要員は、無線連絡設備（固定型）を使用する。屋外の重大事故等対応要員は、無線連絡設備（携帯型）を使用する。これらの無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 無線連絡設備（固定型）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 無線連絡設備（携帯型）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電機の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ②充電機の残量が少ない場合、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電機を使用する。
- ③通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで、通話ボタンを押し、連絡する。
- ④使用中に充電機の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電機を使用する。
- ⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携行型有線通話装置

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内の運転員等並びに重大事故等対応要員は、携行型有線通話装置を使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 携行型有線通話装置

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と通話装置用ケーブルを接続

し、スイッチを「TALK」位置へ操作する。乾電池の残量確認は、スイッチを「CALL」位置へ押し、ブザーが鳴動することで確認する。

- ②ブザーが鳴動しない場合、予備の乾電池と交換する。
- ③確認後、スイッチが「OFF」位置に復旧したことを確認する。
- ④使用する端末及び通話装置用ケーブルと共に予備の乾電池を携行する。
- ⑤使用する場所にて、最寄りの専用接続箱に携行型有線通話装置を直接接続する。又は、中継ケーブルを用いて延長し、携行型有線通話装置を接続し、接続した後、スイッチを「TALK」位置へ操作する。
- ⑥スイッチを「CALL」位置へ押し、相手を呼び出し、連絡する。
- ⑦使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑧使用後は、スイッチを「OFF」位置へ操作し、端末及び通話装置用ケーブルを切り離す。

(d) S P D S

S P D Sにより、緊急時対策所のS P D Sデータ表示装置へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i) S P D S

S P D Sのうち、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置については常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。

なお、SPDSのうち、SPDSデータ表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は、送受話器（ページング）を使用し、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 送受話器（ページング）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、受話器を持ち上げ、使用チャンネルを選択し、相手に連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は、固定電話機及びPHS端末を使用し、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 固定電話機及びPHS端末

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機及び携帯電話と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②PHS端末の充電機の残量がなくなった場合は、別の端末又は別の充電機を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携行型有線通話装置は、使用場所において携行型有線通話装置と専用接続箱を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する対応手順

直流電源喪失時等、可搬型計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）において、発電所内の必要な場所で共有する場合、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）を使用することにより、発電所内の必要な場所で共有する手順を整備する。

- a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

#### b. 操作手順

通信設備（発電所内）に関する操作手順については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

#### c. 操作の成立性

通信設備（発電所内）に関する操作の成立性については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

#### (3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法を以下に示す。

中央制御室，緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は，操作，作業等に係る通信連絡を行う場合，及び特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合，中央制御室，緊急時対策所及び建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）

及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）を使用する。当該自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を使用する。

また，緊急時対策所の重大事故等対応要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合，SPDSを使用する。

### 1.19.2.2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の重大事故等対応要員が、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、加入電話設備（加入電話、加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備する。

#### a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

#### b. 操作手順

##### (a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を使用し、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

##### i) 衛星電話設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電機の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。

②充電機の残量が少ない場合、別の端末又は別の充電機を使用する。

③一般の携帯電話と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

③充電機の残量が少ない場合、別の端末又は別の充電機を使用する。

④使用中に充電機の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電機を使用する。

⑥使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム、IP電話、IP-FAXを使用し、本店、国及び自治体へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) テレビ会議システム

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。本店，国及び自治体と通信を行う場合は，通信先からの呼び出し後，リモコン操作により通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii) IP電話，IP-FAX

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機又はFAXと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(c) データ伝送設備

データ伝送設備により，緊急時対策支援システム（ERS S）へ，必要なデータの伝送を行うため，以下の手順がある。

i) データ伝送設備

緊急時対策支援システム（ERS S）への必要なデータの伝送については，緊急時対策所からパラメータを常時伝送しており，切り替え操作は必要ない。

(d) 加入電話設備（加入電話，加入FAX）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は，加入電話及び加入FAXを使用し，本店，国，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i) 加入電話，加入FAX

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機又はFAXと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、固定電話機、PHS端末及びFAXを使用し、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 固定電話機、PHS端末、FAX

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯電話又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②PHS端末の充電機の残量がなくなった場合は、別の端末又は別の充電機を使用する。

(f) テレビ会議システム（社内）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、テレビ会議システム（社内）により、本店等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) テレビ会議システム（社内）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システム（社内）の待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②操作端末により、通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、専用電話（ホットライン）（自治体向）により、自治体及びその他関係機関へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 専用電話（ホットライン）（自治体向）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、加入電話設備（加入電話、加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する対応手順

直流電源喪失時等、可搬型計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）において、発電所外の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と本店、国、自治体、その他関係機関等との連絡には衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設

備（テレビ会議システム， I P 電話， I P - F A X ）， 加入電話設備（加入電話， 加入 F A X ）， 電力保安通信用電話設備（固定電話機， P H S 端末， F A X ）， テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））を使用することにより， 発電所外の必要な場所で共有する手順を整備する。

a . 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し， その結果を通信設備（発電所外）により， 発電所外の必要な場所で共有する場合。

b . 操作手順

通信設備（発電所外）に関する操作手順については， 「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は， 「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c . 操作の成立性

通信設備（発電所外）に関する操作の成立性については， 「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法を以下に示す。

緊急時対策所の重大事故等対応要員が、本店、国、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、及び特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外の必要な場所で共有する場合、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であることから、重大事故等対処設備である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）及び自主対策設備である加入電話設備（加入電話、加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、テレビ会議システム（社内）並びに専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を使用する。

なお、緊急時対策所の重大事故等対応要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合、データ伝送設備を使用する。

#### 1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、SPDS及びデータ伝送設備へ給電する。

代替電源設備のうち常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備に関する給電の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替電源設備のうち緊急時対策所用発電機に関する給電の手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置は、充電池又は乾電池を使用する。

充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末又は別の充電池と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話を可能とする。

#### 1.19.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

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

緊急時対策所用発電機への燃料補給手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19-1 表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処  
設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 2）

（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書		
一	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受話器（ページング）</li> <li>電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）</li> <li>無線通信連絡設備（固定型）</li> </ul>	発電所内の通信連絡	主要設備	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	
				衛星電話設備（携帯型）		
				無線連絡設備（携帯型）		
				携行型有線通話装置		
				必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム）※1,3		
				無線連絡設備（固定型）		
	—	—	—	—	送受話器（ページング）	自主対策設備
					電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）	
					無線通信連絡設備（固定型）	
					—	
					—	
					—	
一	<ul style="list-style-type: none"> <li>送受話器（ページング）</li> <li>電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）</li> <li>無線通信連絡設備（固定型）</li> </ul>	発電所内の通信連絡	関連設備	専用接続箱～専用接続箱電路	重大事故等対処設備	
				衛星電話設備（屋外アンテナ）		
				衛星制御装置		
				衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路		
				無線通信装置		
				無線通信用アンテナ		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源</li> </ul>	代替電源設備からの給電の確保	—	—	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備
					可搬型代替交流電源設備※2	
					燃料補給設備※2	
					緊急時対策所用発電機※3	
					緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク※3	
					緊急時対策所用発電機 給油ポンプ※3	
				非常時運転手順書（事象ベース） 重大事故等対策要領		
				重大事故等対策要領		

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

## 対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 2）

（発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書				
一	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX）</li> <li>加入電話設備（加入電話，加入 FAX）</li> <li>テレビ会議システム（社内）</li> <li>専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））</li> </ul>	発電所外の通信連絡	主要設備	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領		
				衛星電話設備（携帯型）				
				統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話，IP-FAX）※1				
				データ伝送設備※1,3				
	—		—	—	—	電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX）	自主対策設備	—
						加入電話設備（加入電話，加入 FAX）		
						テレビ会議システム（社内）		
						専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX）</li> <li>加入電話設備（加入電話，加入 FAX）</li> <li>テレビ会議システム（社内）</li> <li>専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））</li> </ul>		—	—	関連設備	衛星電話設備（屋外アンテナ）	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
						衛星制御装置		
						衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路		
						衛星無線通信装置		
通信機器								
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話，IP-FAX）～衛星無線通信装置電路								
<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源</li> </ul>	代替電源の確保	—	—	緊急時対策所用発電機※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領		
				緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク※2				
				緊急時対策所用発電機給油ポンプ※2				

