

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 119
提出年月日	平成 30 年 3 月 23 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 30 年 3 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

## 1.8 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）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

###### c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

###### d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

##### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

### 1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（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 自主対策設備仕様

添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性

#### 1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

- (1) 格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

#### 2. 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水

- (1) 系統構成

3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
  - (1) 系統構成
4. 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）
  - (1) 低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
5. 消火系による原子炉圧力容器への注水
  - (1) 系統構成
6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
  - (1) 系統構成

添付資料 1.8.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料 1.8.6 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

添付資料 1.8.7 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について

添付資料 1.8.8 原子炉圧力容器の破損判断について

添付資料 1.8.9 原子炉起動前及び通常運転時におけるペDESTAL（ドライウエル部）内の水位について

添付資料 1.8.10 手順のリンク先について

## 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。）による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（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却する必要がある。

また、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

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

ペDESTAL (ドライウエル部) には、通常運転時から水を確保するとともに炉心が損傷した場合に、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位が確実に確保されていることを確認するため、ペDESTAL (ドライウエル部) に注水することで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、ペDESTAL (ドライウエル部) 床面に落下する熔融炉心を冷却し、MCC I の抑制を図る。

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、MCC I の抑制を図る。

さらに、原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心が、ペDESTAL (ドライウエル部) に設置され

た格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し、局所的にコンクリートが侵食されることを防止するため、格納容器ドレンサンプの形状を変更し、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面を平坦化するとともに、溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びペDESTAL（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。また、コリウムシールド内は格納容器床ドレンサンプとして用いるために、ペDESTAL（ドライウエル部）内に設ける排水の流入口をスワンネック構造とする。

なお、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えるとともに、MCCIの抑制効果に期待できる深さを考慮してペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持する。

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系によりペ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
- ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（格納容器下部注水系（可搬型）として使用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器下部注水系（可搬型）として使用）
- ・西側淡水貯水設備
- ・代替淡水貯槽
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・格納容器下部注水系配管・弁
- ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

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、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

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

- ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

- ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

- ・原子炉格納容器

- ・コリウムシールド

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

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
- ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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、原子炉格納容器床ドレン系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水で使用する設備のうち、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、西側淡水貯水設備、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、原子炉格納容器床ドレン系配管・弁、原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁、ホース、原子炉格納容器、コリウムシールド、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給油設備は重大

事故等対処設備として位置付ける。

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, 添付資料1.8.9)

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付ける。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) へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・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) へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.8.2)

## 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、原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系 (常設)，低圧代替

注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系、補給水系及びほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

原子炉隔離時冷却系を設計基準事故及び重大事故等時の対処に用いる場合の水源は、サプレッション・チェンバである。また、原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源は、サプレッション・チェンバのほかに復水貯蔵タンクもあるが、サプレッション・チェンバを優先して使用する。なお、復水貯蔵タンクを使用する場合のサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの切替え手順については、「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。

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・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・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
- ・燃料給油設備

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・チェンバ
- ・ 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
- ・ 燃料給油設備

iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 残留熱除去系 C 系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

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。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・西側淡水貯水設備
- ・代替淡水貯槽
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・残留熱除去系C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
- ・燃料給油設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

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
- ・サブプレッション・チェンバ

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 代替循環冷却系配管・弁
- ・ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水系ストレーナ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

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 B 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
- ・ 燃料給油設備

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压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 B 系配管・弁
- ・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
- ・燃料給油設備

viii) 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

ほう酸水注入系による原子炉压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
- ・燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、サプレッション・チェンバ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔

離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉压力容器，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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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・チェンバ，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，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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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C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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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，低压代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ，低压代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，低压代替注水系配管・弁，残留熱除去系C系配管・弁，低压炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ，ホース，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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、サブレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、原子炉圧力容器、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、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付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

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

使用可能であれば、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、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，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・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、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.8.2)

#### 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>※2</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)」，「AM設備別操作手順書」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)。

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

(添付資料1.8.3)

### 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）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため代替淡水貯槽を水源とした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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、**水位確保操作**を実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

#### (a) 手順着手の判断基準

##### 【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

##### 【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※2</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化<sup>※3</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、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 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：「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（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

（添付資料1.8.8）

#### (b) 操作手順

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-1図に、タイムチャートを第1.8-2図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な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の電源切替え操作を実施し、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、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉している場合は、開とする。
- ④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する。
- ⑤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）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥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。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、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

タル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とする。

⑨運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水の開始を指示する。

**【ペDESTAL（ドライウェル部）水位確保】**

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水】**

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報

告する。

⑬発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑭<sup>a</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

⑭<sup>b</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m<sup>3</sup>/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、17分以内と想定する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

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

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

b. 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）

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合，原子炉格納容器の破損を防止するため西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷を判断した場合において，ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため，**水位確保操作**を実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため，ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

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，ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

**なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口及び高所東側接続口を任意に選択できる構成としている。**

(a) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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）手順の概要は以下のとおり。なお，水源から接続口までの格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.8-3図に，タイムチャートを第1.8-4図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に  
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災害対策本部長代理は，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災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な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の電源切替え操作を実施し、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の表示灯が点灯したことを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉している場合は、開とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するために必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- 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。
- ⑨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。

⑩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とする。

⑪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。

⑫発電長は、災害対策本部長代理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。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理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。

⑭災害対策本部長代理は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は

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代理に報告する。

⑰災害対策本部長代理は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことの確認を指示する。

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】**

⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し、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を格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】**

⑳運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳ 発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

㉑<sup>a</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

㉑<sup>b</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

【高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保

の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

【高所東側接続口を使用した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】

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

【高所西側接続口を使用した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】

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

【原子炉建屋東側接続口を使用した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】

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

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.8.4)

c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）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ができない場合に、原子炉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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、**水位確保操作**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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火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（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(b) 操作手順

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

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，運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な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の電源切替え操作を実施し，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、ペDESTAL（ドライウエル部）への  
流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が  
開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉  
している場合は、開とする。

④運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウ  
エル部）への注水に必要な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。

⑤運転員等は、発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル  
部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑥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。

⑦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とす  
る。

⑧運転員等は、発電長に消火系によるペDESTAL（ドライウエル  
部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示す  
る。

⑩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約0.79MPa [gage] 以  
上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル  
部）への注水の開始を指示する。

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

ライン隔離弁を開とする。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

⑬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、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

⑭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、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

⑯<sup>a</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により

ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

⑩<sup>b</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m<sup>3</sup>/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、54分以内と想定する。

【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】

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

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室

温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.8.4)

d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、**水位確保操作**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）に注水を実施する。

サブプレッション・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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順の概要は以下のとおり。

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，運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な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の電源切替え操作を実施し，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，ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。
- 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する。

- ⑤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）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ⑦災害対策本部長代理は、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。
- ⑧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。
- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理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。
- ⑩災害対策本部長代理は、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。
- ⑪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）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑫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とする。
- ⑬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とする。
- ⑭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とする。
- ⑮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）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑯発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑰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約 0.84MPa [gage] 以上であるこ

とを確認した後、発電長に報告する。

- ⑱発電長は、運転員等に補給水系よるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の開始を指示する。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

- ⑲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、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位（高さ1m超検知用）が1mを超える水位を検知したことを確認した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ベント管を通じた排水により水位が低下し、一定の時間遅れで排水弁が自動で閉となることを確認する。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

- ⑳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、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

- ㉑発電長は、運転員等にペDESTAL（ドライウエル部）の熔融炉心堆積高さに応じたペDESTAL（ドライウエル部）への注水を指示する。

- ㉒<sup>a</sup> 熔融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、熔融炉心堆積高さが格納容器下部水

温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m未満であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を0.5m～1.0mに維持し、発電長に報告する。

②<sup>b</sup> 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m<sup>3</sup>/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、108分以内と想定する。

【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】

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

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

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

(添付資料1.8.4)

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-25図に示す。

全交流動力電源が喪失し、炉心損傷が発生した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流動力電源を確保し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施する。また、原子炉圧力容器の破損が発生した場合は、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。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペDESTAL（ドライウエル部）の水位確保操作が並行して実施できない場合は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への水張りを実施する。

格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により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。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）へ

の注水手段は、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段と同時並行で準備を開始する。

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場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合に実施する。

（添付資料1.8.5, 添付資料1.8.6, 添付資料1.8.7）

#### 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。

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、原子炉底部からジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上まで水位を回復させるために必要な原子炉注水量を注水する。その後、原子炉水位をL0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。

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・復水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-9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，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は，発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

④発電長は，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁，

原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開とし、原子炉隔離時冷却系ポンプを起動させ、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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L0以上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L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから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3分以内と想定する。

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

b. 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、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圧力容器への注水ができない場合は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、

サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

高压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。

概要図を第1.8-11図に、タイムチャートを第1.8-12図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高压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、高压代替注水系による原子炉压力容器への注水に必要な原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の電源切替え操作を実施し、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、高压代替注水系による原子炉压力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に高压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、運転員等に高压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 S A 蒸気止め弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、高压代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長に高压代替注水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。
- ⑨発電長は、運転員等に高压代替注水系による原子炉压力容器への

注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、 高压代替注水系タービン止め弁を開とし、 常設高压代替注水系ポンプを起動させ、 原子炉压力容器への注水が開始されたことを高压代替注水系系統流量の流量上昇で確認した後、 発電長に報告する。

⑪発電長は、 運転員等に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位L 0以上に維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、 原子炉压力容器内の水位を原子炉水位L 0以上に維持し、 発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、 作業開始を判断してから高压代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで10分以内と想定する。

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

c. 低压代替注水系（常設）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压の場合において、 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、 低压代替注水系（常設）により原子炉压力容器への注水を実施する。また、 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の場合において、 原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、 低压代替注水系（常設）の運転状態確認後、 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、 ほう酸水注入系により原子炉压力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で，代替淡水貯槽の水位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。

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系注入弁の電源切替え操作を実施し，残留熱除去系C系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- 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，運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系ポンプ（C）の操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）の使用モー

ドを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。

⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプの起動が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉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系注入弁を開とし、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内と想定する。

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

d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧代替注水系（可搬型）の運転状態確認後，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，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位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）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお，水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.8-15図に，タイムチャートを第1.8-16図に示す（残

留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレー系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑩以外同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理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災害対策本部長代理は、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災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレー系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレー系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系C系注入弁又は低圧炉心スプレー系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉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。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（C）又は低圧炉心スプレー系ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑧運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧

力容器への注水準備が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑩<sup>a</sup> 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉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系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開とする。

⑩<sup>b</sup> 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合

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とする。

⑪運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉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。

⑫発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系（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。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系

(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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、低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし、低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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代理に報告する。

⑰災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が開始されたことの確認を指示する。

⑲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(常設ライン用)、(常設ライン狭帯域用)又は低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)、(可搬ライン狭帯域用)の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系(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。

㉑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L0以上に維持するように指示する。

㉒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L0以上に維持し、発電

長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、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数及び所要時間は以下のとおり。

【残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内と想定する。

【残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内と想定する。

【低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内と想定する。

【低圧炉心スプレー系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.8.4)

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は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、代替循環冷却系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、常設低圧代替注水系ポンプ又は西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系は残留熱除去系B系配管を用いるため、残留熱除去系B系配管を使用しない代替循環冷却系ポンプ（A）を優先して使用する。また、注水を行う際は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，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で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替循環冷却系 A 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（代替循環冷却系 B 系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。

概要図を第1.8-17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，運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系 A 系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系 A 系注入弁の電源切替え操作を実施し，残留熱除去系 A 系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系 A 系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。
- ④運転員等は，発電長に代替循環冷却系 A 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，運転員等に代替循環冷却系 A 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、残留熱除去系ポンプ（A）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、残留熱除去系A系注水配管分離弁、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉とする。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁を開とする。
- ⑨運転員等は、発電長に代替循環冷却系A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。
- ⑩発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプ（A）の起動を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系A系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を開とした後、代替循環冷却系A系注入弁を開するとともに、代替循環冷却系A系テスト弁を閉する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0

以上に維持するように指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370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は、消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、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、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，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で，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が必要な火災が発生していない場合。

(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。

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。

- 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電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は，発電長に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は，運転員等に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。
- ⑤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とする。
- ⑥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。
- ⑦発電長は，運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

- ⑧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約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- 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、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開とする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開とする。
- 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。
- 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L0以上に維持するように指示する。
- 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L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保

し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.8.4)

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は、補給水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補給水系の運転状態確認後、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、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）が受電され、緊急用M/Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）2C又はMCC 2Dの受電が完了し、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で、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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。

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，運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③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準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ⑤災害対策本部長代理は，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。
- ⑥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。
- ⑦重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理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。
- ⑧災害対策本部長代理は，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。
- ⑨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。
- ⑩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とする。
- ⑪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とする。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開とする。

⑬運転員等は、発電長に補給水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。

⑭発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑮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約0.84MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑯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压力容器への注水の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開とし、原子炉压力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑱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L0以上に維持するように指示する。

⑲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L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉压力容器への注水開始まで110分以内と想定する。

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

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

h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

全交流動力電源喪失時、損傷炉心への注水を行う場合、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dの受電が完了し、損傷炉心に注水を実施する場合。

(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。

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する。

③運転員等は、発電長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が完了したことを報告する。

④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。

⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう

酸水注入ポンプ（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A又は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。）を実施し、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。

⑥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し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水が全量注入されたことを確認した後、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）の停止を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内と想定する。

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

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-26図に示す。

全交流動力電源が喪失し、炉心損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の場合は、所内常設直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉隔離時冷却系が使用できない場合は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保し、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁により減圧し、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

注水を行う際は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により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同時並行で実施する。

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備

を開始する。

なお、消火系による原子炉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場合に実施する。

また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に実施する。

(添付資料1.8.5, 添付資料1.8.6)

#### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁による減圧手順については、「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」にて整備する。

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

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「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。

水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び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。

西側淡水貯水設備及び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となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、復水移送ポンプ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、代替循環冷却系ポンプ、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として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替

交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	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	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 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料給油設備※ <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-3a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		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	可搬型代替注水中型ポンプ※ <sup>2</sup> 可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>2</sup> 西側淡水貯水設備※ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽※ <sup>2</sup> ホース 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 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> 燃料給油設備※ <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-3a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※<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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※2 多目的タンク※2 消火系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－3 a」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 補給水系による	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※2 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 原子炉格納容器床ドレン系配管・弁 原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料給油設備※3	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－3 a」等 AM設備別操作手順書 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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源)	原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ <sup>※2</sup> 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <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> 燃料給油設備 <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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ <sup>※2</sup> 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> 燃料給油設備 <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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系(常設)による	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C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 燃料給油設備 <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」等  AM設備別操作手順書  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。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心のベDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	低圧代替注水系 (可搬型) による 原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ※ <sup>2</sup> 可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>2</sup> 西側淡水貯水設備※ <sup>2</sup> 代替淡水貯槽※ <sup>2</sup> ホース 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C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※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料給油設備※ <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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		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 サブプレッション・チェンバ※ <sup>2</sup> 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 残留熱除去系海水系ポンプ※ <sup>1</sup> 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※ <sup>1</sup> 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料給油設備※ <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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		自主対策設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ <sup>1</sup>		
		原子炉圧力容器による 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 ろ過水貯蔵タンク※ <sup>2</sup> 多目的タンク※ <sup>2</sup> 消火系配管・弁 残留熱除去系B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> 燃料給油設備※ <sup>3</sup>	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデン ト) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領

※<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となる水の供給手順等」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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/5）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	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	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	原子炉圧力容器への注水 補給水系による	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※ <sup>2</sup> 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B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> 燃料給油設備※ <sup>3</sup>	自主対策設備  非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		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※ <sup>2</sup> 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※ <sup>3</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>3</sup> 燃料給油設備※ <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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領

※<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。

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)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 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) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器下部注水流量
		補機監視機能	常設低压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

監視計器一覧 (2/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 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) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉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
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧 (3/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 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. 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉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
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		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

監視計器一覧 (4/12)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 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. 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3a」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉格納容器内の温度	格納容器下部水温 (水温計兼デブリ落下検知用) 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉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
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用)
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) 格納容器下部水位 (満水管理用) 格納容器下部雰囲気温度
		原子炉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
		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

監視計器一覧 (5/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペ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			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		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
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位

監視計器一覧 (6/12)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 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			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量
		補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位

監視計器一覧 (7/12)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 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			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)
		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

監視計器一覧 (8/12)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 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 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)			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)
		水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位

監視計器一覧 (9/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペ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			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確保	サプレッション・プール水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		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
		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

監視計器一覧 (10/12)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 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 f. 消火系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		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

監視計器一覧 (11/12)

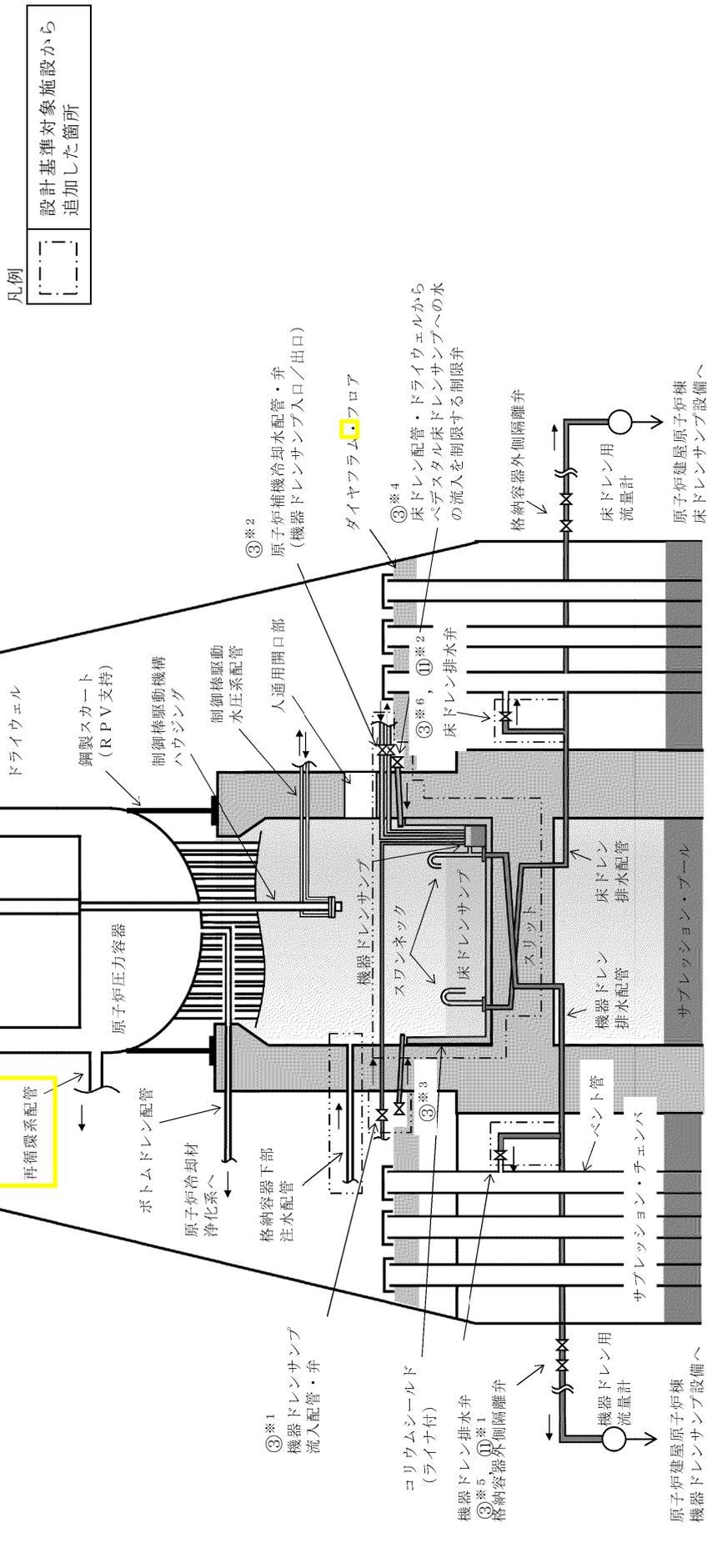
手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量
		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