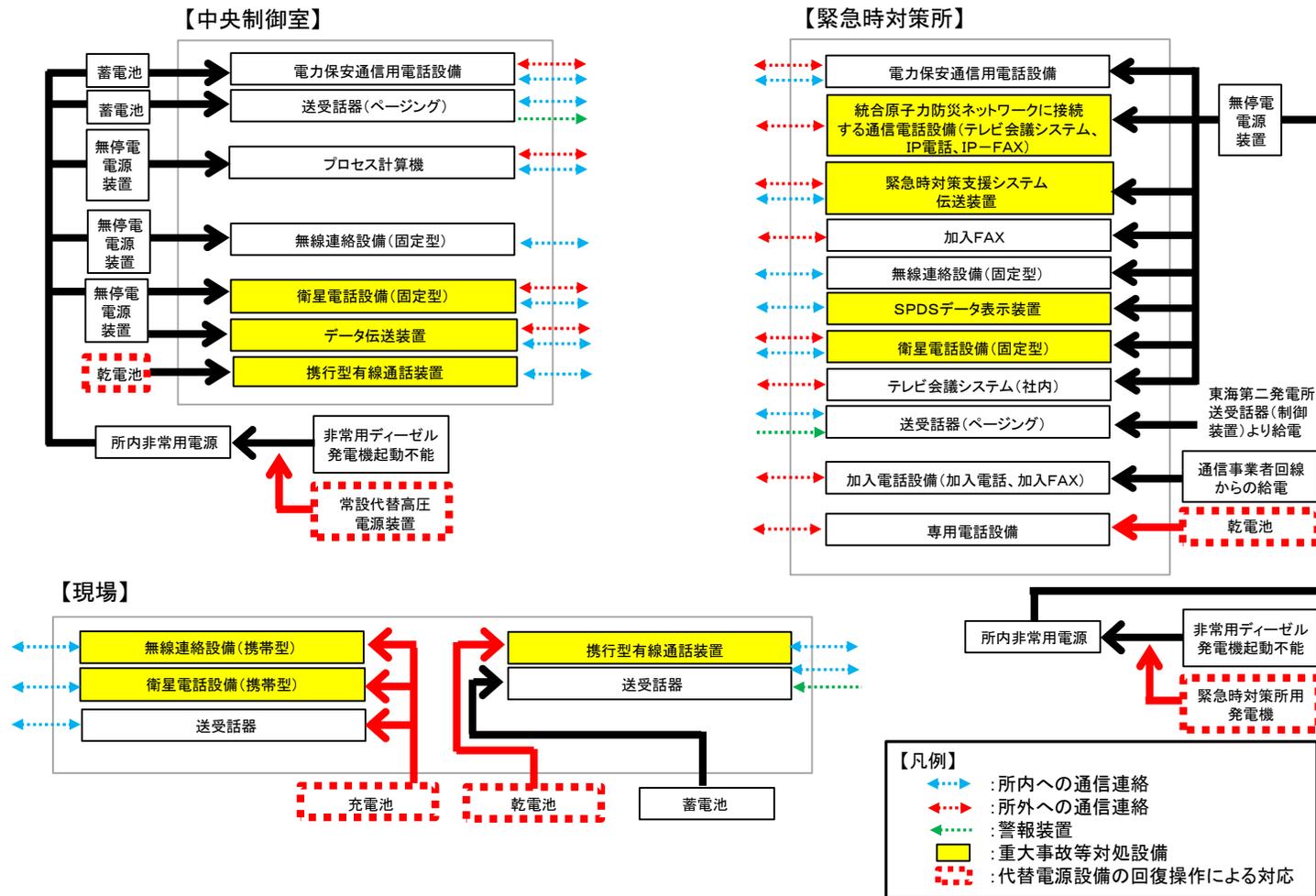
※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※3：常時伝送しており，手順不要。

第 1.19-2 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順書	衛星電話設備（固定型）	中央制御室： 常設代替交流電源設備 M C C 2 D 系 緊急用 M C C  緊急時対策所： 緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P - F A X）	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	データ伝送装置	常設代替交流電源設備 M C C 2 D 系 緊急用 M C C
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	S P D S データ表示装置	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備の対応表（1 / 2）

技術的能力審査基準 (1.19)	番号	設置許可基準規則 (62条)	技術基準規則 (77条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う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、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な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62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡設備をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」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をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」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をいう。</p>	—
<p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	②	<p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	⑤
<p>b.) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	③			

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 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）

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
通信 連絡設備	衛星電話設備 (固定型)	新設	① ③ ④	通信 連絡設備	送受信器 (ペー징)	常設	—	—	自主対 策とす る理由 は本文 参照
	衛星電話設備 (携帯型)	新設			電力保安通信 用電話設備(固 定電話機, P H S 端末, F A X)	常設/ 可搬	—	—	
	無線連絡設備 (携帯型)	新設			無線連絡設備 (固定型)	常設	—	—	
	携行型有線通話 装置	新設			加入電話設備 (加入電話, 加 入 F A X)	常設	—	—	
	統合原子力防災 ネットワークに 接続する通信連 絡設備(テレビ 会議システム, I P 電話, I P - F A X)	新設			専用電話設備 (専用電話(ホ ットライン) (自治体向))	常設	—	—	
	S P D S	新設			テレビ会議シ ステム(社内)	常設	—	—	
	データ伝送設備	新設							
代替交流電源から給電の確保	緊急時対策所用 発電機	新設	② ⑤	—	—	—	—	—	
	緊急時対策所用 燃料油貯蔵タンク	新設							
	緊急時対策所用 給油ポンプ	新設							
	常設代替交流電 源設備	新設							
	可搬型代替交流 電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

## 通信連絡設備（発電所内用）の一覧（1 / 3）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	約 322 台 ・ 緊急時対策所：3 台 ・ 中央制御室：9 台 ・ 原子炉建屋他：約 290 台 屋外：約 20 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用所内電源</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機</li> <li>・ 蓄電池</li> </ul>
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	約 210 台 ・ 緊急時対策所：4 台 ・ 中央制御室：5 台 ・ 原子炉建屋他：約 200 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用所内電源</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 蓄電池</li> </ul>
	PHS 端末	約 300 台 ・ 緊急時対策所：約 40 台 ・ 中央制御室：4 台 ・ 発電所員他配備：約 250 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充電池</li> </ul> ※別の端末又は別の充電池と交換することで7日間以上継続して通話が可能
	F A X	約 12 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台 ・ 原子炉建屋他：約 10 台	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用所内電源</li> <li>・ 常設代替高圧電源装置</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機</li> <li>・ 無停電電源装置</li> </ul>

・ 台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（2 / 3）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	13台（予備2台含む） ・緊急時対策所：3台（予備1台） ・中央制御室：8台（予備1台）	・乾電池 ※予備の乾電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
	中継用ケーブルドラム	8台 ・中央制御室：8台	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	9台（予備1台含む） ・緊急時対策所：6台（予備1台） ・中央制御室：2台	・非常用所内電源 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	衛星電話設備（携帯型）	13台（予備1台含む） ・緊急時対策所：11台（予備1台） ・原子力館：1台	
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	3台 ・緊急時対策所：2台 ・中央制御室：1台	・非常用所内電源 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	無線連絡設備（携帯型）	約50台（予備1台含む） ・緊急時対策所：19台（予備1台） ・守衛所他：約30台	

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（3 / 3）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
S P D S	データ伝送装置	一式 ・原子炉建屋附属棟	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内電源</li> <li>・常設代替高圧電源装置</li> <li>・充電器（蓄電池）</li> </ul>
	緊急時対策支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内電源</li> <li>・緊急時対策所用発電機</li> <li>・充電器（蓄電池）</li> </ul>
	S P D S 表示装置	一式 ・緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内電源</li> <li>・緊急時対策所用発電機</li> <li>・充電器（蓄電池）</li> </ul>

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（1 / 2）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
加入電話設備	加入電話	10 台 ・ 緊急時対策所：9 台 ・ 中央制御室：1 台 ※：災害時優先契約あり	・ 通信事業者回線からの給電
	加入 F A X	2 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台	・ 通信事業者回線からの給電 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置
テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2 台 ・ 緊急時対策所：2 台	・ 非常用所内電源 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置
専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	1 台 ・ 緊急時対策所：1 台	・ 通信事業者回線からの給電 ・ 非常用所内電源 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置

・ 台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（2 / 2）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	7 台（有線系：5 台，衛星系：2 台） ・緊急時対策所：7 台 （有線系：5 台，衛星系：2 台）	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	I P - F A X	3 台 （有線系：2 台，衛星系 1 台） ・緊急時対策所：約 3 台 （有線系：2 台，衛星系 1 台）	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	テレビ会議システム	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
データ伝送設備	緊急時対策所支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
電力保安通信用電話設備	固定電話機 P H S 端末 F A X	発電所内と同様	

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

## 通信連絡設備の概要

### 1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を図 1 に示す。

#### (1) 通信設備（発電所内）

中央制御室、緊急時対策所等から建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、回避の指示及び連絡を行う。