監視計器一覧 (12/12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心のペ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			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (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)
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧
	操作	原子炉压力容器内の水位	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)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力

第1.8-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	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MCC
	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MCC MCC 2D系
	原子炉隔離時冷却系（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 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2A
	高圧代替注水系（蒸気系） 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
	高圧代替注水系（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 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
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系
	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
	ほう酸水注入ポンプ	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
	ほう酸水注入系 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



凡例

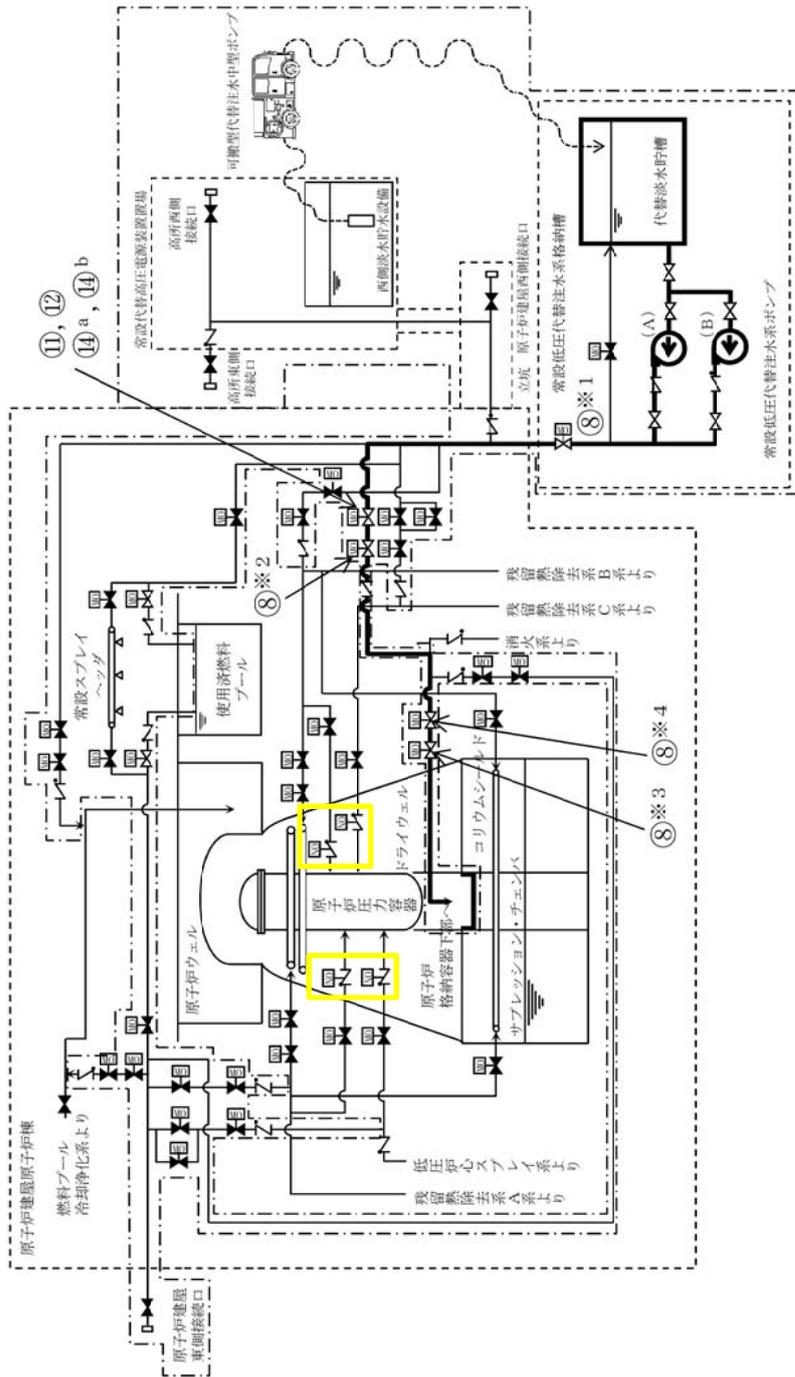
設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
③※1, ③※2, ③※3, ③※4	制限弁
③※5, ③※6, ⑩※1, ⑩※2	排水弁

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

第1.8-1図 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（1/2）

凡例		ポンプ
	MO	電動駆動
	NO	室素駆動
		弁
		逆止弁
	---	ホース
	[ ]	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧※4	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑧※2	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑩, ⑫, ⑭ <sup>a</sup> , ⑭ <sup>b</sup>	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑧※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

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

第1.8-1図 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドラワイエール部）への注水 概要図（2/2）

		経過時間 (分)												備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	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 17分													
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	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	2	必要な負荷の電源切替え操作												
			排水弁開操作												
			系統構成、注水開始操作												

		経過時間 (分)												備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL（ドライウエル部）の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL（ドライウエル部）への注水停止													
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	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	2	注水停止操作												

		経過時間 (分)												備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ベント管より排水後、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位 1.0m 到達 1分 ベント管より排水停止確認													
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	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	2	排水弁自動閉確認												

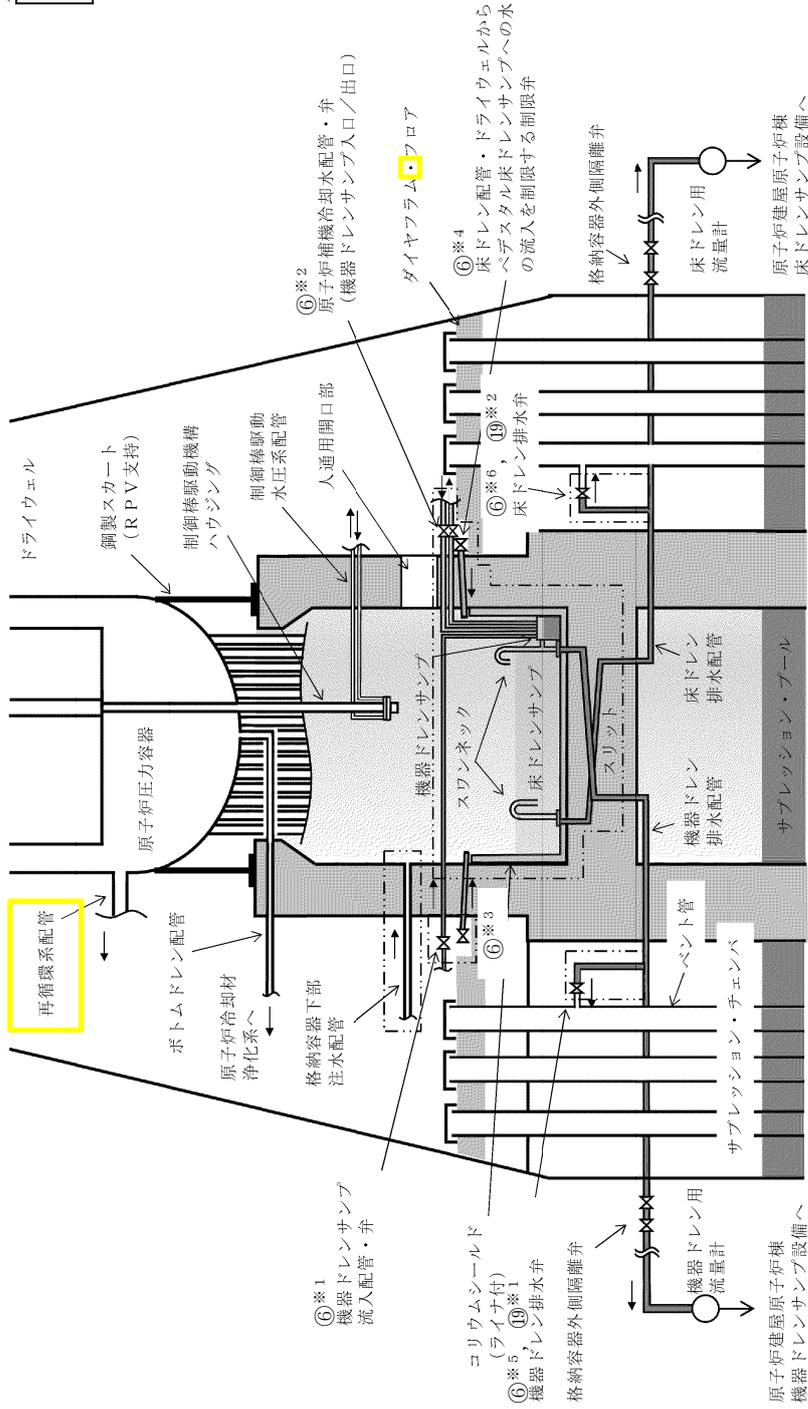
【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

		経過時間 (分)												備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心堆積高さに応じた注水													
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	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	2	注水開始操作												

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

第1.8-2図 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 タイムチャート

凡例



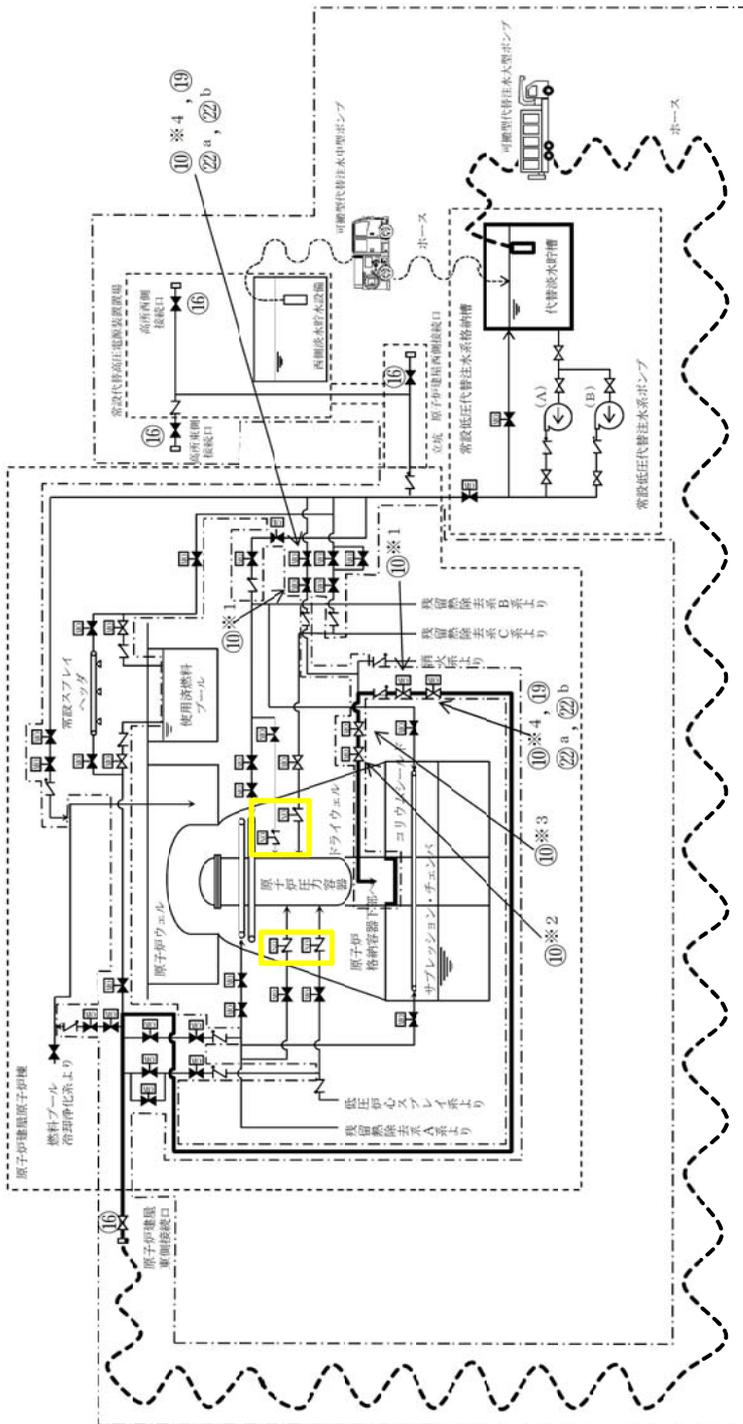
操作手順	弁名称
⑥※1, ⑥※2, ⑥※3, ⑥※4	制限弁
⑥※5, ⑥※6, ⑩※1, ⑩※2	排水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

### 第1.8-3図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドラウエル部）への注水（淡水／海水） 概要図（1／2）

凡例		ポンプ
		電動駆動
		窒素駆動
		弁
		逆止弁
		ホース
		設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑩※1	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	⑩※4, ⑱, ⑳a, ㉑b	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
⑩※2	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑱	原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁
⑩※3	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁		

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

第1.8-3図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水） 概要図（2／

		経過時間 (分)																			備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190		200	210	220	
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) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 215分																							
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)  (高所東側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																							
	重大事故等 対応要員	8																							代替淡水貯槽からの送水

【ホース敷設 (代替淡水貯槽から高所東側接続口) の場合は 412分】

		経過時間 (分)												備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止												
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)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												

		経過時間 (分)												備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペント管より排水後、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m 到達 1分 ペント管より排水停止確認												
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)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												

【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】

		経過時間 (分)												備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じた注水 注水開始操作												
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)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-4図 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) タイムチャート (1/4)

		経過時間 (分)														備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150
手順の項目	実施箇所・必要要員数	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 140分															
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)  (高所西側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) <b>水位確保</b> の場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作	排水弁開操作	系統構成												
	重大事故等 対応要員	8	準備	ホース積込み, 移動 (南側保管場所~西側淡水貯水設備 周辺), ホース荷卸し	西側淡水貯水設備蓋開放, 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										西側淡水貯水設備から の送水

【ホース敷設 (西側淡水貯水設備から高所西側接続口) の場合は 70m】

		経過時間 (分)												備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止												
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)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1				注水停止操作								

		経過時間 (分)												備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペント管より排水後, ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m 到達 1分 ペント管より排水停止確認												
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)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	排水弁自動閉確認											

【ペDESTAL (ドライウエル部) **水位確保**】

		経過時間 (分)												備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じた注水												
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 (淡水/海水)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	注水開始操作											

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-4図 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) タイムチャート (2/4)

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	110	120	490	500	510		520	530
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)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 535分														
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)  (原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL(ドライウエル部)への注水(水位確保の場合))	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替え操作	排水弁開操作	系統構成											
	重大事故等対応要員	8	準備	ホース積込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し	代替淡水貯槽蓋開放, 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								

【ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は542m】

		経過時間(分)												備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.05m到達 4分 ペDESTAL(ドライウエル部)への注水停止														
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)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	注水停止操作													

		経過時間(分)												備考		
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペント管より排水後, ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.0m到達 1分 ペント管より排水停止確認														
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)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	排水弁自動閉確認													

【ペDESTAL(ドライウエル部) 水位確保】

		経過時間(分)												備考		
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心堆積高さに応じた注水														
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(淡水/海水)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	注水開始操作													

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水】

第1.8-4図 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) タイムチャート(3/4)

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	90	170	180	260	270	280	320	330	
手順の項目	実施箇所・必要員数	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 320分															
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)  (原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) <b>水位確保</b> の場合)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替え操作 排水弁開操作 系統構成														
	重大事故等対応要員	8	準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, 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														西側淡水貯水設備からの送水

【ホース敷設(西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口)の場合は 881m】

		経過時間(分)												備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12				
手順の項目	実施箇所・必要員数	ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.05m到達 4分 ペDESTAL(ドライウエル部)への注水停止															
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)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	注水停止操作														

		経過時間(分)												備考			
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6				
手順の項目	実施箇所・必要員数	ペント管より排水後, ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.0m到達 1分 ペント管より排水停止確認															
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)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	排水弁自動閉確認														

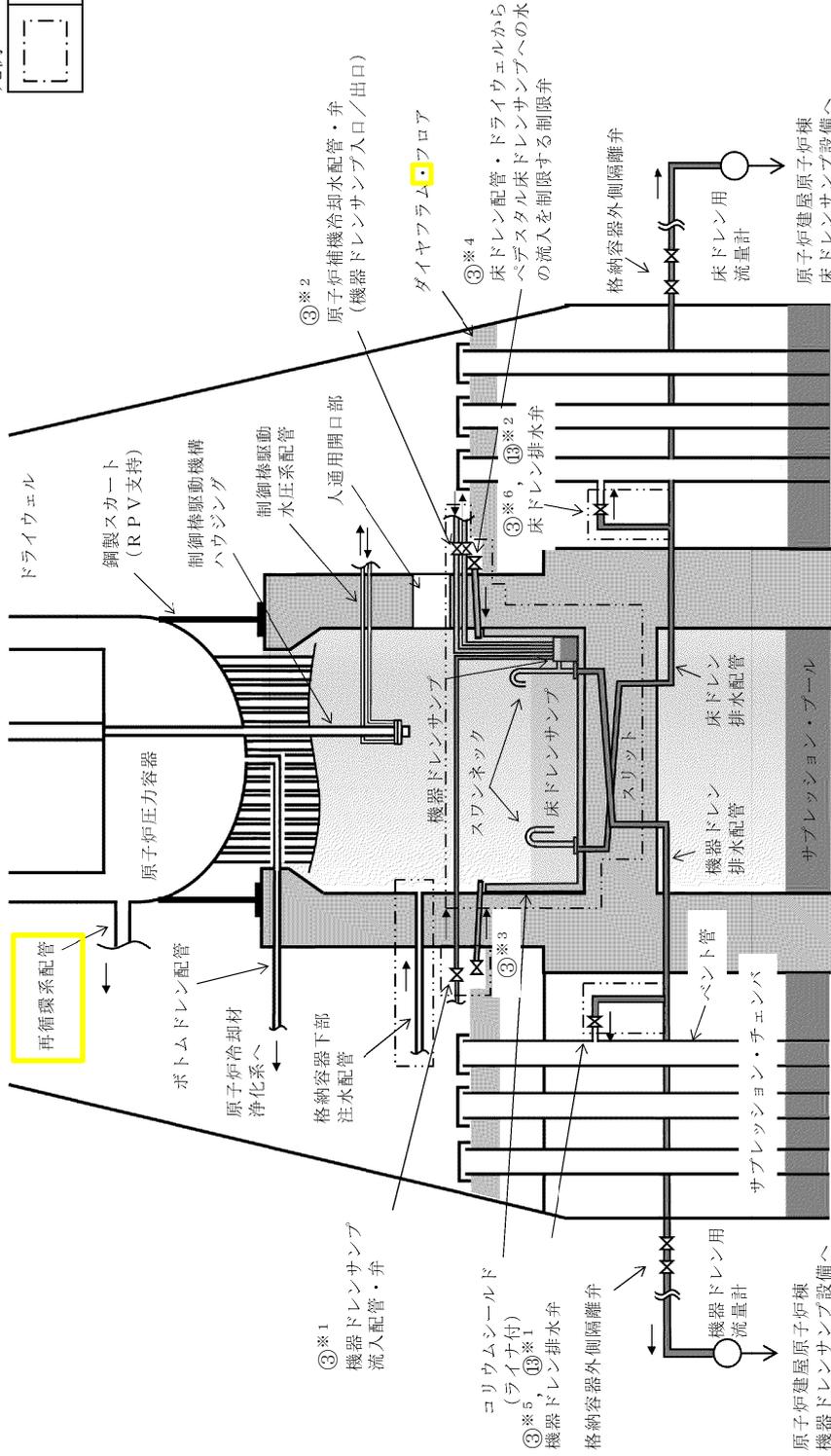
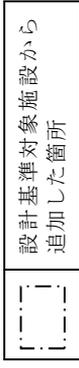
【ペDESTAL(ドライウエル部) **水位確保**】

		経過時間(分)												備考			
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6				
手順の項目	実施箇所・必要員数	ペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL(ドライウエル部)の溶融炉心堆積高さに応じた注水															
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(淡水/海水)	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	注水開始操作														

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水】

第1.8-4図 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) タイムチャート(4/4)

凡例



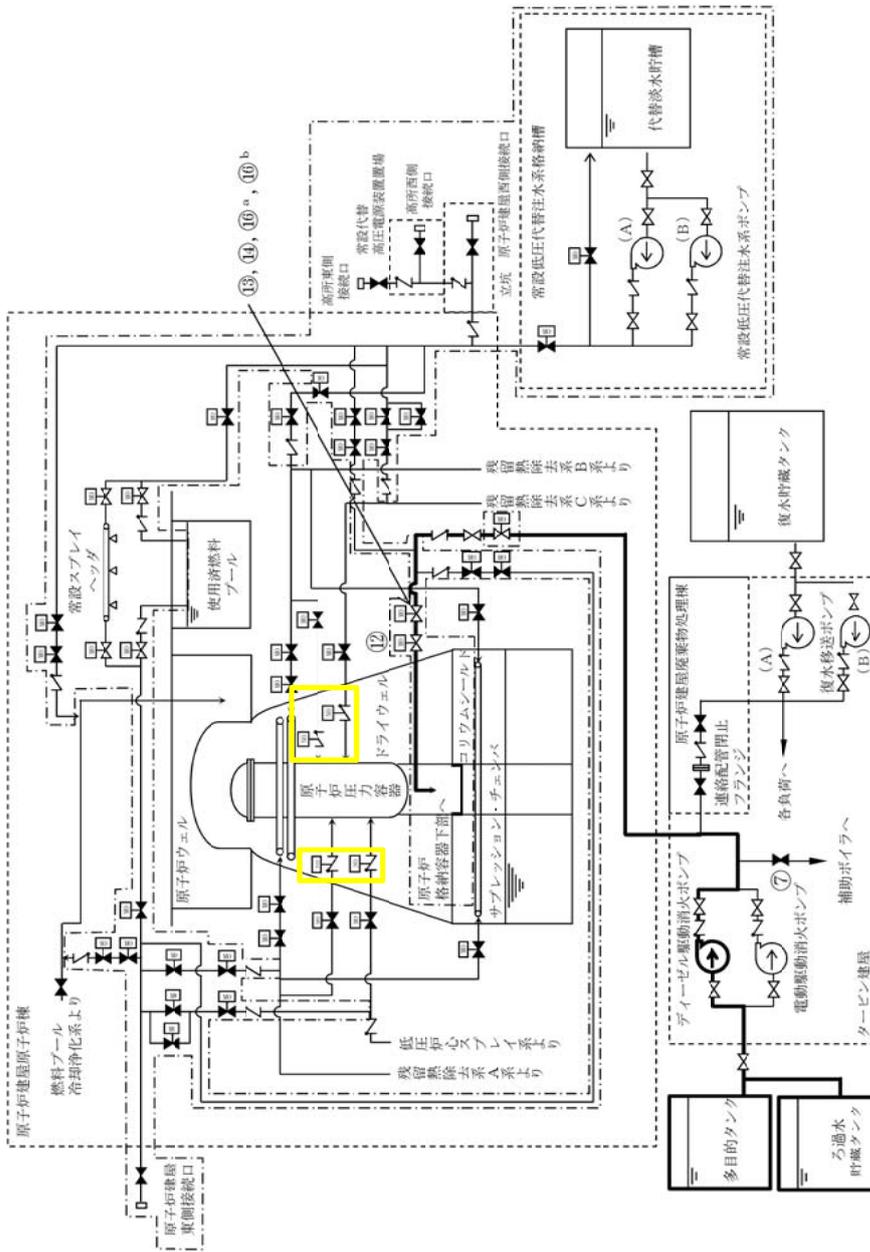
操作手順	弁名称
③※1, ③※2, ③※3, ③※4	制限弁
③※5, ③※6, ⑩※1, ⑩※2	排水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

第1.8-5図 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（1/2）

凡例		ポンプ
		電動駆動
		窒素駆動
		弁
		逆止弁
		設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦	補助ボイラ冷却水元弁	⑬, ⑭, ⑯ <sup>a</sup> , ⑰ <sup>b</sup>	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁
⑱	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁		

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup> ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第1.8-5図 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（2/2）

		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	消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 54分										
消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	必要な負荷の電源切替操作		排水弁開操作		系統構成, 注水開始操作						
	運転員等 (当直運転員) (現場) 2	移動, 系統構成										

		経過時間 (分)												備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止													
消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	注水停止操作													

		経過時間 (分)												備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m 到達 1分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止確認													
消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	排水弁自動閉確認													

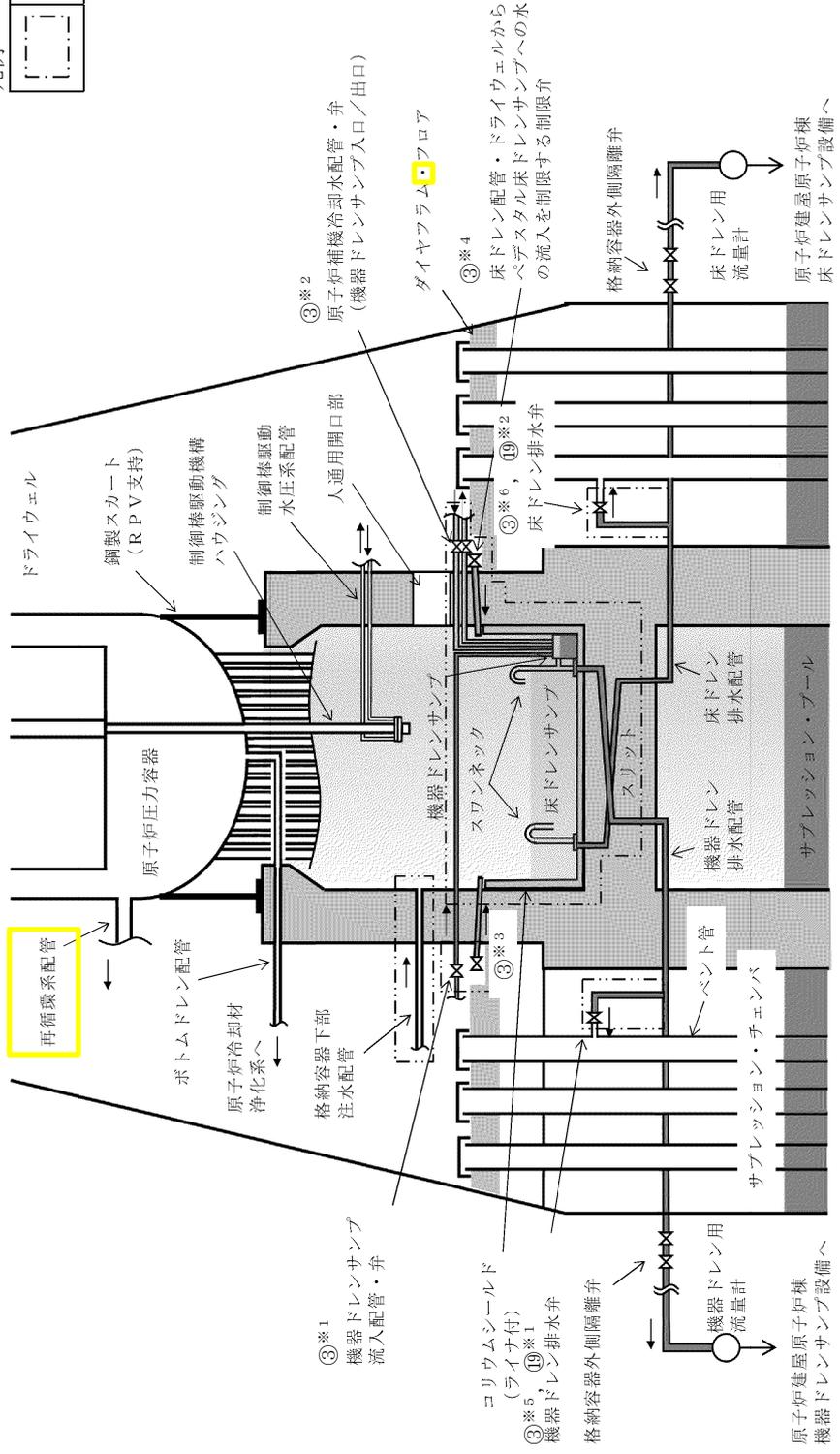
【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】

		経過時間 (分)												備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じた注水													
消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	注水開始操作													

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-6図 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 タイムチャート

凡例



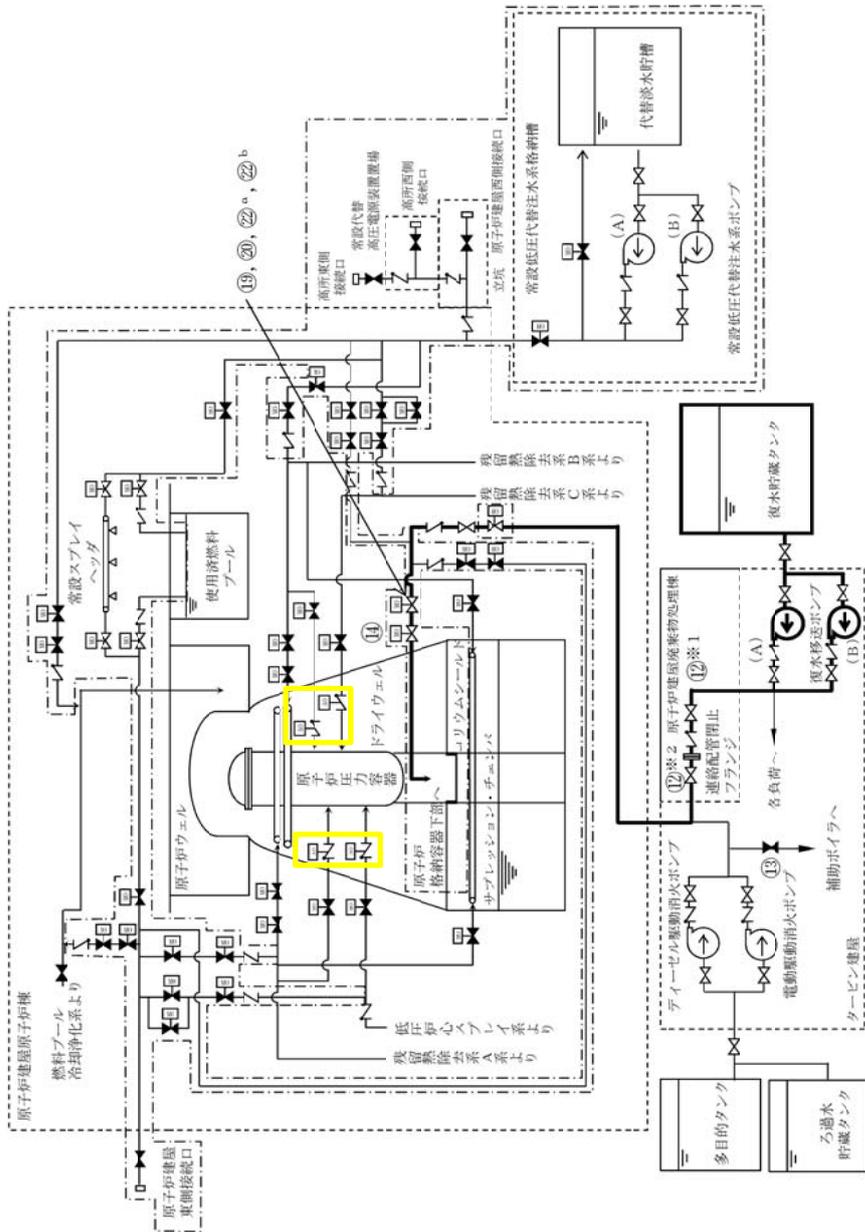
操作手順	弁名称
③*1, ③*2, ③*3, ③*4	制限弁
③*5, ③*6, ⑩*1, ⑩*2	排水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。  
 ○\*1～：同一操作手順番号内に複数の対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-7図 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（1/2）

凡例

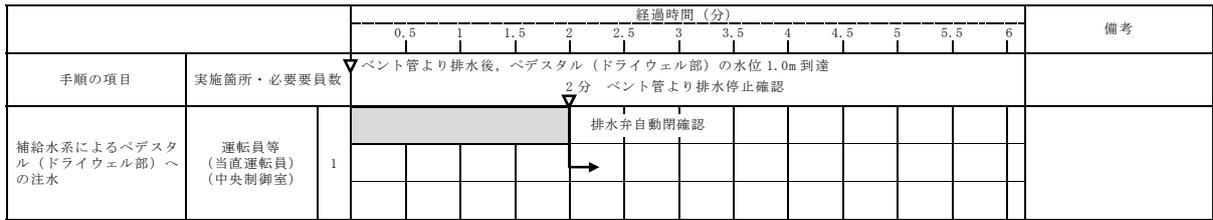
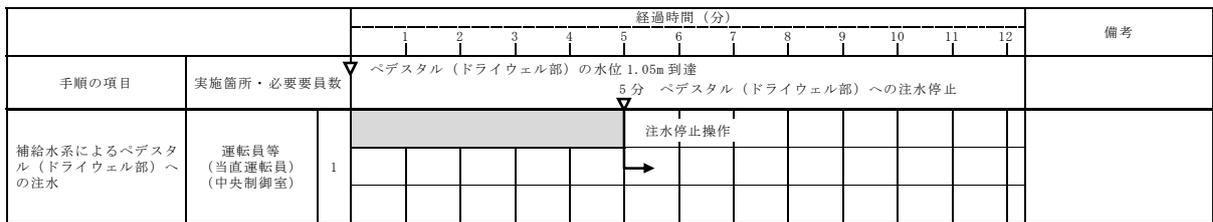
	ポンプ
	電動駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑫※1, ⑫※2	補給水系一消火系連絡ライン止め弁	⑭	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁
⑬	補助ボイラ冷却水元弁	⑮, ⑳, ㉑a, ㉑b	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁

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

第1.8-7図 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水 概要図（2/2）

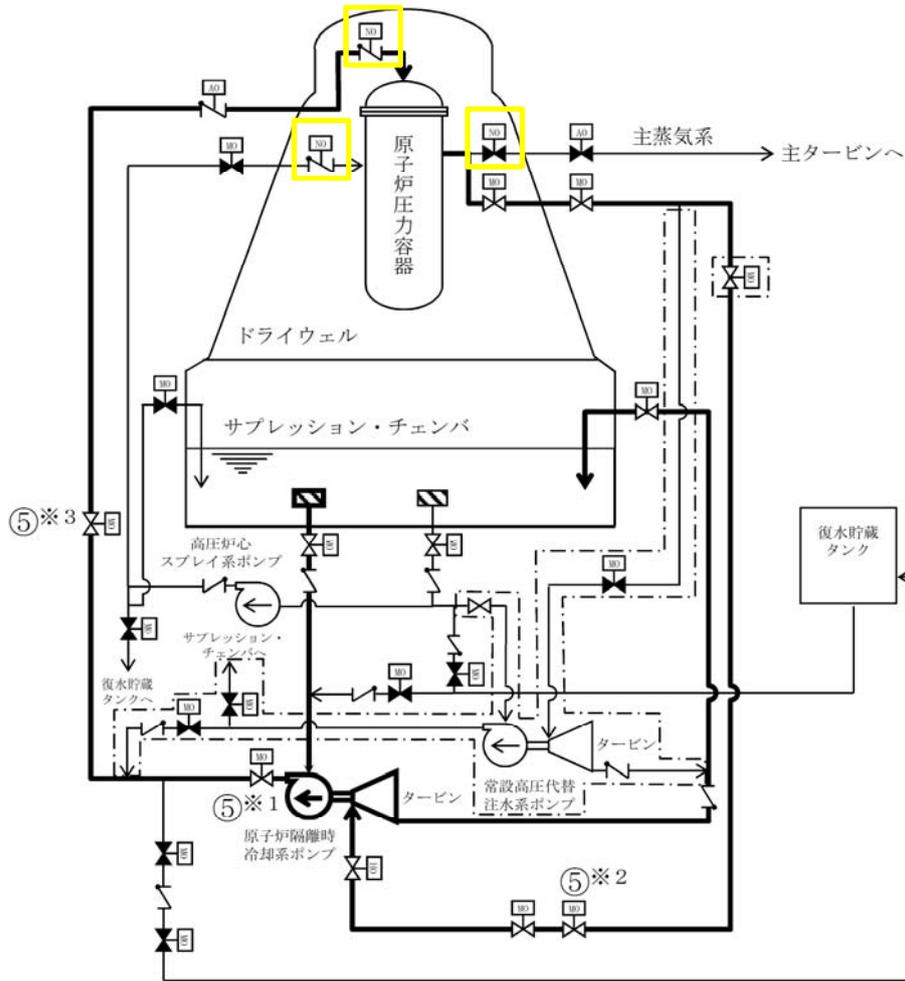


【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】



【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-8図 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 タイムチャート