#### (2) SPDS

重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、緊急時対策所へデータを伝送する。

#### (3) 通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行う。

#### (4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する。

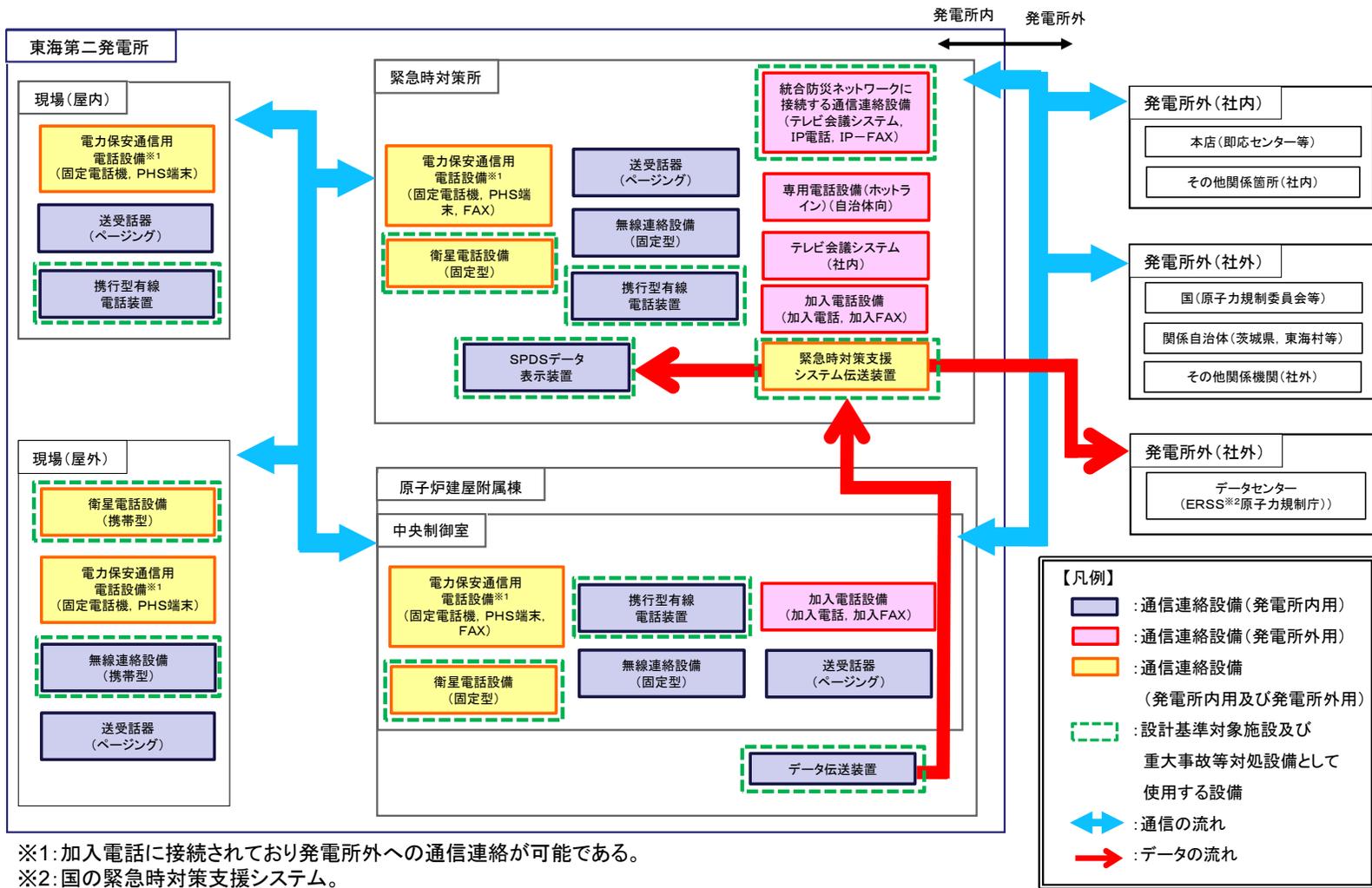


図1 通信連絡設備の概要

## 1. 1 通信設備（発電所内）

中央制御室，緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示に係る通信連絡を行うことができるよう，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置を設置し，多様性を確保する設計とする。概要を図 2 に示す。

また，通信設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

万が一，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）及び送受話器（ページング）の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型），発電所建屋内は衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話設備により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

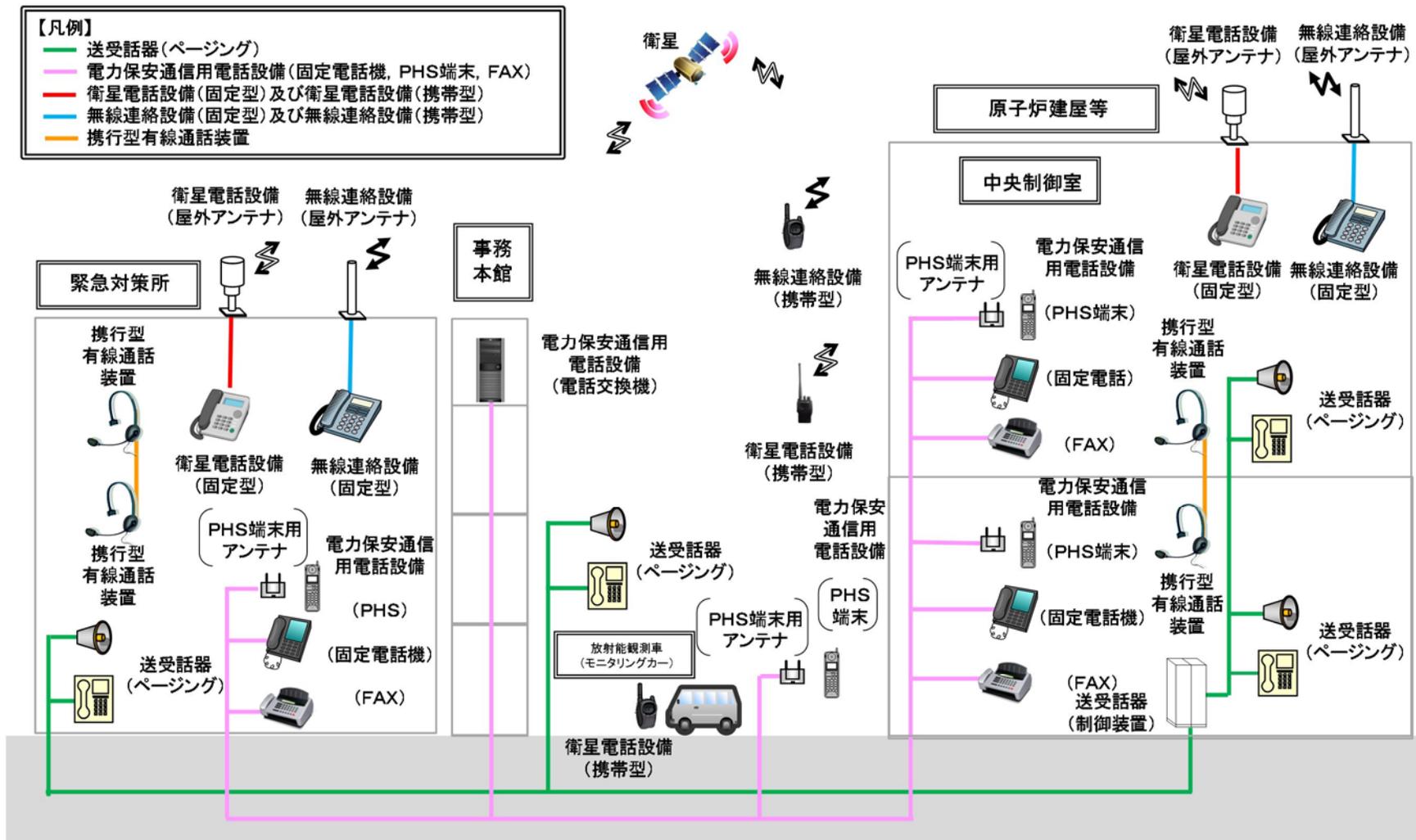


図2 通信設備(発電所内)の概要

## 1. 2 通信設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため、以下の通信設備（発電所外）を設置し、多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図3，4，5に示す。

また、通信設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話，IP-FAX），衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