凡例

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

操作手順	弁名称
⑤※1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑤※2	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑤※3	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

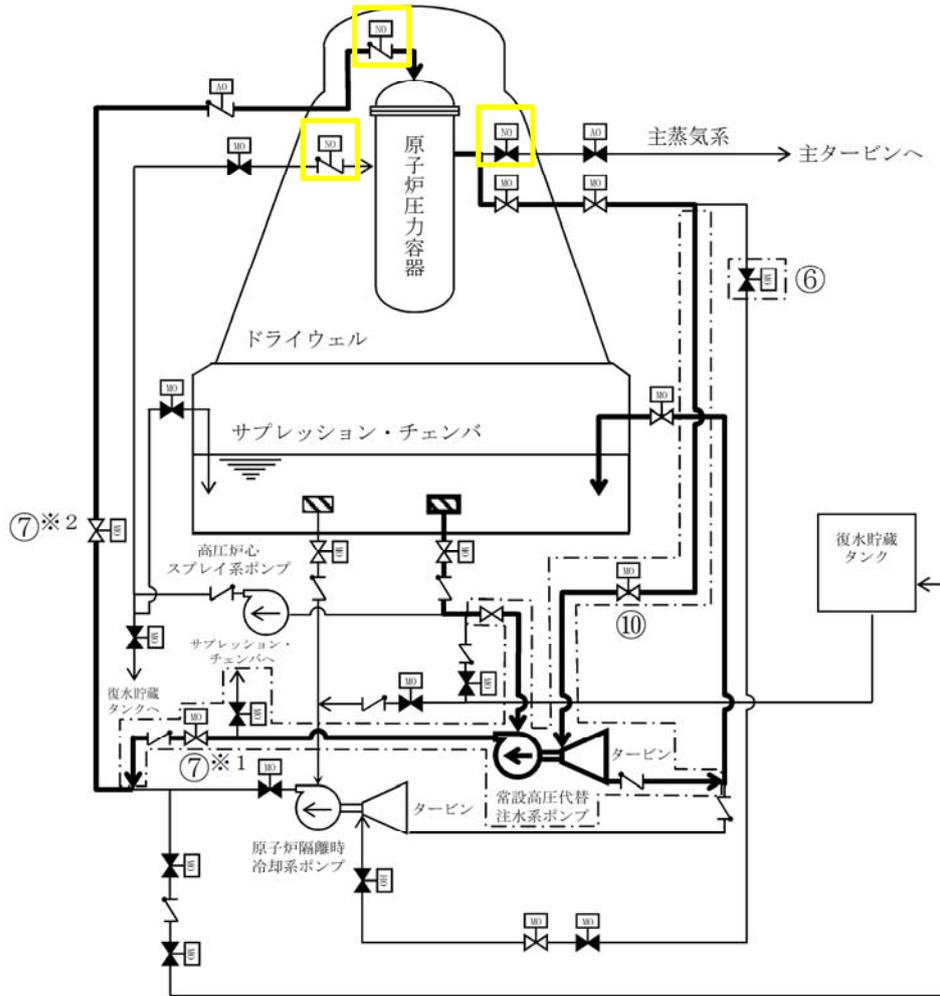
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-9 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	
		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	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 3分											
原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1											

第 1.8-10 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



凡例

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

操作手順	弁名称
⑥	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
⑦*1	高圧代替注水系注入弁
⑦*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑩	高圧代替注水系タービン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

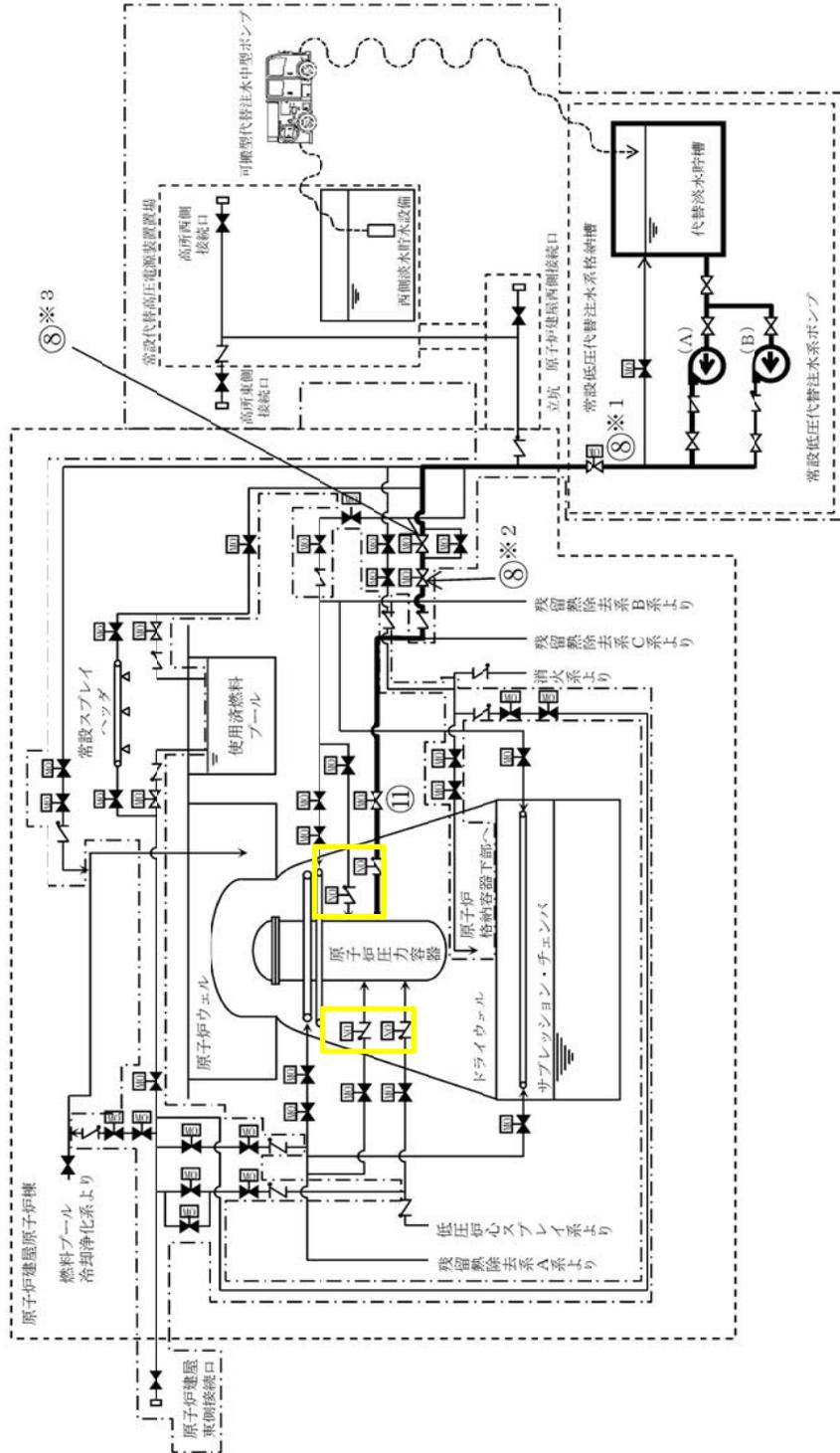
○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-11 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
		2	4	6	8	10	12	14	16	18		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 10分										
高圧代替注水系による 原子炉压力容器への注 水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	必要の電源切替え操作										
		系統構成、注水開始操作										

第 1.8-12 図 高圧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

凡例		ポンプ
		電動駆動
		窒素駆動
		弁
		逆止弁
		ホース
		設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	常設低圧代替注水系統分離弁	⑧※3	原子炉压力容器注水流量調整弁
⑧※2	原子炉注水弁	⑩	残留熱除去系C系注入弁

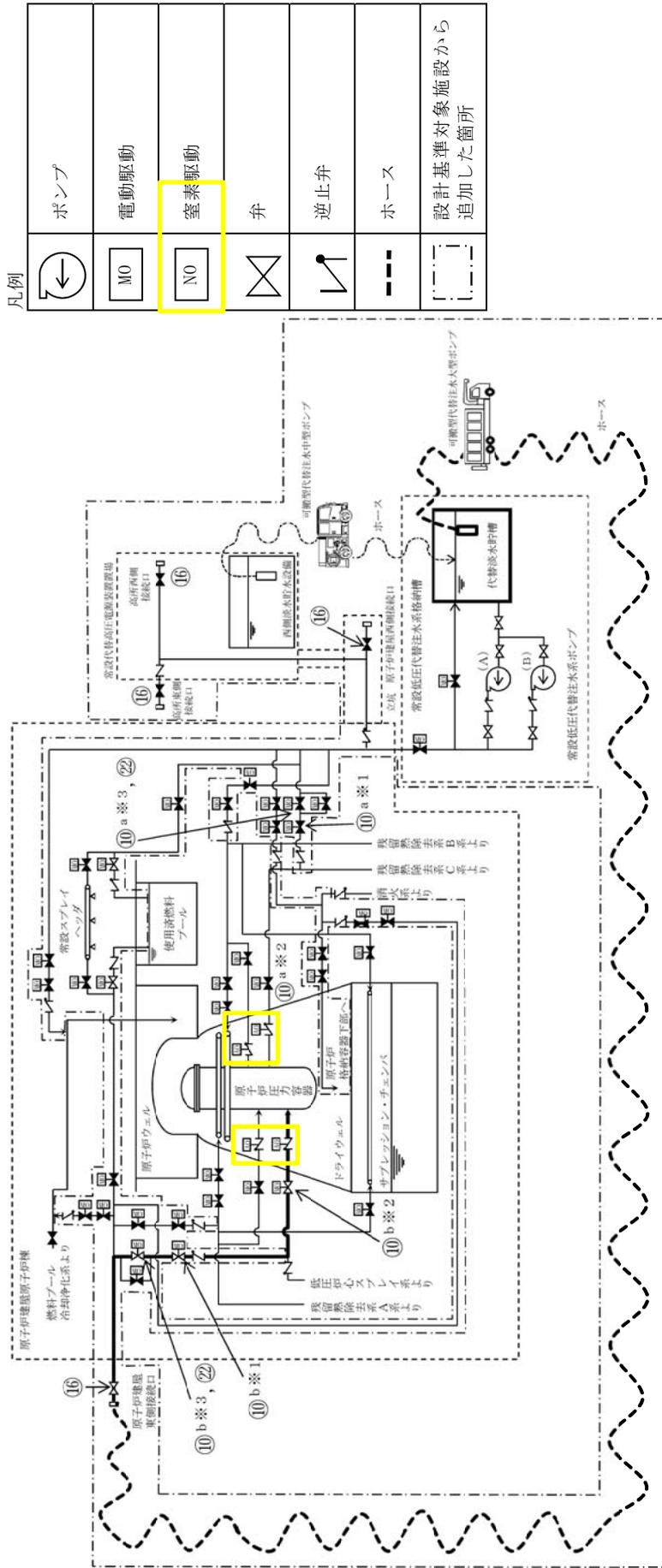
記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

第1.8-13図 低圧代替注水系（常設）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	10	11	12	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ↓ 7分												
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	運転員等（当直運転員）（中央制御室） 2	必要負荷の電源切替操作				系統構成、注水開始操作								
						→								

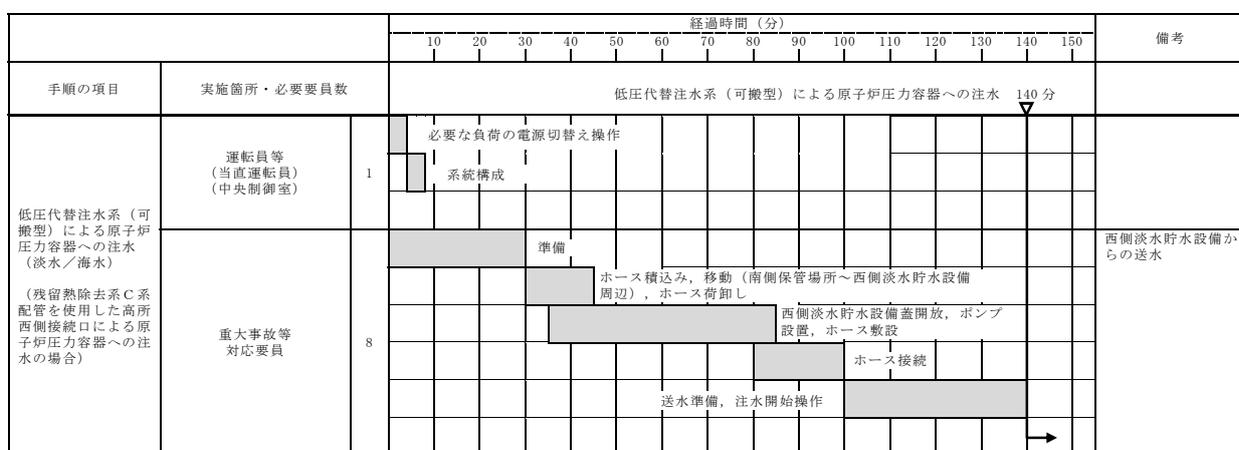
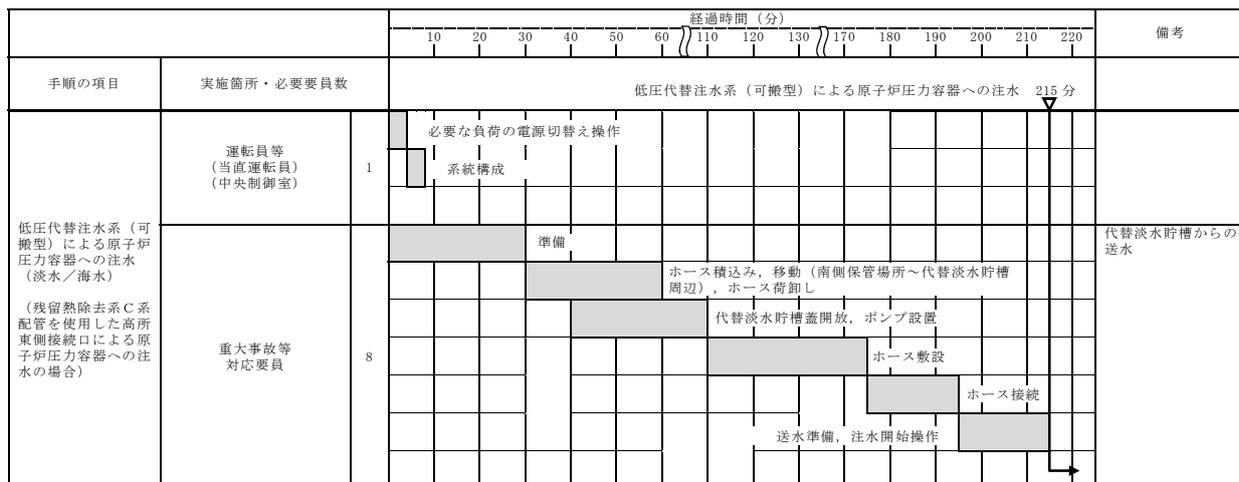
第1.8-14図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑩a※1, ⑩b※1	原子炉注水弁	⑩a※3, ⑩b※3, ②	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩a※2	残留熱除去系C系注入弁	⑩b	原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁
⑩b※2	低圧炉心スプレイス系注入弁		

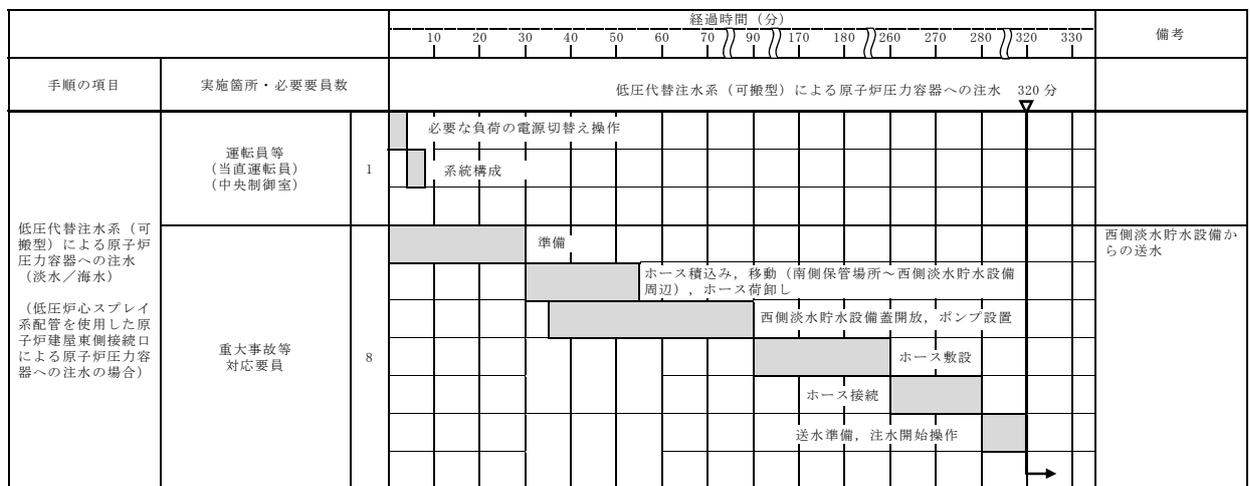
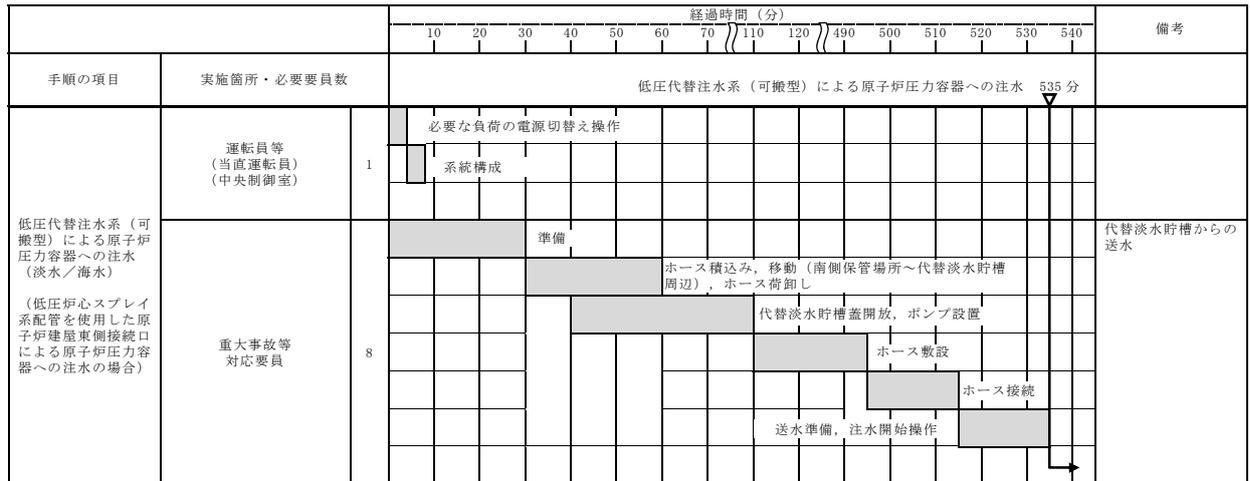
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○ ※ 1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-15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