### a. 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末，FAX）

当社，東京電力パワーグリッド株式会社及び電源開発株式会社が構築する専用の電力保安通信回線（無線系）に接続している固定電話機，PHS端末，FAX

### b. テレビ会議システム（社内）

通信事業者会社が提供する通信事業者回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム（社内）

### c. 加入電話設備（加入電話，加入FAX）

通信事業者が提供する災害時有線加入契約された通信事業者回線（有線系）に接続している加入電話及び加入FAX

### d. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話，IP-FAX）

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続するIP電話，IP-FAX，テレビ会議システム

### e. 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

通信事業者が提供する専用の通信事業者回線（有線系）に接続する専用電話（ホットライン）（自治体向）

f. 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

通信事業者が提供する通信事業者回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

万が一、電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

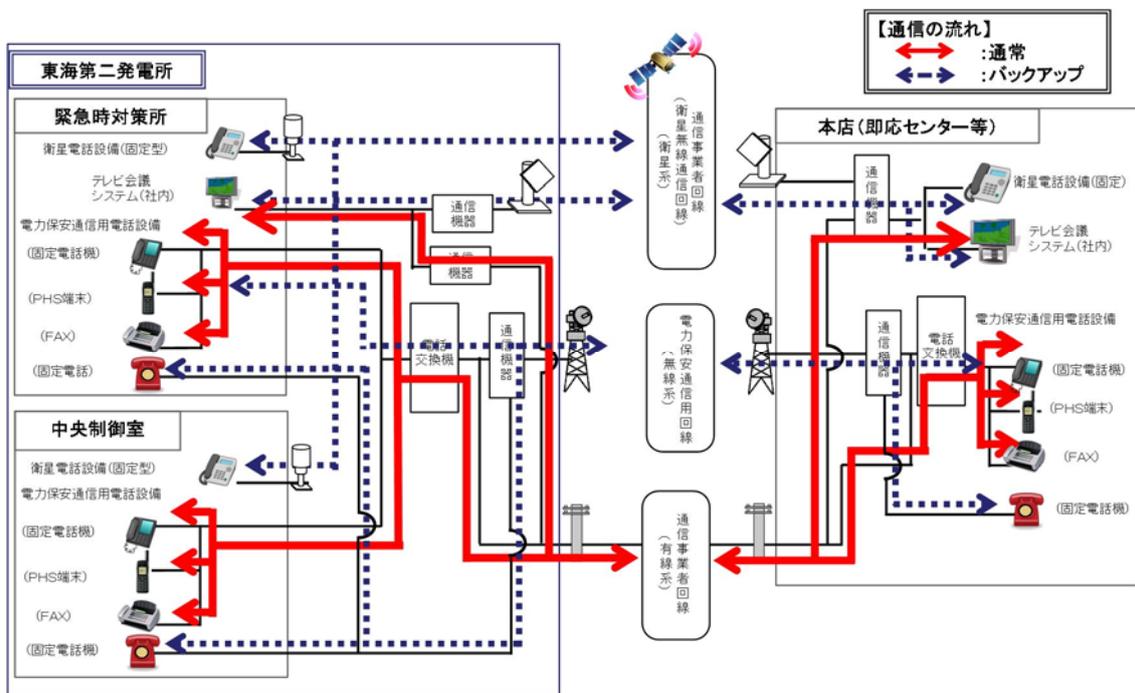


図3 通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

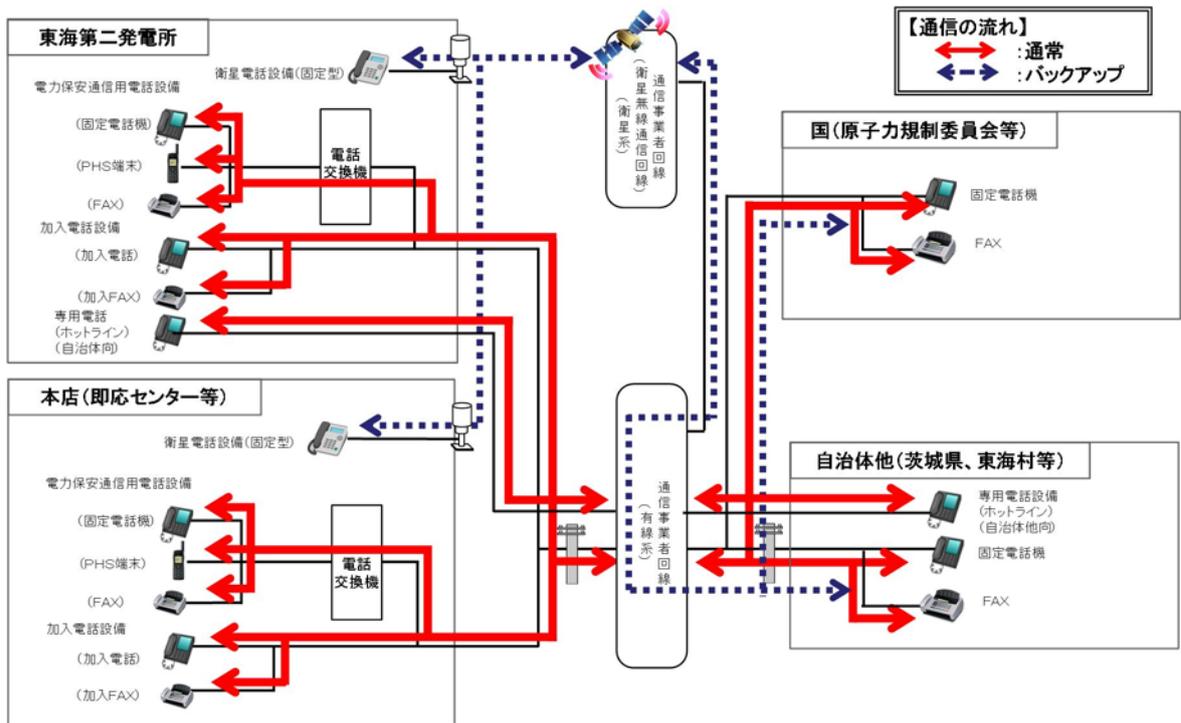


図4 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）

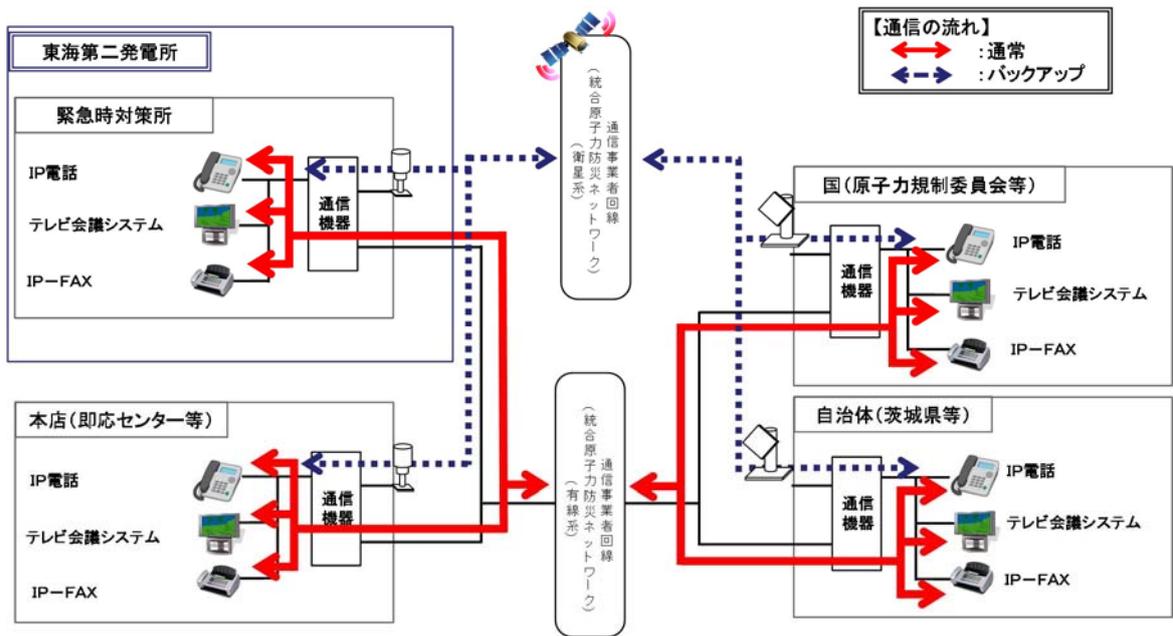


図5 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

### 1. 3 S P D S 及びデータ伝送設備

緊急時対策所へ，重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送できる設備として，主にデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びS P D S 表示装置から構成されるS P D S を構築する設計とする。

緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，データ伝送設備として，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送可能な設計とする。

また，データ伝送設備は，常時使用できるように，通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を図6に示す。

なお，必要な情報を把握するための設備及びデータ伝送設備のうち，設計基準事故対処設備であるデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びS P D S データ表示装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

S P D S における発電所内建屋間の有線系回線の構成は，緊急時対策所を中心としたスター形とし，東海第二発電所と緊急時対策所間の有線系回線は2回線化する設計とする。

万が一，1回線に損傷が発生した場合，有線系回線によるデータ伝送は継続されるが，有線系回線が集中する緊急時対策所が損傷し，有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合，無線通信装置により，発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

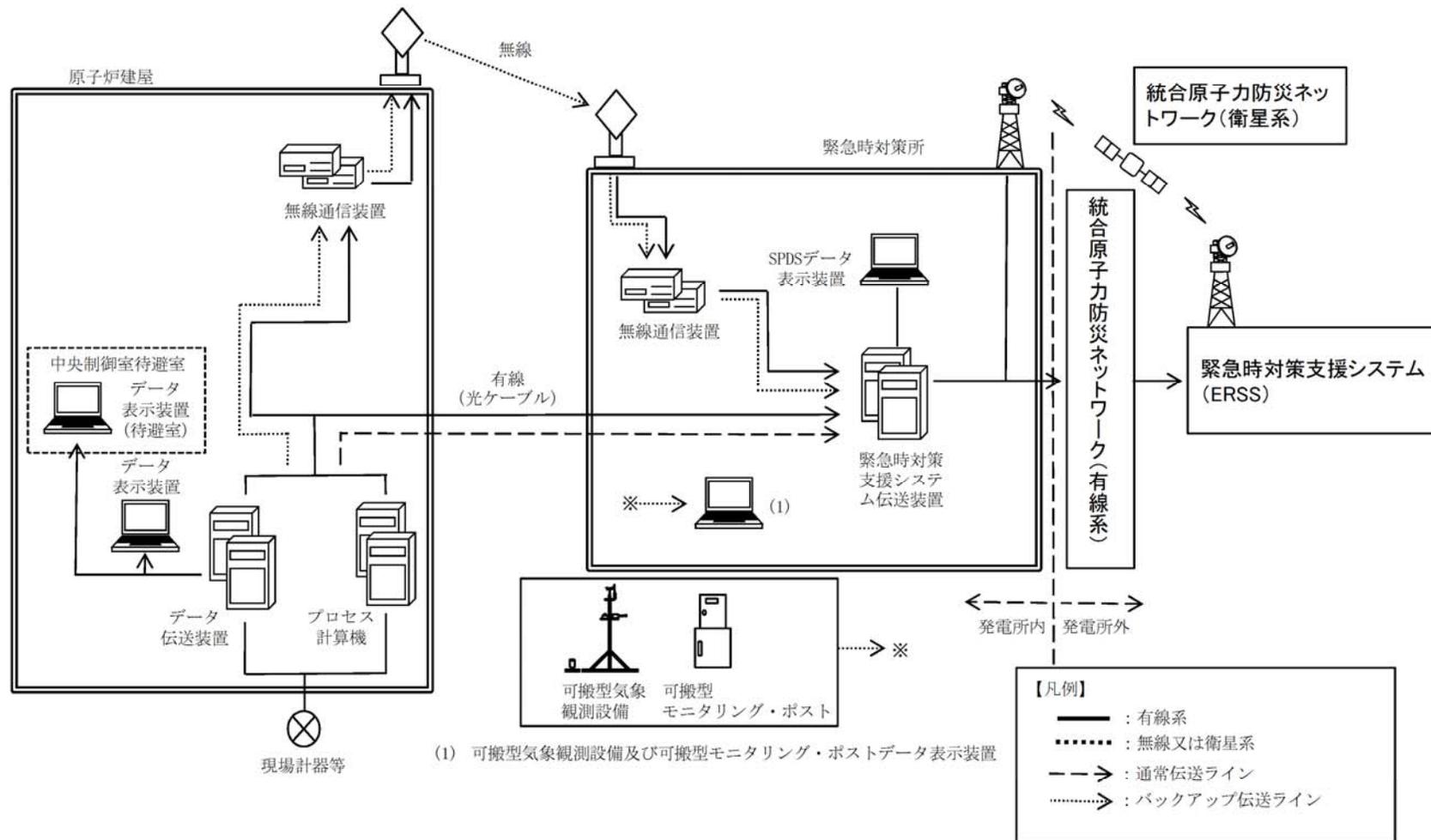


図6 SPDS及びデータ伝送設備の概要

2. 多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備は多様性を確保した通信回線に接続し、輻輳等による制限をうけることなく常時使用できる設計とする。

主要設備ごとに接続する通信回線種別について表1に記載するとともに、概要を図7に示す。

表1 多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限
電力保安 通信用 回線	無線系回線（マイクロ波回線）	電力保安通信用電話設備	固定電話機, PHS端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	—	○
			加入F A X	F A X	—	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	—	×
			加入F A X	F A X	—	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
					○	◎
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	電話	—	○
			衛星電話設備（携帯型）	電話	—	○
有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	電話	○	◎	
通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	電話	○	◎
			I P - F A X	F A X	○	◎
	テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎	
	衛星系回線		I P 電話	電話	○	◎
			I P - F A X	F A X	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
衛星電系回線						

※1：加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線  
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限の恐れが少ない ×：制限の恐れがある

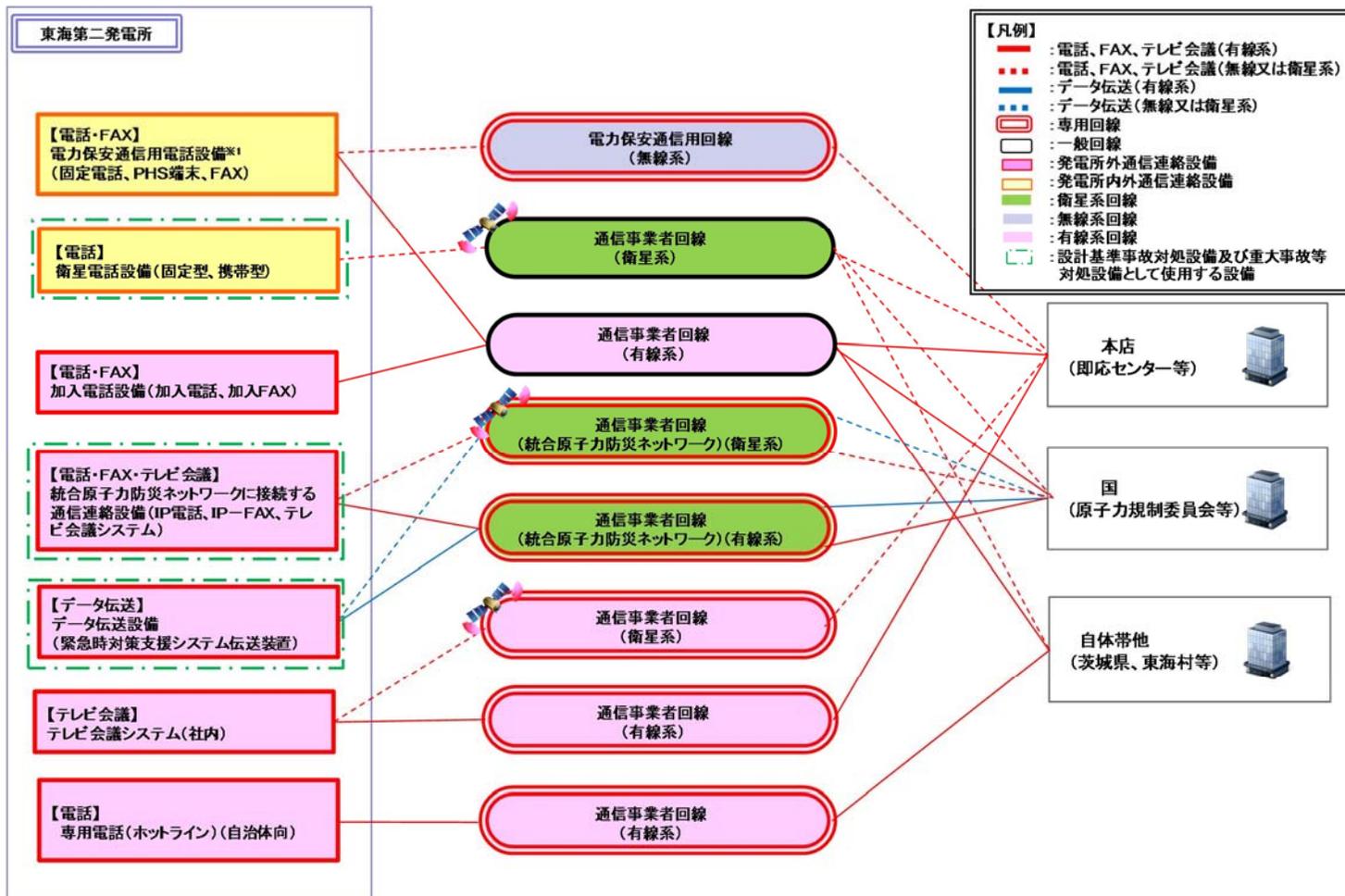
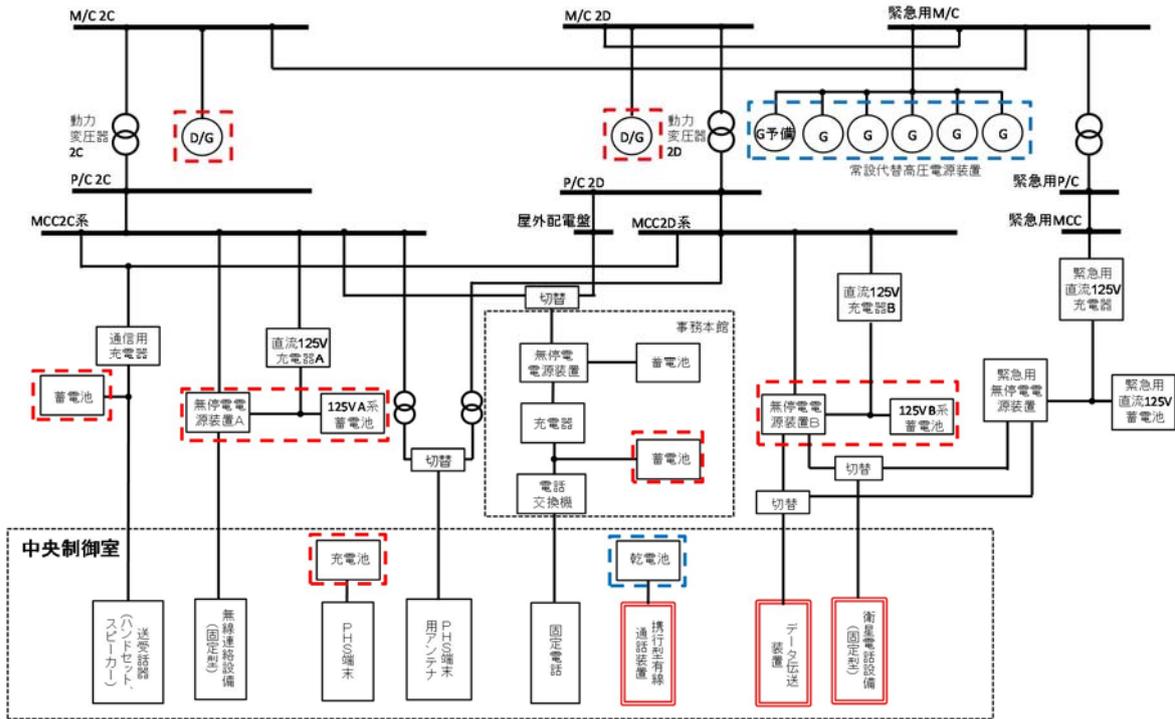


図7 多様性を確保した通信回線の概要

### 3. 通信連絡設備の電源及び代替電源設備

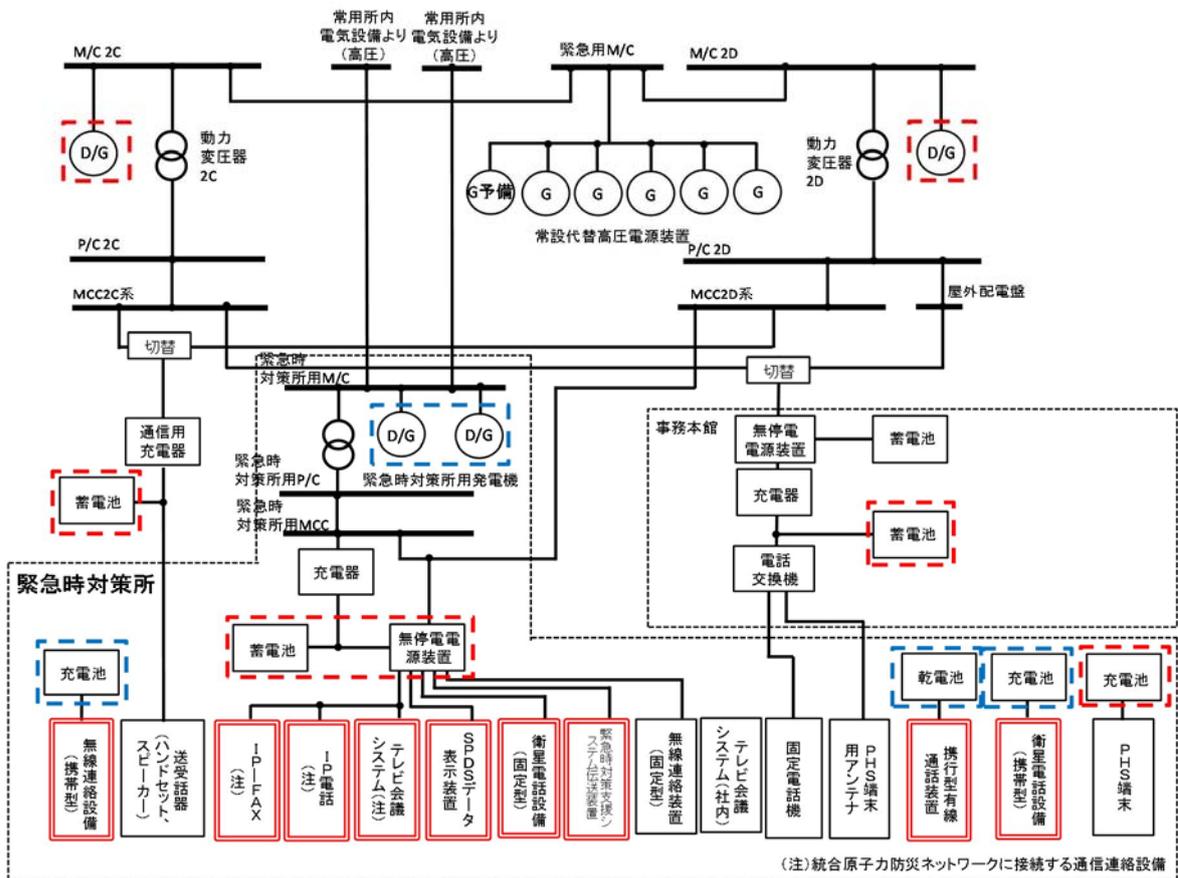
通信連絡設備は、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる。また、重大事故等対処設備の通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む）から給電できる。単線結線図を図8、9に示し、接続電源の一覧を表2、3、4に記載する。