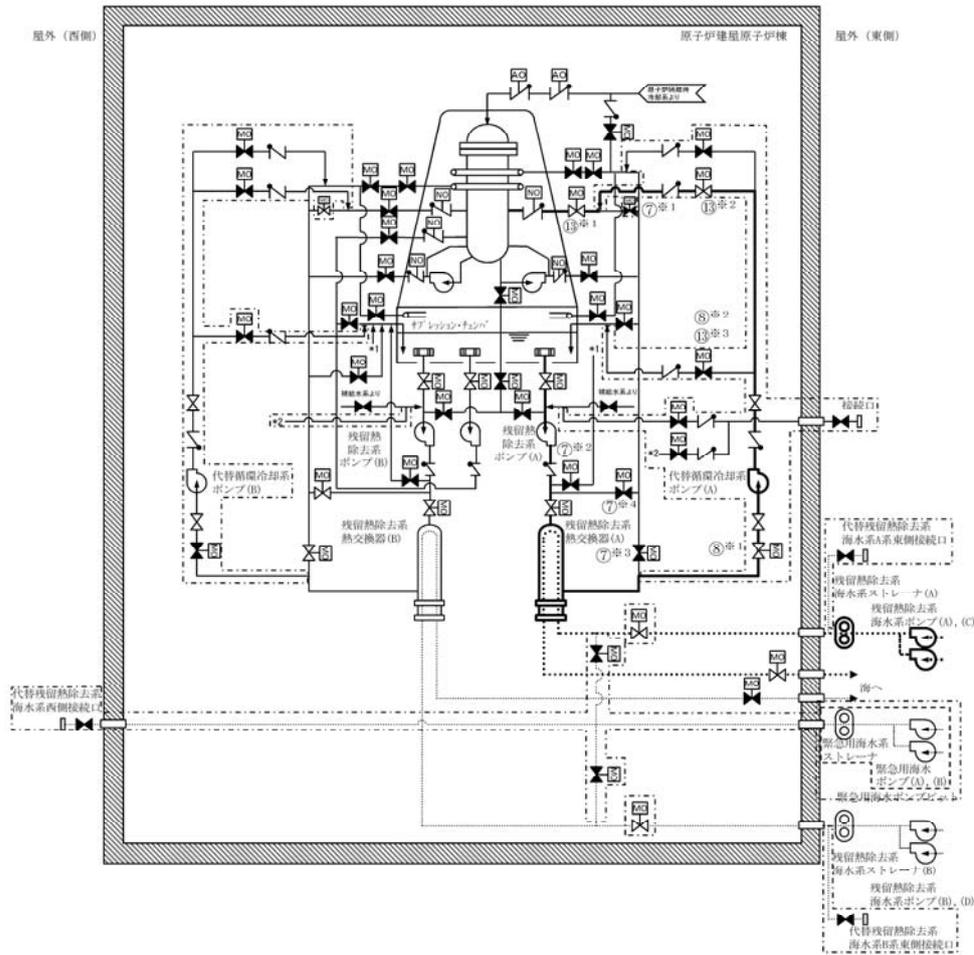
【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m、ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

第1.8-16図 低压代替注水系（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（1/2）



【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は 542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は 881m】

第1.8-16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（2/2）



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑦ <sup>※1</sup>	残留熱除去系A系注水配管分離弁
⑦ <sup>※2</sup>	残留熱除去系A系ミニフロー弁
⑦ <sup>※3</sup>	残留熱除去系熱交換器(A)出口弁
⑦ <sup>※4</sup>	残留熱除去系熱交換器(A)バイパス弁
⑧ <sup>※1</sup>	代替循環冷却系ポンプ(A)入口弁
⑧ <sup>※2</sup> , ⑬ <sup>※3</sup>	代替循環冷却系A系テスト弁
⑬ <sup>※1</sup>	残留熱除去系A系注入弁
⑬ <sup>※2</sup>	代替循環冷却系A系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

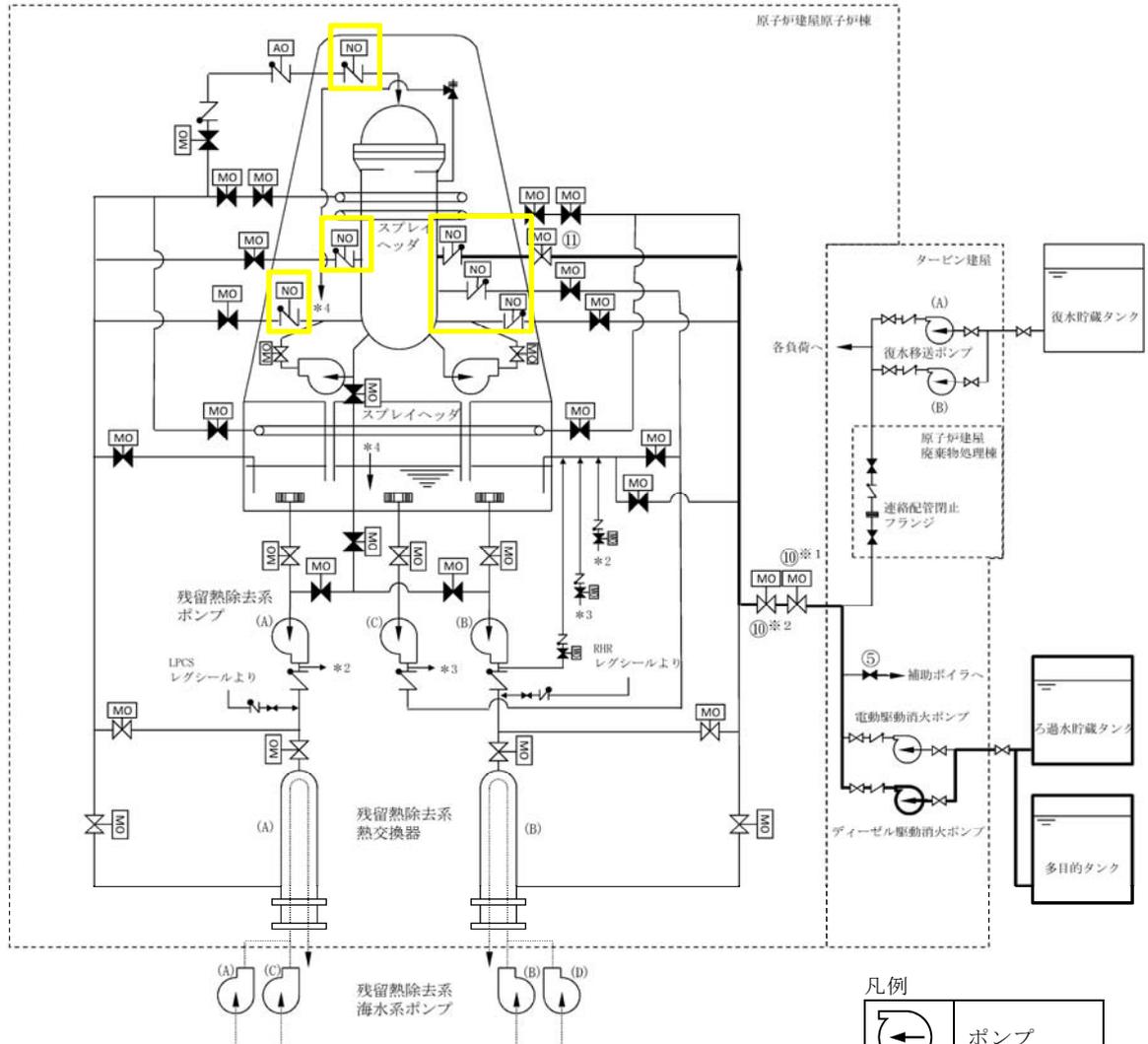
○<sup>※1</sup>~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-17図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45				
			代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 41分												
代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2	必要な負荷の電源切替え操作				系統構成				注水開始操作				※1

※1：代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉压力容器への注水については、注水開始まで41分以内と想定する。

第1.8-18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



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁

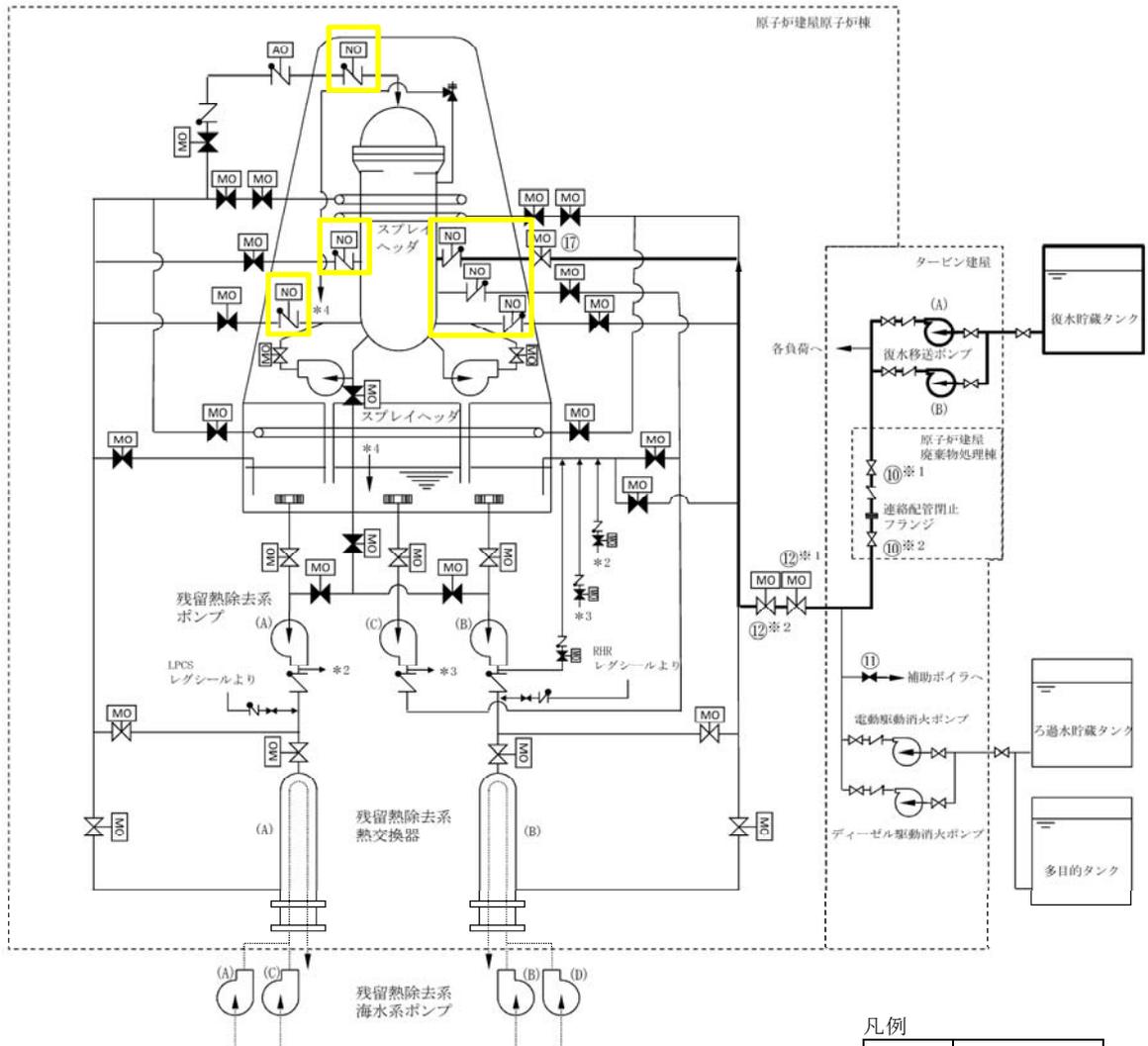
操作手順	弁名称
⑤	補助ボイラ冷却水元弁
⑩ <sup>*1</sup> , ⑩ <sup>*2</sup>	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑪	残留熱除去系B系注入弁

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

第1.8-19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 56分														
消火系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1														
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2														

第1.8-20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



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	窒素駆動
	弁
	逆止弁

操作手順	弁名称
⑩ <sup>*1</sup> , ⑩ <sup>*2</sup>	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑪	補助ボイラ冷却水元弁
⑫ <sup>*1</sup> , ⑫ <sup>*2</sup>	残留熱除去系B系消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系B系注入弁

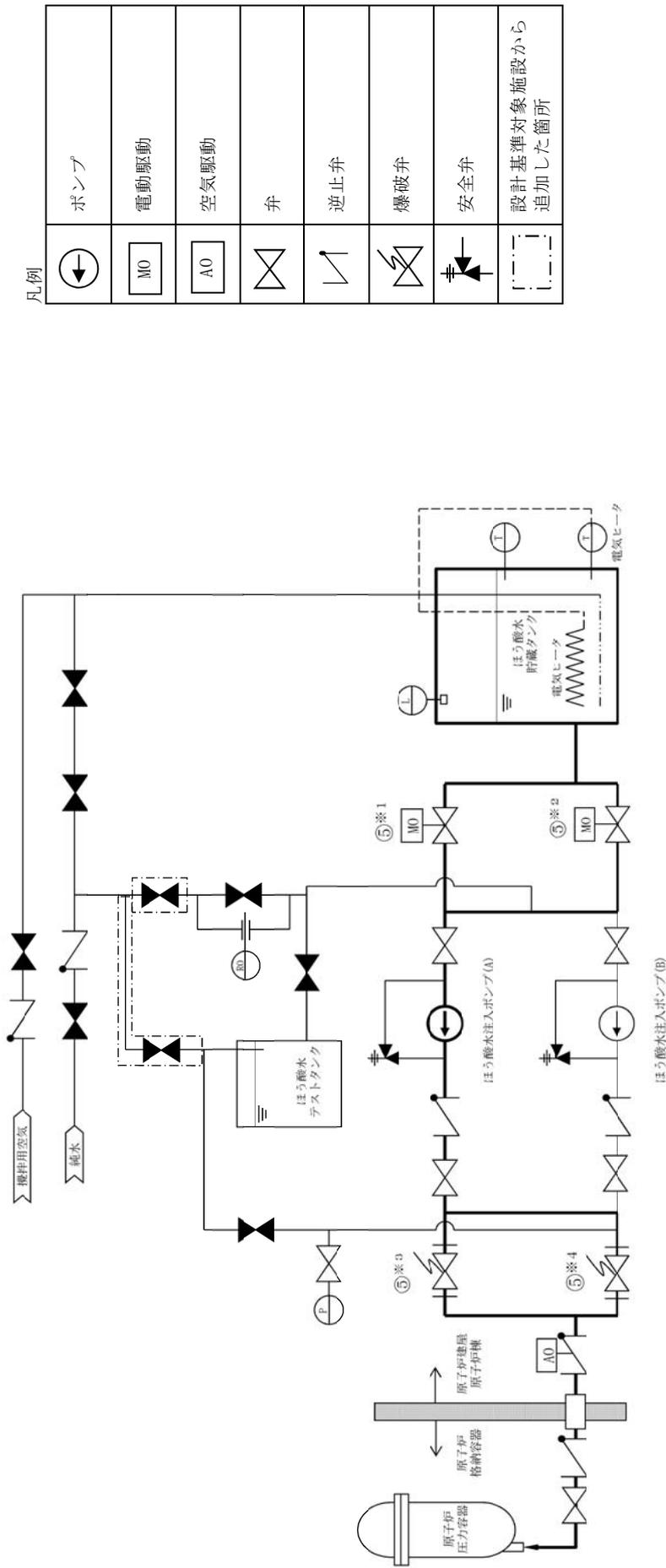
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.8-21図 補給水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	100	110	120				
		補給水系による原子炉压力容器への注水 110分																
補給水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1													系統構成, 注水開始操作			
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																系統構成
	重大事故等 対応要員	4																移動, 連絡配管閉止フランジ切替え

第1.8-22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
⑤※1, ⑤※2	ほう酸水貯蔵タンク 出口弁
⑤※3, ⑤※4	ほう酸水圧入系爆破弁

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

凡例

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

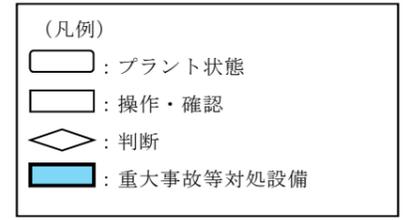
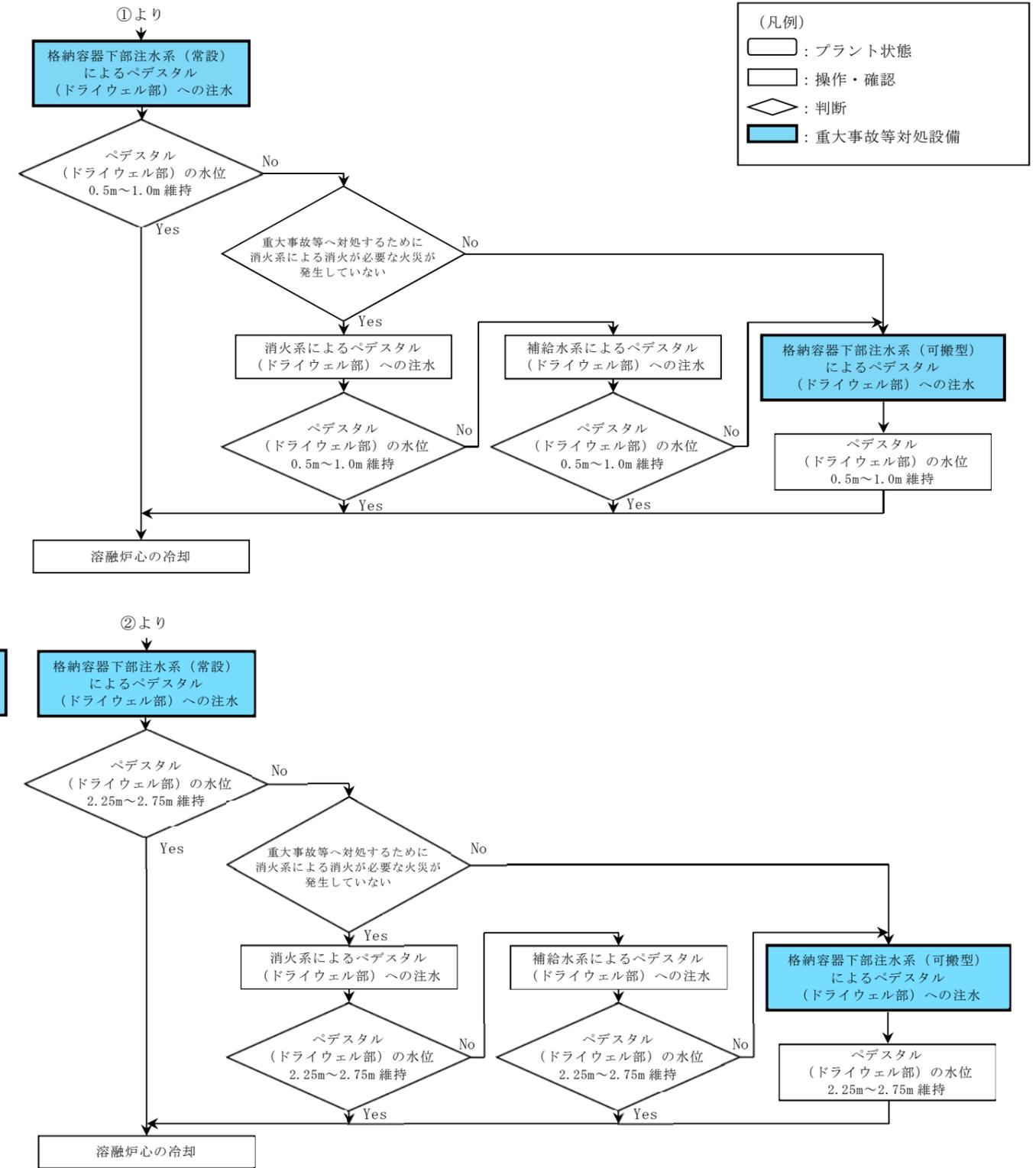
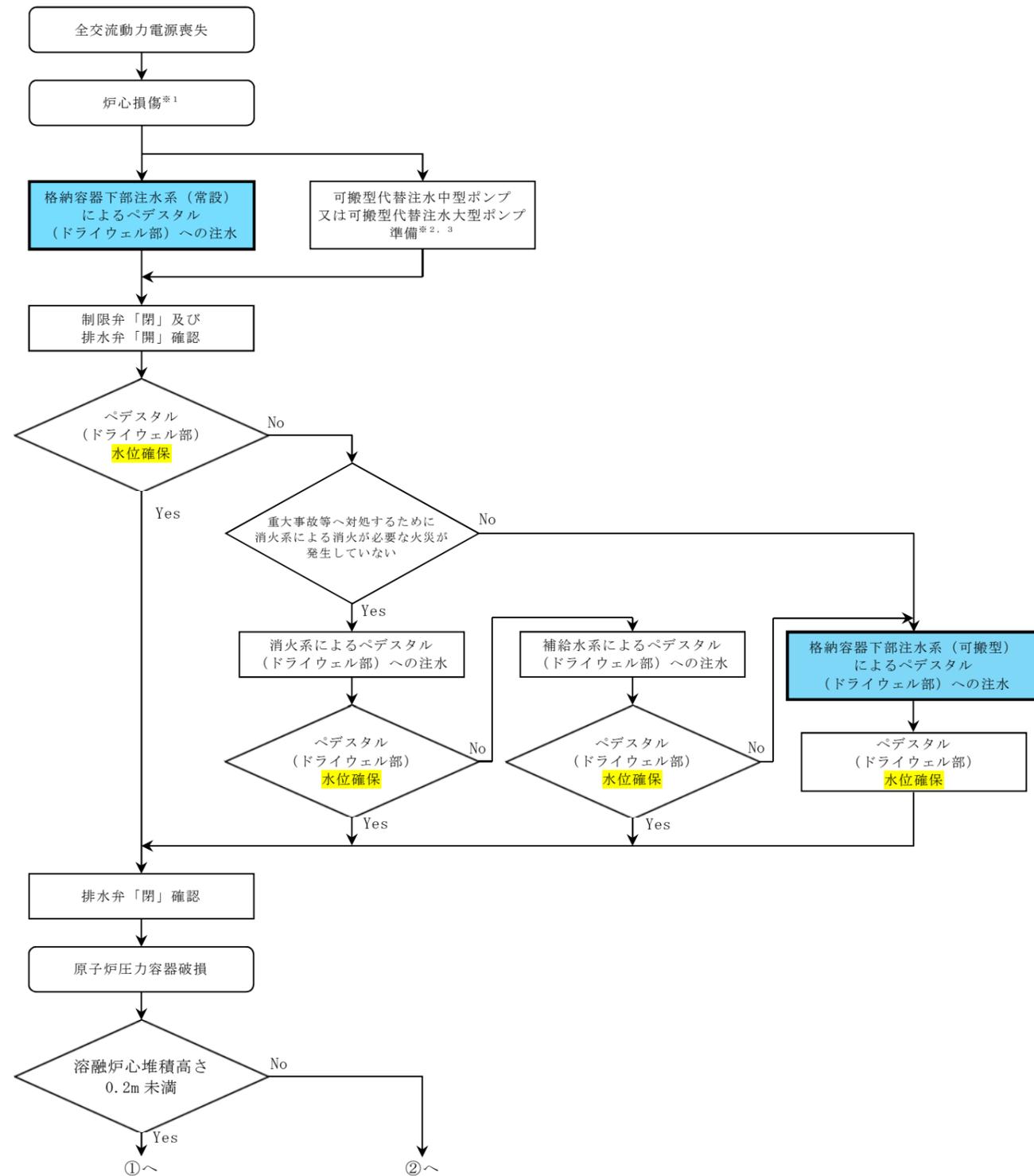
第 1.8-23 図 ほう酸水圧入系による原子炉圧力容器へのほう酸水圧入 概要図

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 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		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)		1		▼		注入開始操作											

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉压力容器へのほう酸水注入については、注入開始まで2分以内と想定する。

第 1.8-24 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

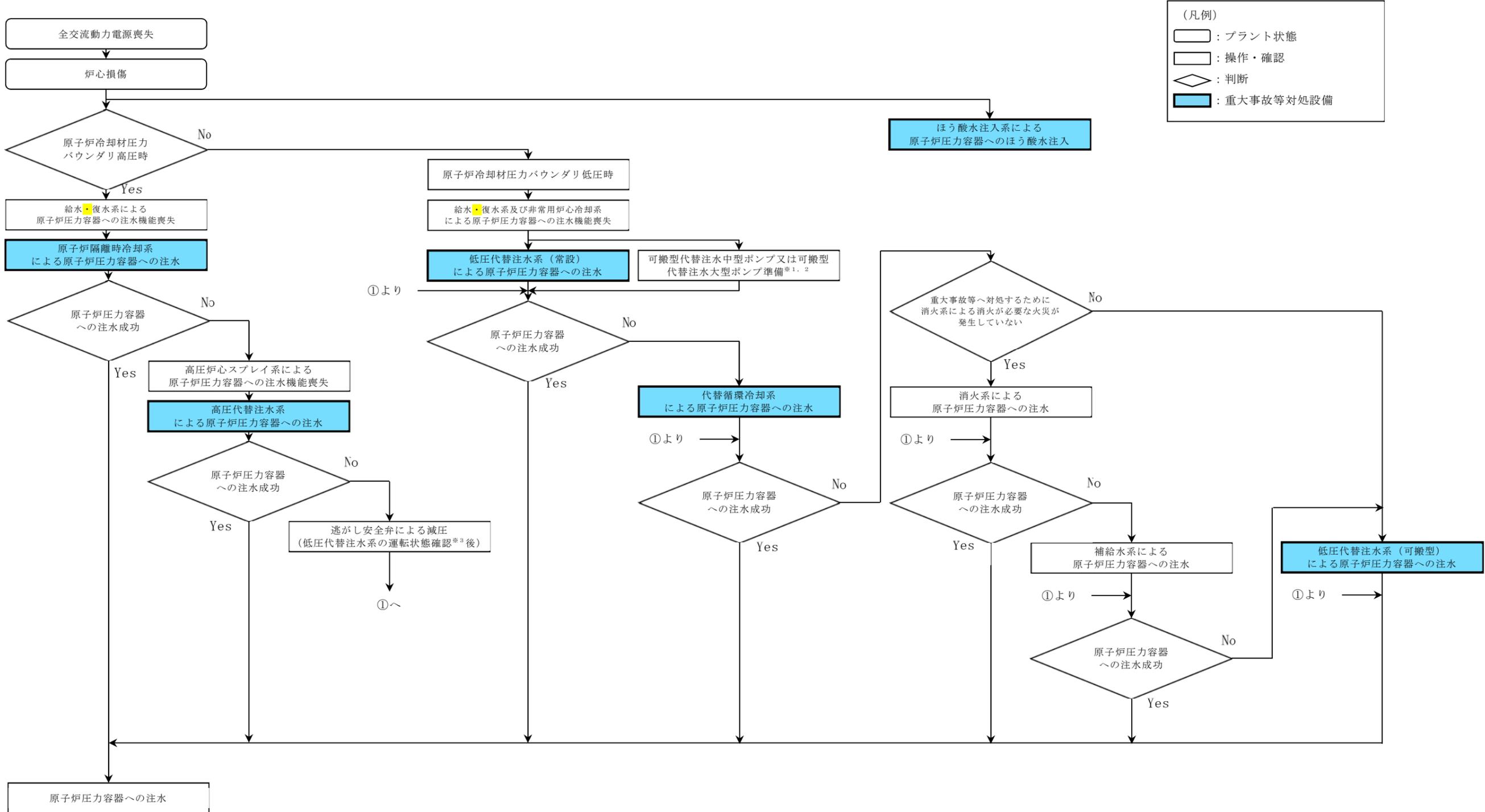
ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



※1：ペDESTAL（ドライウエル部）への水張りは、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペDESTAL（ドライウエル部）への水張りを並行して実施できない場合は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への水張りを実施する。  
 ※2：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。  
 ※3：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ準備を格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と同時に開始し、重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

第1.8-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

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



(凡例)  
 □ : プラント状態  
 □ : 操作・確認  
 ◇ : 判断  
 ■ : 重大事故等対処設備

※1：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。  
 ※2：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ準備を低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水と同時並行で開始し，重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い，低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。  
 ※3：「低压代替注水系」とは，低压代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系，補給水系及び低压代替注水系（可搬型）をいい，重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い，運転状態の確認を実施する。

第1.8-26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 (1/7)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/7)

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ベデスタル（格納容器下部注水系（常設））への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	消火系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク
	格納容器下部注水系配管・弁	既設 新設				消火系配管・弁
	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁	既設 新設				格納容器下部注水系配管・弁
	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁	既設 新設				原子炉格納容器床ドレン系配管・弁
	原子炉格納容器	既設				原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁
	コリウムシールド	新設				原子炉格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				コリウムシールド
	燃料給油設備	新設				常設代替交流電源設備
	格納容器下部注水系（可搬型）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	可搬型代替注水中型ポンプ				新設
可搬型代替注水大型ポンプ		新設	燃料給油設備			
西側淡水貯水設備		新設	復水移送ポンプ			
代替淡水貯槽		新設	復水貯蔵タンク			
ホース		新設	補給水系によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	補給水系配管・弁		
低圧代替注水系配管・弁		新設	消火系配管・弁			
格納容器下部注水系配管・弁		既設 新設	格納容器下部注水系配管・弁			
原子炉格納容器床ドレン系配管・弁		既設 新設	原子炉格納容器床ドレン系配管・弁			
原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁		既設 新設	原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁			
原子炉格納容器		既設	原子炉格納容器			
コリウムシールド		新設	コリウムシールド			
常設代替交流電源設備		新設	常設代替交流電源設備			
可搬型代替交流電源設備		新設	可搬型代替交流電源設備			
燃料給油設備	新設	燃料給油設備				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/7)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
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	新設	① ③ ④	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/7)

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称	
低圧代替注水系（常設）による 原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	-	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	
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク	
	低圧代替注水系配管・弁	新設				多目的タンク	
	残留熱除去系C系配管・弁	既設				消火系配管・弁	
	原子炉圧力容器	既設				残留熱除去系B系配管・弁	
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器	
	燃料給油設備	新設				常設代替交流電源設備	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水中型ポンプ	新設	① ③ ④	-	消火系による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替交流電源設備	
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				燃料給油設備	
	西側淡水貯水設備	新設				復水移送ポンプ	
	代替淡水貯槽	新設			補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク	
	ホース	新設				補給水系配管・弁	
	低圧代替注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁	
	残留熱除去系C系配管・弁	既設				残留熱除去系B系配管・弁	
	低圧炉心スプレィ系配管・弁・スパージャ	既設				原子炉圧力容器	
	原子炉圧力容器	既設				常設代替交流電源設備	
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備	
	可搬型代替交流電源設備	新設				燃料給油設備	
	燃料給油設備	新設				-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/7)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	-		
	サブプレッション・チェンバ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	代替循環冷却系配管・弁	新設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水系ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水系ストレーナ	既設				
	緊急用海水ポンプ	新設				
	緊急用海水系ストレーナ	新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
原子炉圧力容器への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				
	燃料給油設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却            a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、原子炉格納容器下部注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>

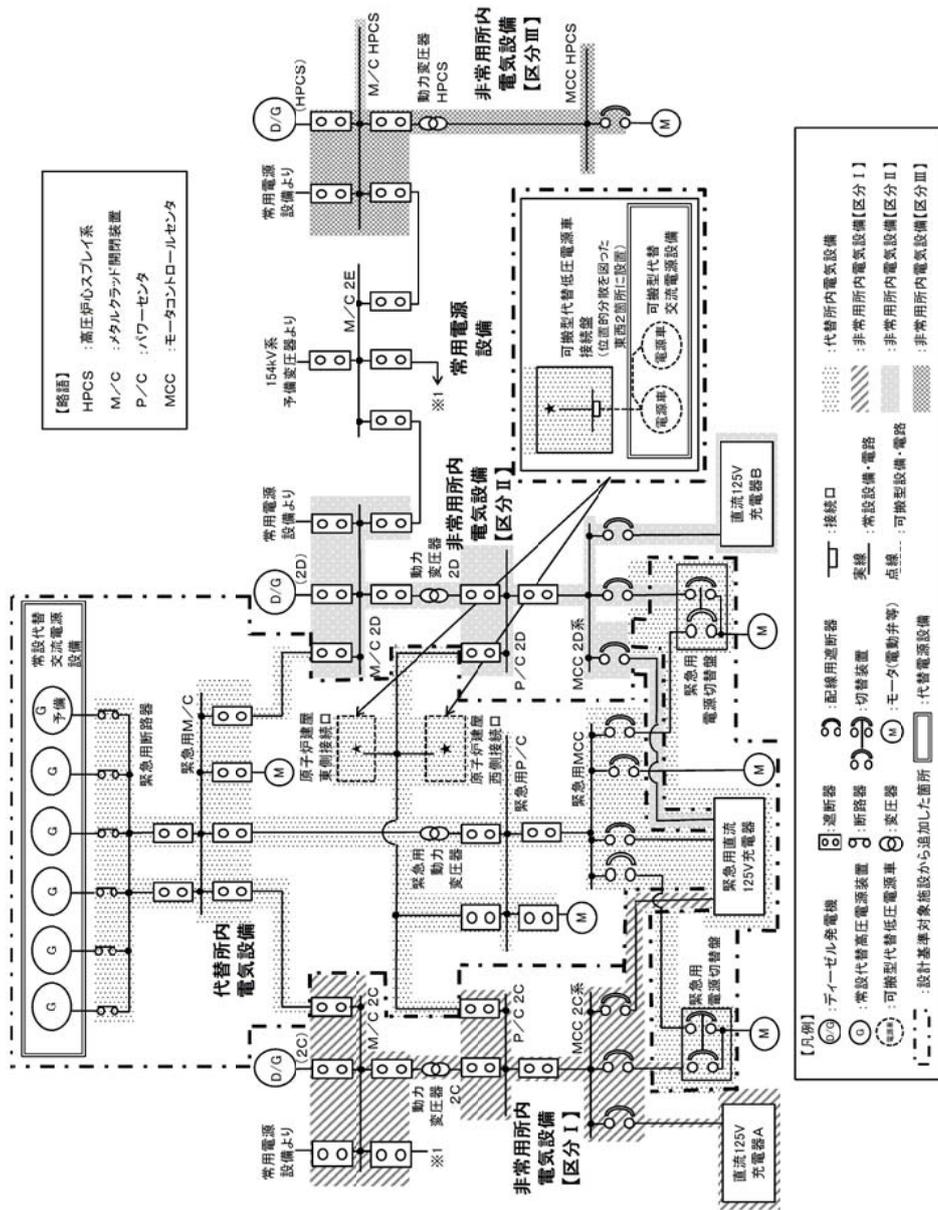
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/7)

技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、原子炉隔離時冷却系ポンプ，常設高圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及びほう酸水注入ポンプによる原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。</p>