**【凡例】**

- : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
- : 重大事故等対処設備
- : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

図8 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図



【凡例】

  : 非常用 **所内** 電源又は無停電電源 (**蓄電池**を含む。)

  : 重大事故等対処設備

  : 設計基準 **対象施設** 及び重大事故等対処設備

として使用する設備

図 9 緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表2 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備	
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※ <sup>1</sup>	乾電池（予備）
	送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ <sup>2</sup>	充電池
	SPDS	データ伝送装置	原子炉建屋附 属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
		緊急時対策支援システム 伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		SPDSデータ表示装 置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※1：乾電池により約12時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2：充電池により約14時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備		
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置	
			緊急時対策所			
		PHS 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池		常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池		常設代替高圧電源装置 充電池
	F A X	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置		
		緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機		
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置	
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機	
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池 <sup>※1</sup>	充電池	
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機	

※1：充電池により約4時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

表4 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P 電話 (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P - F A X (有線系, 衛星系)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電	- (通信事業者回線からの給電)
		加入 F A X	緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 (ホットライン) (自治体向)	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

4. 緊急時対策所に設置する通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、SPDS及びデータ伝送設備に係る耐震設計

(1) 緊急時対策所

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、SPDS及びデータ伝送設備については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、SPDS及びデータ伝送設備連絡設備に係る耐震措置の概要を図10、11に示す。(SPDSデータ表示装置については、「第34条 緊急時対策所」にて整理する。)

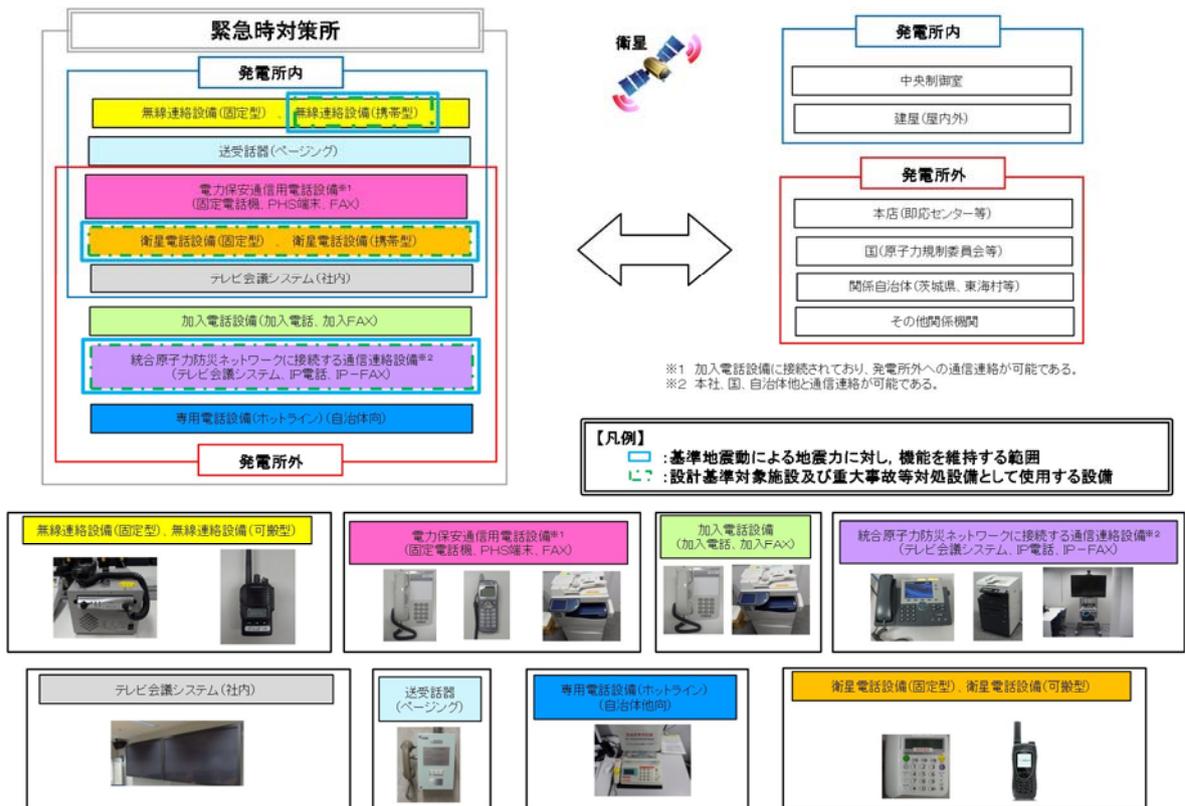


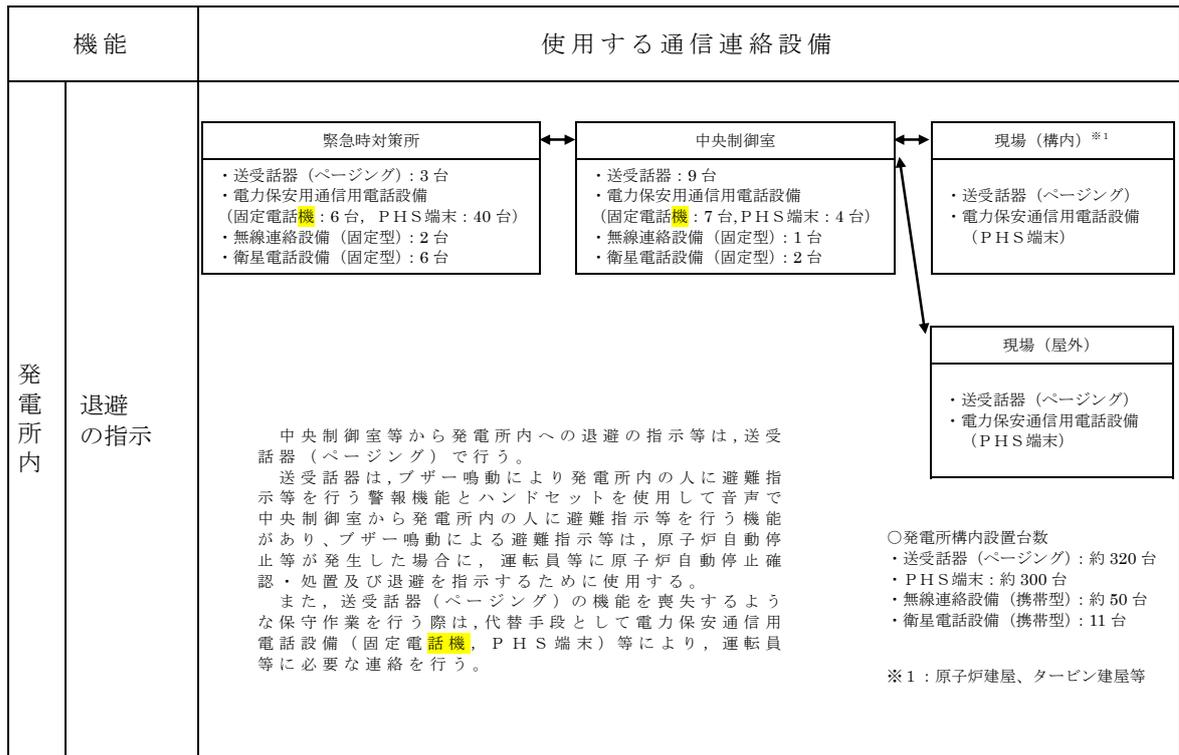
図10 緊急時対策所の通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）に関わる耐震措置の概要



## 5. 機能毎に必要な通信連絡設備

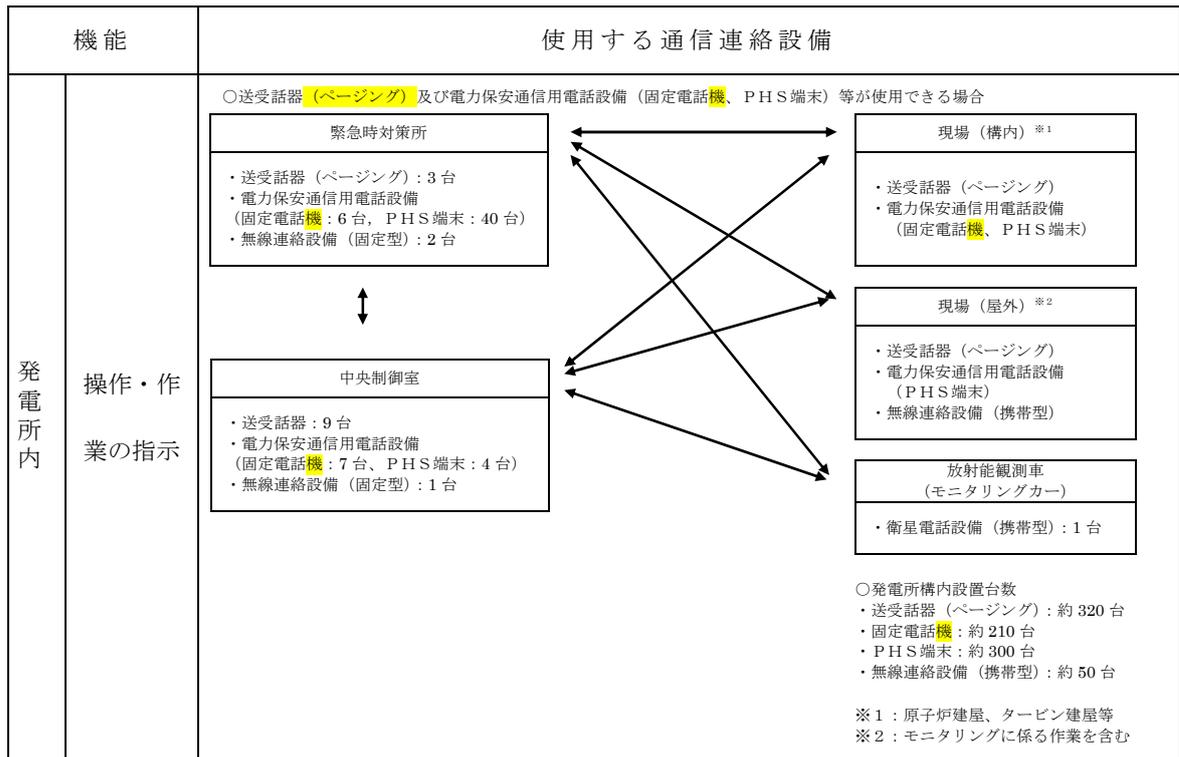
発電所内での「避難の指示」や、「操作、作業の連絡」、発電所外への「通報、連絡等」に必要な通信連絡設備の種類、台数等について、通信連絡が必要な場所毎に整理した通信連絡の指揮系統を図12, 13, 14に示す。