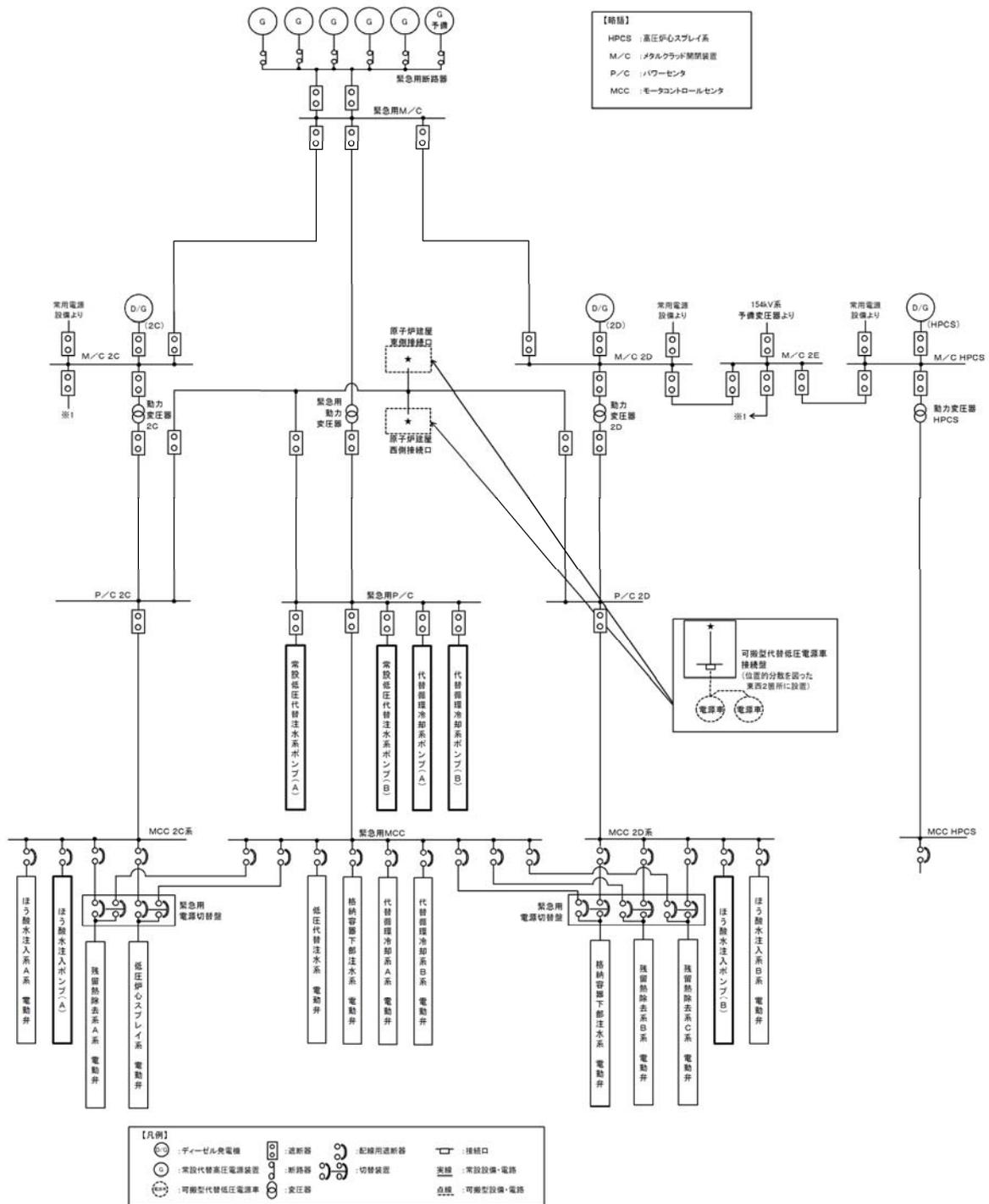
## 自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約 4.3m <sup>3</sup> /min	90m	1台
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1,500m <sup>3</sup>	—	1基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1,500m <sup>3</sup>	—	1基
復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145.4m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	85.4m	2台
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2,000m <sup>3</sup> (1基当たり)	—	2基
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※1	約 1,320m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	約 140m	4台

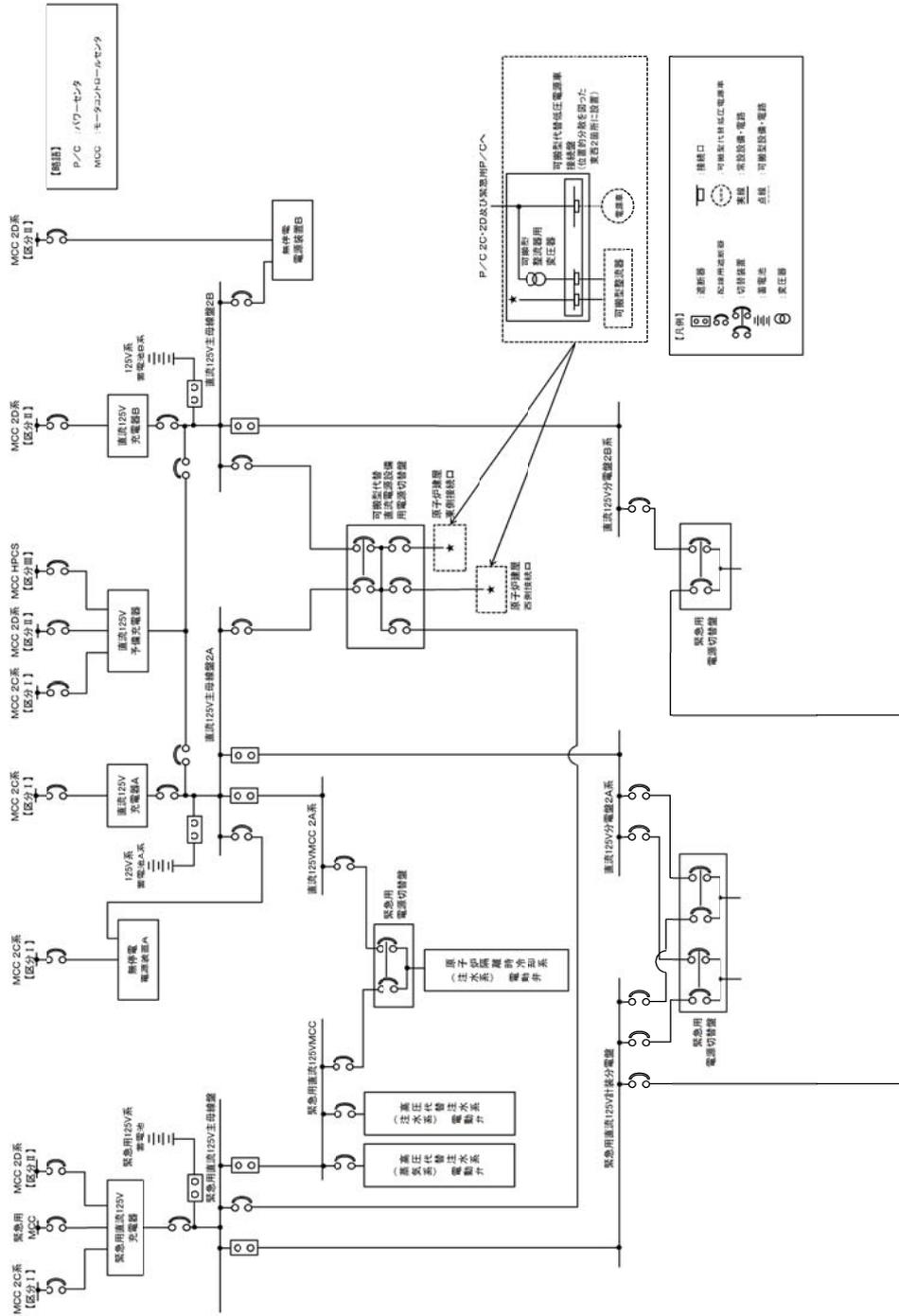
※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 重大事故対策の成立性

## 1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

## (1) 格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は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

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、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）に送水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

## c. 必要要員数及び所要時間

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東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<sup>※1</sup>：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

## 所要時間内訳

### 【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ホース敷設準備：20分<sup>※2</sup>（対象作業：ホース積込み，ホース荷  
卸しを含む）
- ・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含  
む）
- ・送水準備：20分

※2：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時  
間目安には含まれない。

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ  
り，夜間における作業性を確保している。また，放射性物  
質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護  
具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用  
して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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：格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替  
注水中型ポンプ又は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。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，  
十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練  
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## 2. 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

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）に注水する。

#### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び所要時間

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：54分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は45分以内）

所要時間内訳

#### 【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：41分（移動経路：中央制御室からタービン建屋地上1階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：4分（操作対象1弁：タービン建屋地上1階）

#### 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、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、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（ページング）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  
(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

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）に注水する。

##### b. 作業場所

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

##### c. 必要要員数及び所要時間

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：108分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は100分以内）

所要時間内訳

#### 【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：40分<sup>※3</sup>（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：25分（操作対象3弁：原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階）

#### 【重大事故等対応要員】

- ・移動：40分（移動経路：原子炉建屋附属棟地上1階から原子炉建

屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む）

- ・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

※3：重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フランジ切替えと並行して行うため、所要時間目安には含まれない。

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、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え作業であり容易に実施可能である。また、操作対象弁及びフランジは操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部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え訓練



系統構成  
(補給水系ー消火系連絡ライン止め弁)



系統構成  
(補助ボイラ冷却水元弁)

#### 4. 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）

- (1) 低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ  
又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

##### a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器に送水する。

##### b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

##### c. 必要要員数及び所要時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管による原子炉建屋東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：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

##### 【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）

- ・ホース敷設準備：20分<sup>※4</sup>（対象作業：ホース積込み，ホース荷  
卸しを含む）
- ・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含  
む）
- ・送水準備：20分

※4：ホース敷設準備は，系統構成と並行して行うため，所要時  
間目安には含まれない。

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ  
り，夜間における作業性を確保している。また，放射性物  
質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護  
具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用  
して作業を行う。

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

操作性：低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水  
中型ポンプ又は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。  
また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分  
な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練  
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

## 5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

### (1) 系統構成

#### a. 操作概要

消火系による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉圧力容器に注水する。

#### b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

#### c. 必要要員数及び所要時間

消火系による原子炉圧力容器への注水における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：56分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は45分以内）

所要時間内訳

#### 【運転員等（当直運転員）】

・移動：41分（移動経路：中央制御室からタービン建屋地上1階（放射線防護具着用を含む））

・系統構成：4分（操作対象1弁：タービン建屋地上1階）

#### 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、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、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（ページング）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  
(補助ボイラ冷却水元弁)

## 6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

### (1) 系統構成

#### a. 操作概要

補給水系による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器に注水する。

#### b. 作業場所

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

#### c. 必要要員数及び所要時間

補給水系による原子炉圧力容器への注水における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名、重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：110分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は100分以内）

所要時間内訳

#### 【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：40分<sup>\*5</sup>（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：25分（操作対象3弁：原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階）
- ・移動：40分（移動経路：原子炉建屋附属棟地上1階から原子炉建

屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む）

- ・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

※5：重大事故等対応要員の移動及び連絡配管フランジ切替えと並行して行うため、所要時間目安には含まれない。

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、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作及び一般的なフランジ切替え作業であり容易に実施可能である。また、操作対象弁及びフランジは操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室及び災害対策本部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え訓練



系統構成  
(補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成  
(補助ボイラ冷却水元弁)

## 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

## 1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・プール
	ドライウエル		
	サブプレッション・プール		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施時期を早めることとなる\*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器減圧及び除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施する手順としている。

## 2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

### (1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

#### a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順と

なる。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の $\gamma$ 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）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレーを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ド

ライウエルスプレイ) を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL (ドライウエル部) 水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約 1m 確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペDESTAL (ドライウエル部) に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (ドライウエルスプレイ) を実施する手順とする。

⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサブレーション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装

置による格納容器減圧及び除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する。

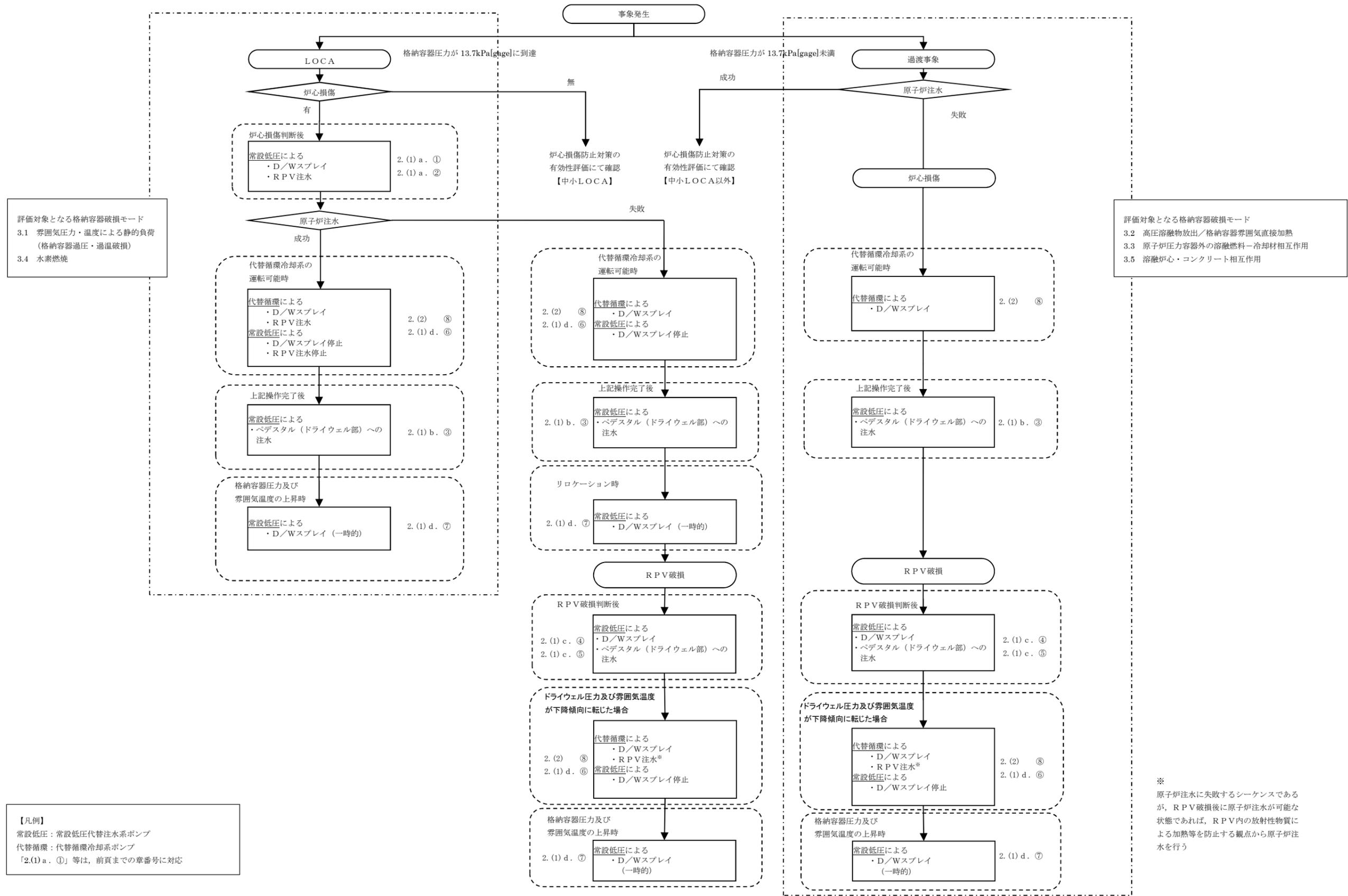
- ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

## (2) 代替循環冷却系

- ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できるシステムであり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本システムを運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

## 3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第1図 事故対応の流れ

#### 4. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

##### (1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

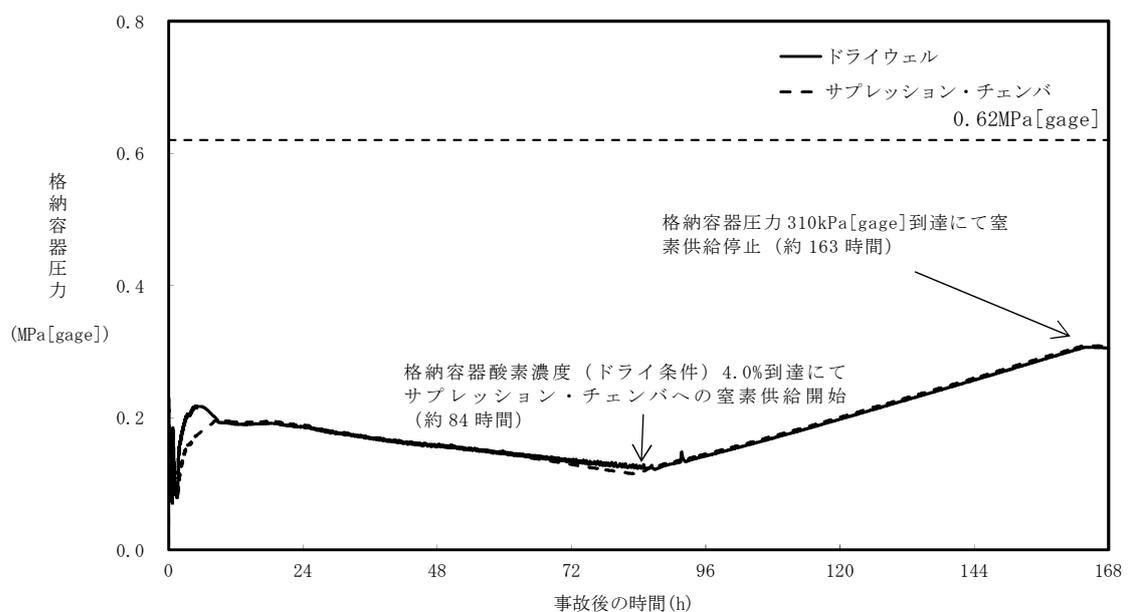
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

##### (2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

「格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、310kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

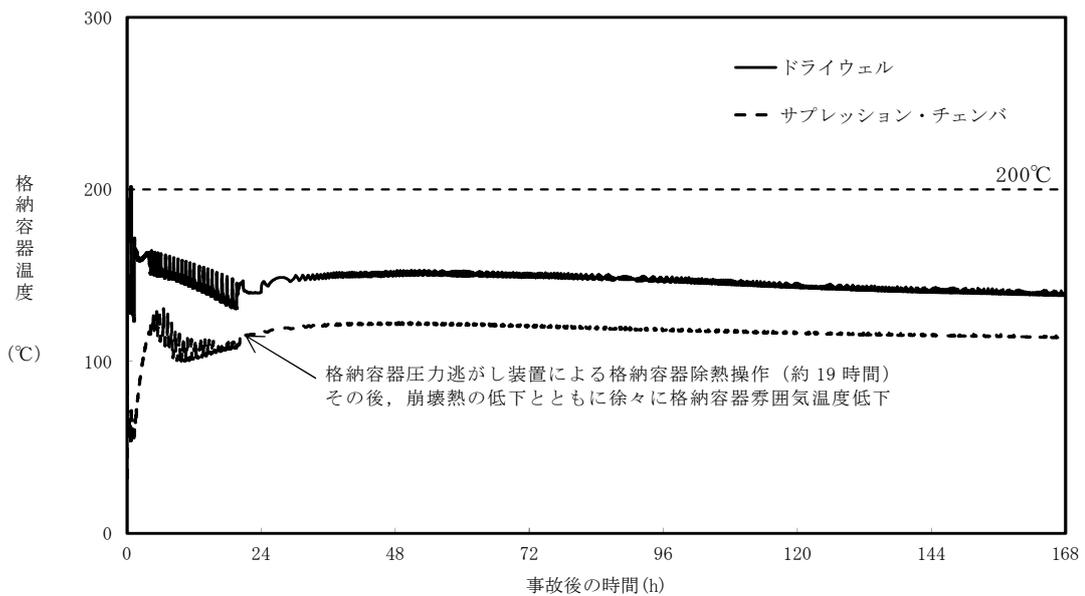


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても、事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