通信連絡設備は、使用する要員、連絡先（自治体その他関係機関）に、よりすみやかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また、予備品の台数は、これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ、設備が故障した場合もすみやかに代替機器を準備できる台数を整備する。

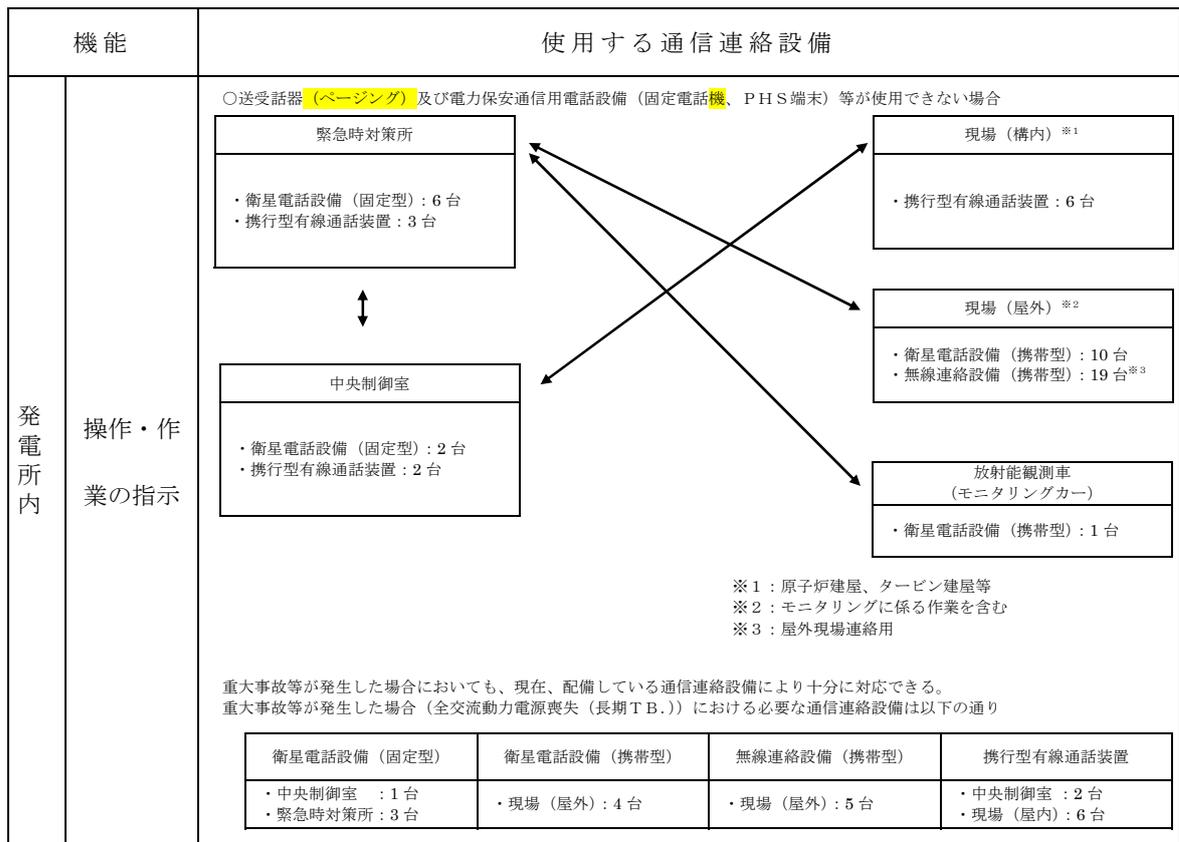


・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 2 「退避の指示」における指揮系統図

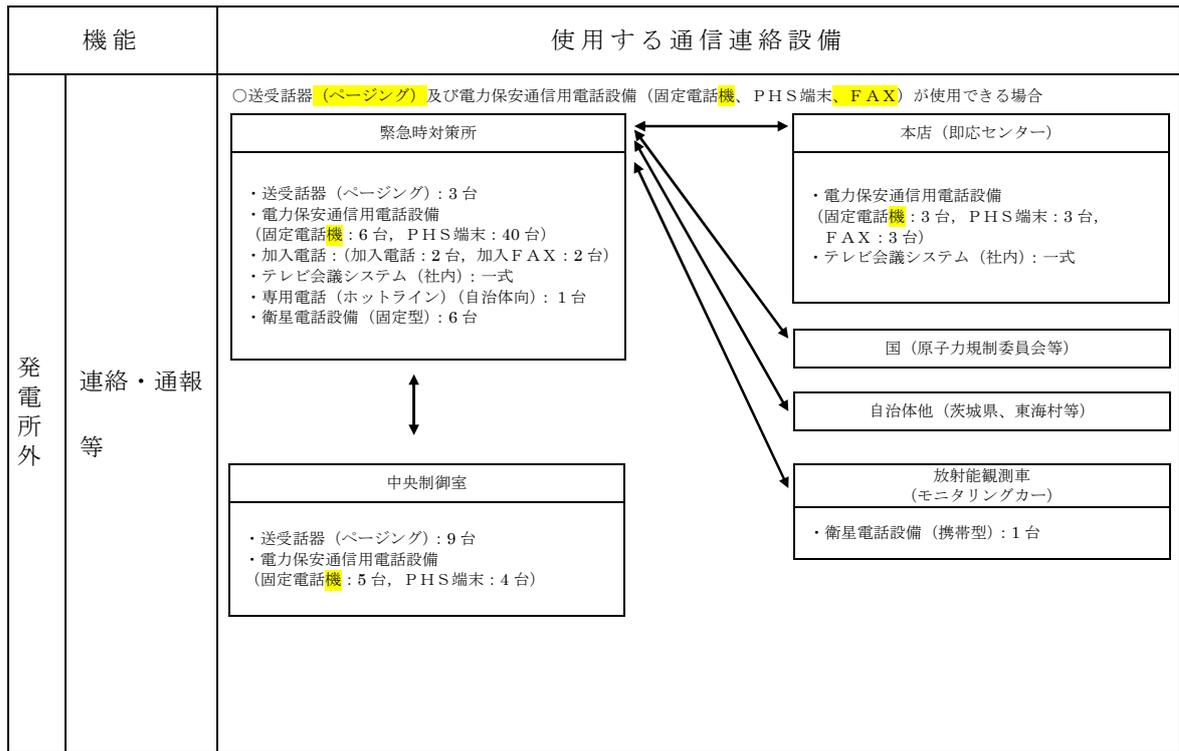


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

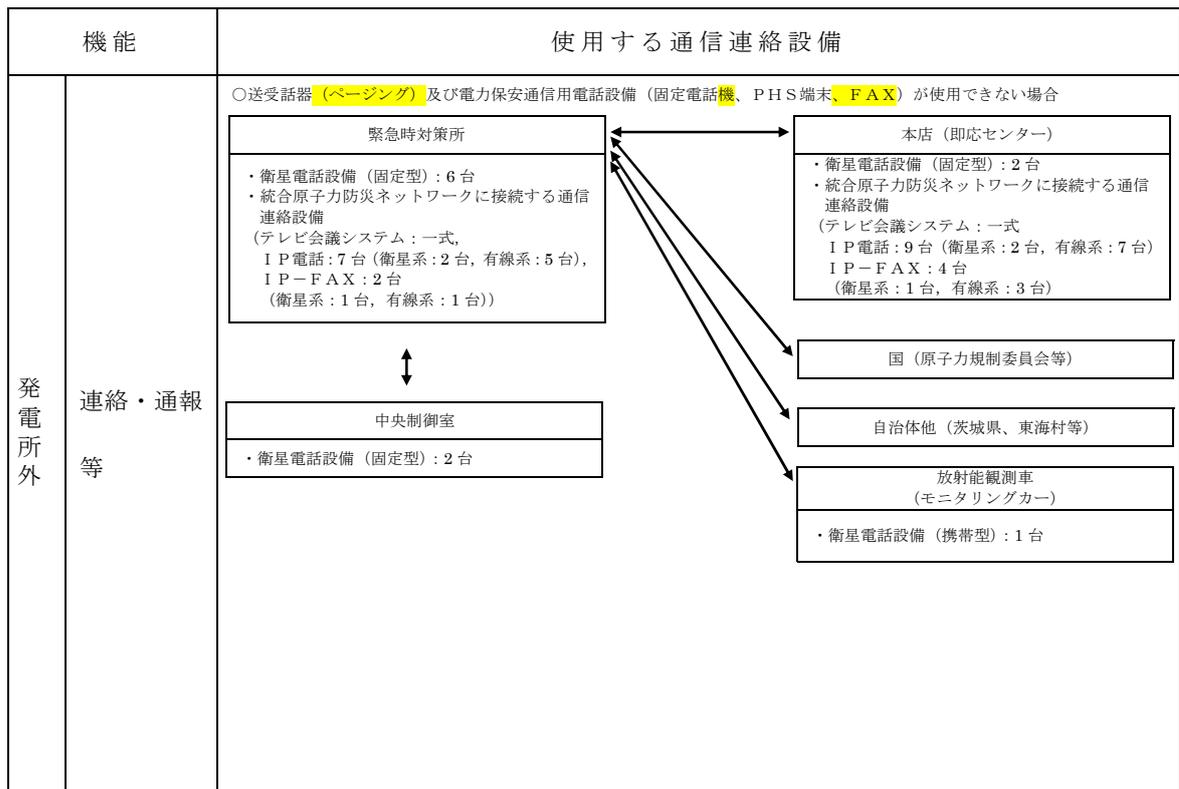


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 3 「操作・作業の連絡」における指揮系統図



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 4 「連絡、通報等」における指揮系統図

6. 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所について

携行型有線通話装置は、現状使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行う。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており、溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携行型有線通話装置を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、図 1 5 に示す。また、各重要事故シーケンスで使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を表 5，各重要事故シーケンスで使用する携行型有線通話装置及び無線連絡設備等の台数を表 6，7 に示す。

表 5 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例  
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋附属棟 地下 1 階	C / S 電気室
受電前準備	原子炉建屋附属棟 地下 2, 3 階	C / S 電気室
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 4 階	南西通路
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	M S I V 保守室
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 1 階	南側通路



携行型有線通話装置



中継用ケーブルドラム

・写真については，一部イメージを含む。

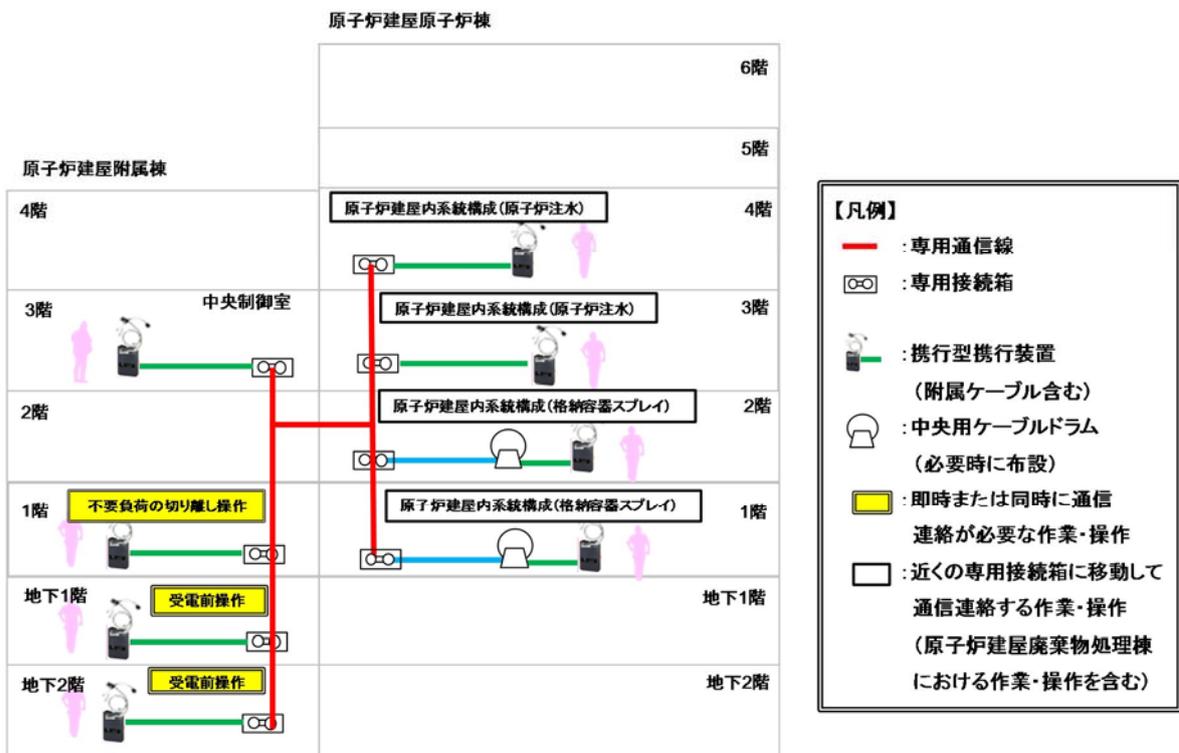


図 1 5 携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要  
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

表 6 各重大事故シーケンスで使用する携行型有線通話設備の台数

各重大事故シーケンス	使用場所	原子炉建屋附属棟			計 <sup>(注1)</sup>		
		中央制御室	原子炉建屋 原子炉棟	原子炉建屋 廃棄物処理棟			
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	—	—	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失(長期T B)	2	2	4	—	8
	①-3-2	全交流動力電源喪失(T B D, T B P, T B U)	2	2	—	—	4
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	2	2	—	—	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合)	2	—	—	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—
	①-6	LOCA時注水機能喪失	2	—	—	3	5
	①-7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	2	—	4	—	6
①-8	津波浸水による注水機能喪失	2	2	—	—	4	
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)	2	2	—	—	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)	2	2	—	3	4
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	2	2	—	—	4
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	2	2	—	—	4
	②-4	水素燃焼	2	2	—	—	4
②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	—	—	4	
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	—	—	—	—	—
	③-2	想定事故 2	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	2	2	—	—	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	—	—	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入	—	—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

(注1)：中央制御室へ現場用(中央制御室必要分含め)として9台(予備1台含む)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

表 7 各重大事故シーケンスで使用する無線連絡設備等の台数

各重大事故シーケンス	使用場所 設備	屋内 (中央制御室)	屋内 (緊急時対策所)	屋外		
		衛星電話設備 (固定型) (注1)	衛星電話設備 (固定型) (注1)	衛星電話設備 (携帯型) (注2)	無線連絡設備 (携帯型) (注3)	
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (長期T B)	1	3	4	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失 (T B D, T B P, T B U)	—	—	—	—
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	—	—	—	—
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能 (残留熱除去系が故障した場合)	1	3	2	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—
	①-6	LOCA時注水機能喪失	1	3	2	5
	①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	—	—	—	—
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)	—	—	—	—
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	1	3	2	5
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	—	—	—
	②-4	水素燃焼	—	—	—	—
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	—	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	③-1	想定事故 1	1	3	2	5
	③-2	想定事故 2	1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	—	—	—	—
	④-2	全交流動力電源喪失	—	—	—	—
	④-3	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入	—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

(注1) : 中央制御室へ2台、緊急時対策所へ7台 (予備1台含む) を設置するため、重大事故等においても対応できる。

(注2) : 緊急時対策所へ12台 (予備1台含む) を保管するため、重大事故等においても対応できる。

(注3) : 緊急時対策所へ20台 (予備1台含む) を保管するため、重大事故等においても対応できる。

機能毎に必要な通信設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)	場所	使用する通信連絡設備
操作, 作業の連絡	中央制御室	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 携行型有線通話装置	現場 (屋内)	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 携行型有線通話装置
	中央制御室	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型)	緊急時対策所	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型)
	現場 (屋内)	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 携行型有線通話装置	現場 (屋内)	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 携行型有線通話装置
	現場 (屋外)	① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型)	現場 (屋外)	① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型)
	緊急時対策所	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型)	現場 (屋外)	① 電力保安通信電話設備 (PHS 端末) ① 送受信器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型)
	緊急時対策所	① 衛星電話設備 (固定型)	モニタリング (放射能観測車)	① 衛星電話設備 (携帯型)

凡例

丸数字：優先順位

■：重大事故等対処設備

■：自主対策設備

機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（1 / 2）

機能	通信実施場所							
	場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）		場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）			
通報, 連絡等	緊急時 対策所	T V 会議	① テレビ会議システム（社内）	本店	T V 会議	① テレビ会議システム（社内）		
			② テレビ会議システム※ <sup>1</sup>			② テレビ会議システム※ <sup>1</sup>		
		電話	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機）		電話	① 電力保安通信用電話設備（PHS端末）		
			① 電力保安通信用電話設備（PHS端末）			③ 加入電話設備（加入電話）		
			② 加入電話設備（加入電話）			④ 衛星電話設備（固定型）		
			③ 衛星電話設備（固定型）			⑤ I P 電話※ <sup>1</sup>		
		F A X	④ I P 電話※ <sup>1</sup>		F A X	① 電力保安通信用電話設備（F A X）		
			① 電力保安通信用電話設備（F A X）			② 加入電話設備（加入F A X）		
			② 加入電話設備（加入F A X）			③ I P - F A X ※ <sup>1</sup>		
		緊急時 対策所	T V 会議		③ I P - F A X ※ <sup>1</sup>	国	T V 会議	-
					① テレビ会議システム※ <sup>1</sup>			
			電話		① I P 電話※ <sup>1</sup>		電話	
	① 電力保安通信用電話設備（固定電話機）							
	① 電力保安通信用電話設備（PHS端末）							
	F A X		② 加入電話設備（加入電話）	F A X				
		③ 衛星電話設備（固定型）						
① I P - F A X ※ <sup>1</sup>								
		① 電力保安通信用電話設備（F A X）						
		② 加入電話設備（加入F A X）						

※1：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（2 / 2）

機能	通信実施箇所				
	場所	使用する通信連絡設備（発電所外）		場所	使用する通信連絡設備（発電所外）
通報、連絡等	緊急時対策所	電話	① IP電話※ <sup>1</sup>	自治体、その他関係機関等	電話
			① 電力保安通信用電話設備（固定電話機）		
① 電力保安通信用電話設備（PHS端末）					
② 加入電話設備（加入電話）					
② 専用電話設備（専用電話）					
③ 衛星電話設備（固定型）					
FAX	FAX	① IP-FAX※ <sup>1</sup>	FAX		
		① 電力保安通信用電話設備（FAX）			
		② 加入電話設備（加入FAX）			
緊急時対策所		① 衛星電話設備（固定型）	モニタリング（放射能観測車）	① 衛星電話設備（携帯型）	

※1：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備