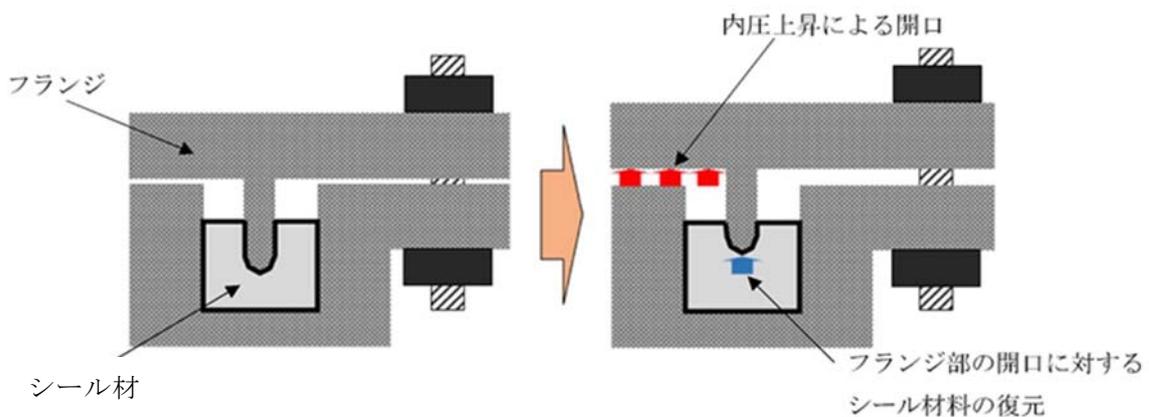
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量  
の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる (MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果)

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サプレッション・チ ェンバアクセスハッ チ	内側		
	外側		

(4) 7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

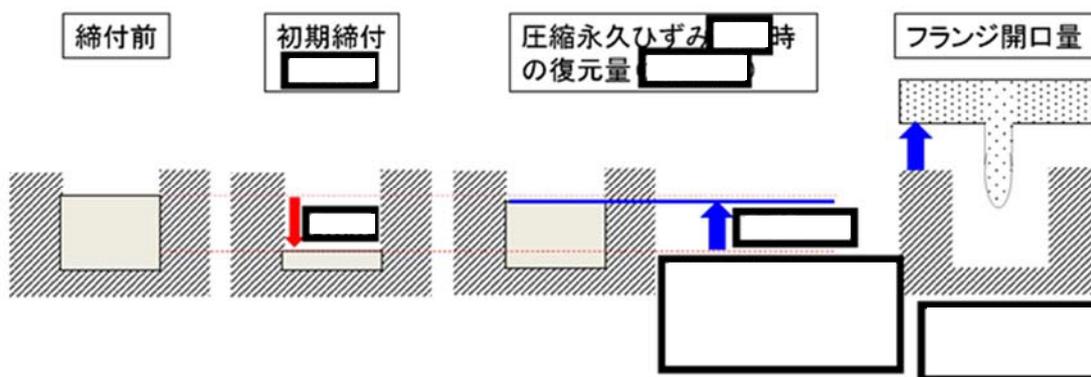
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線1.0MGy照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えられる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ  時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第4図 圧縮永久ひずみ時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200°C・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

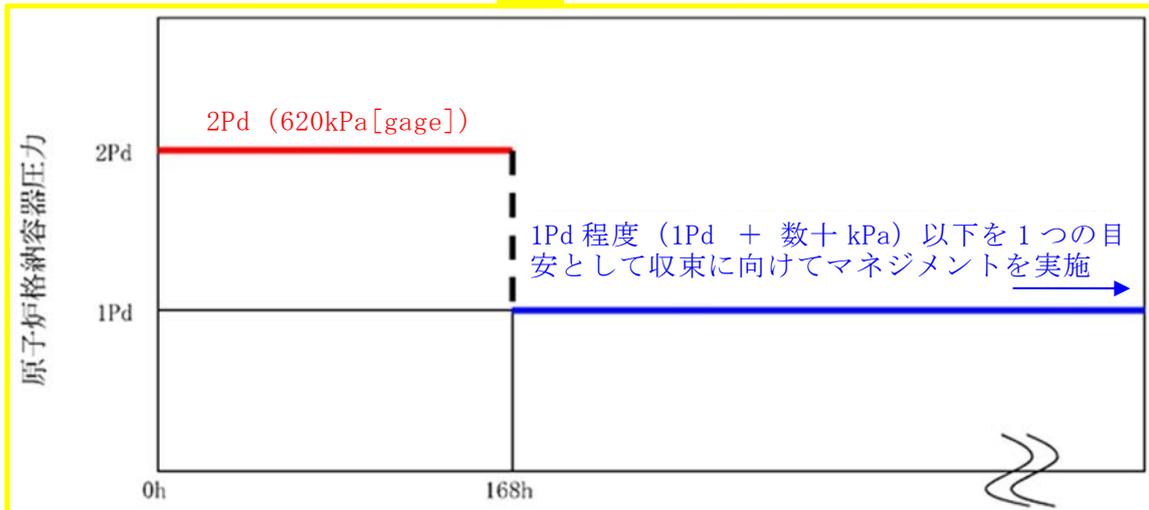
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度（1Pd+数十kPa<sup>\*</sup>）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol%以下とする運用の範囲



第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について  
 時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、トップ  
 ヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シ  
 ール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の  
 劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果  
 を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な  
 変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素注入の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間（約360分）確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%) ※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%) ※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%) ※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待している。

- ・原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- ・格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- ・格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペDESTAL（ドライウエル部）注水機能
- ・格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを抑制するための格納容器頂部注水機能
- ・使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。

このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

## (2) 複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想定したものとなっており、想定する同時注水の組み合わせで必要流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水の組み合わせで、重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

### ①原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断 L O C A が発生し、非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水  $230\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイ  $130\text{m}^3/\text{h}$  であるが、この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。

### ②原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）注水

大破断 L O C A が発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合、原子炉水位 L 0 到達後に格納容器スプレイを停止し、原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは、原子炉注水として崩壊熱相当の流量、ペDESTAL（ドライウエル部）の水張りとして  $80\text{m}^3/\text{h}$  であるが、この条件で炉心の冷却及びペDESTAL（ドライウエル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。

### ③格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ  $300\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウエル部）注水  $80\text{m}^3/\text{h}$  であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を確保できる設計としている。

### ④その他注水先の組み合わせ

その他の組み合わせとして、格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため、対応が可能である。

また、複数の注水先に注水するための操作については、各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

## 3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また、格納容器冷却については、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬

型) , ペDESTAL (ドライウエル部) 注水については格納容器下部注水系 (可搬型) , 格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系 (可搬型) , 使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) によって機能を補うことも可能である。このように, 常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，原子炉格納容器，ペDESTAL（ドライウエル部），原子炉格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第 3 表から第 7 表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条  1.4	49 条  1.6	51 条  1.8	53 条  1.10	54 条  1.11
230m <sup>3</sup>  h	130m <sup>3</sup>  h	—	—	—
—	300m <sup>3</sup>  h	80m <sup>3</sup>  h	—	—
50m <sup>3</sup>  h	130m <sup>3</sup>  h	—	—	114m <sup>3</sup>  h

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条  1.4	49 条  1.6	51 条  1.8	53 条  1.10	54 条  1.11
50m <sup>3</sup>  h	130m <sup>3</sup>  h	—	—	—
50m <sup>3</sup>  h	130m <sup>3</sup>  h	—	—	16m <sup>3</sup>  h

第3表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条 1.4	49条 1.6	51条 1.8	53条 1.10	54条 1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条 1.4	49条 1.6	51条 1.8	53条 1.10	54条 1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）
原子炉格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
原子炉格納容器ベント段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表 全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条 1.4	49条 1.6	51条 1.8	53条 1.10	54条 1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
原子炉格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	16m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表 設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

	47条 1.4	49条 1.6	51条 1.8	53条 1.10	54条 1.11	備考
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース</li> </ul>
再冠水後制御段階*	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階*	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
原子炉格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> </ul>

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条 1.4	49条 1.6	51条 1.8	53条 1.10	54条 1.11	
	原子炉	原子炉格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	原子炉格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、原子炉格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・ペデスタル（ドライウエル部）注水はペデスタル（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

## ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について

東海第二発電所における，溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制を考慮したペDESTAL（ドライウエル部）（以下「ペDESTAL」という。）内の水位管理対策の内容を以下に示す。

## 1. ペDESTALの構造及び設備概要

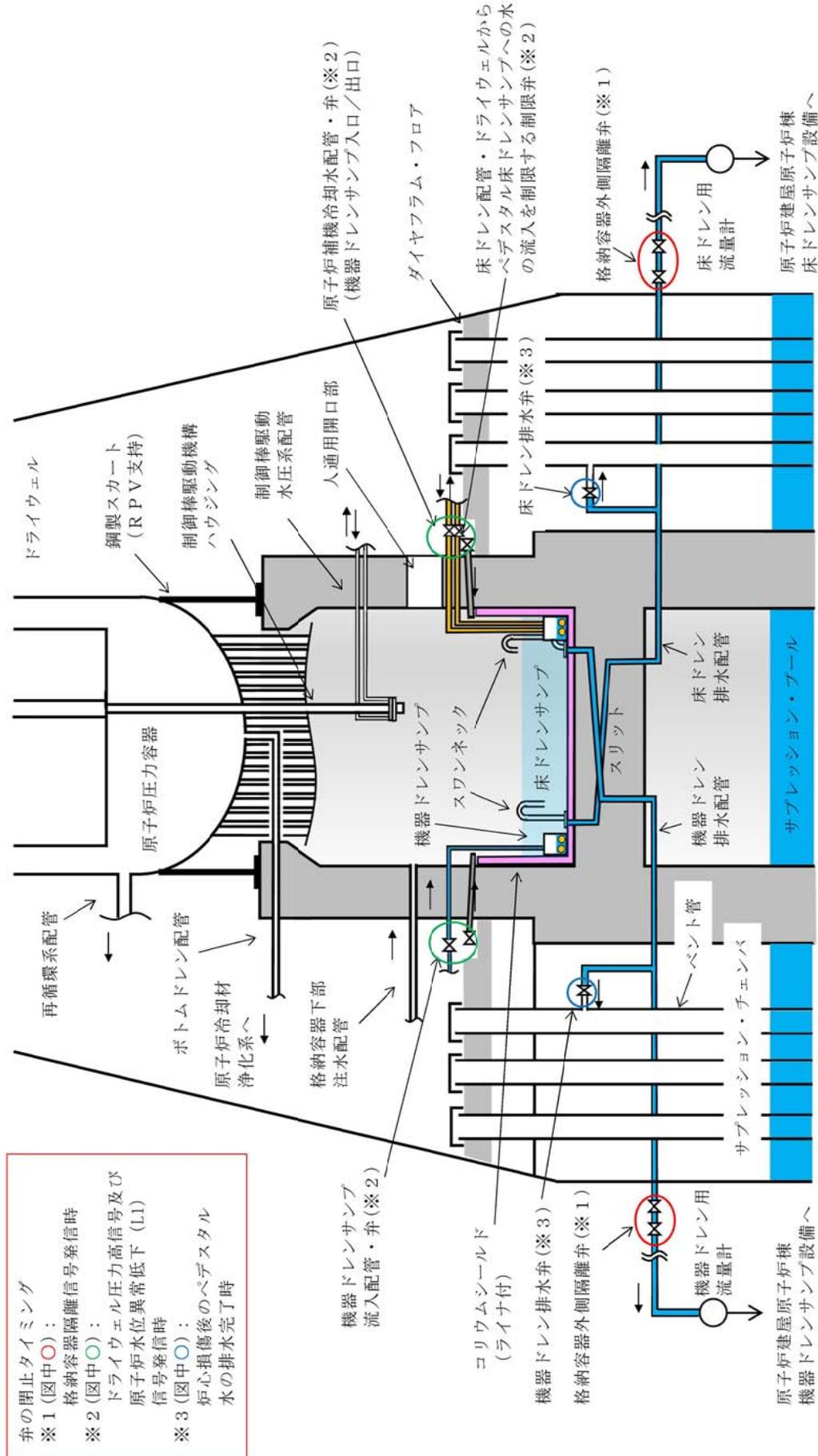
東海第二発電所のペDESTALの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

ペDESTAL内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペDESTAL構造健全性確保のため， $ZrO_2$ 製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にSUS製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

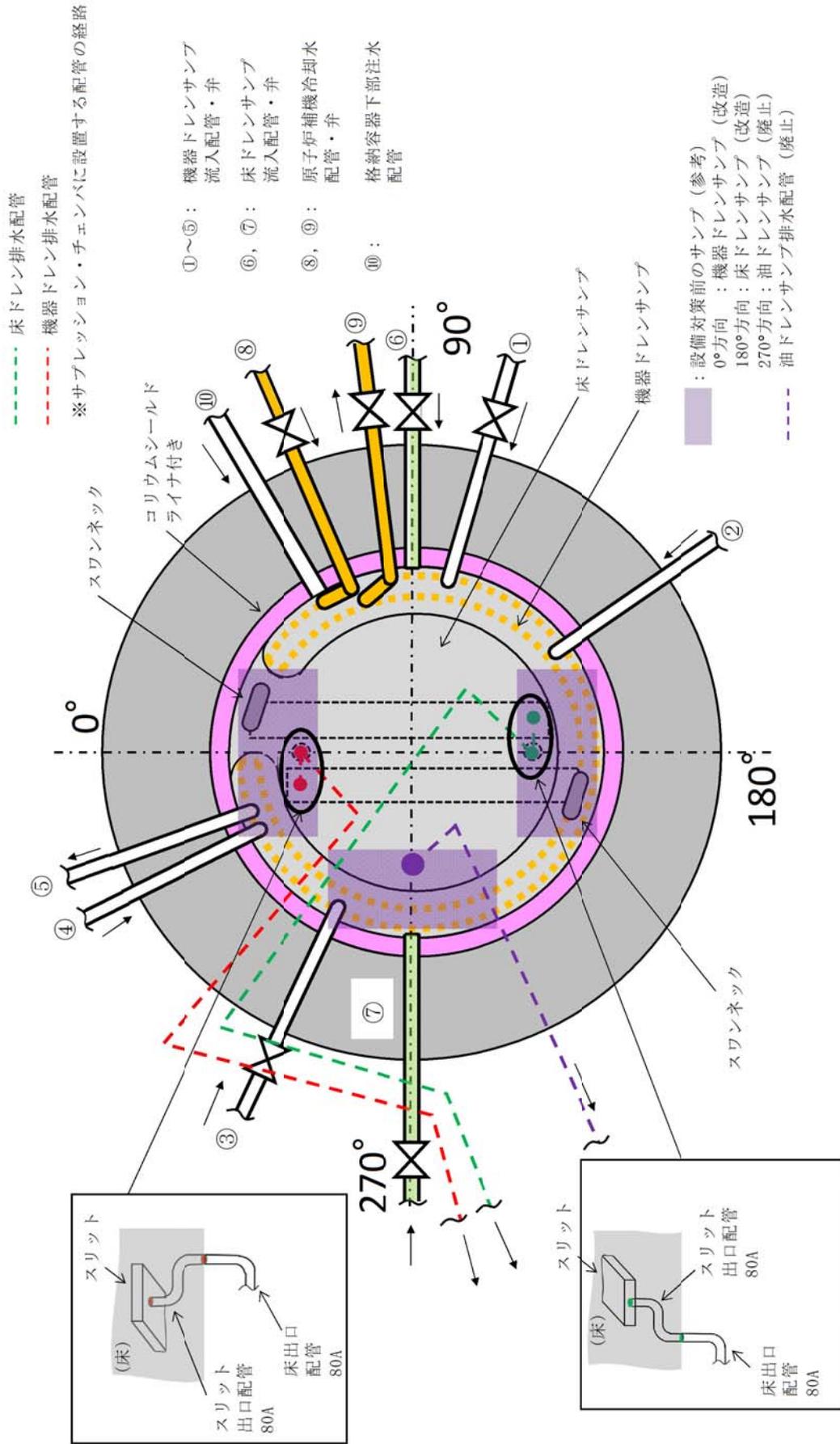
ドライウエルにて生じる床ドレン及び機器ドレン並びに機器ドレンサンプを冷却するための冷却水は，第1図(a)及び(b)のようにペDESTAL側壁の貫通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管はコリウムシールドの側壁部より高い位置からペDESTAL内へ接続し，コリウムシールド内に堆積したデブリが配管へ流入しない設計とする。

床ドレンサンプ内に流入した水は，1mに立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペDESTALからサブプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

ペDESTALの側壁は鋼製スカートを介してR P Vを支持しており， R P V下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続されているとともに， ペDESTAL内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されている。



第1図(a) ペデスタル概要図 (断面図)



第1図(b) ペデスタル概要図 (平面図)

## 2. 水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。

### (1) 原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において、必要に応じ消火系等でペDESTAL内への事前水張りを実施し、ペDESTAL内水位 1m (約 27m<sup>3</sup>) を確保する。

通常運転時においては、ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水や格納容器内で発生する結露水が、床ドレンとして格納容器内の床ドレン配管からペDESTAL内へ流入 (多量時: 約 6.8m<sup>3</sup>/h, 少量時: 約 0.2m<sup>3</sup>/h) する。なお、通常運転時に発生する格納容器内床ドレンの放射能濃度は約 3.7Bq/ml である。ペDESTAL内へ床ドレンが流入すると、ペDESTAL内の水位が高さ 1m のスワンネックを超過するため、流入分の床ドレンがスワンネックを通じて原子炉建屋原子炉棟の床ドレンサンプ設備へ排水される。原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水を確認 (中央制御室の格納容器内床ドレン流量記録計や積算計により確認可能) することで、ペDESTAL内水位 1m が確保されていることが確認できる。

### (2) 事故発生から R P V 破損まで

ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL内へ流入する配管 (床ドレン配管, 機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管) に対してペDESTAL外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTALへの流入水を制限する。

制限弁閉止前の流入水等により水位が 1m を超えた場合には、ベント管に接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサプレッション・プールへ排水され、R P V 破損までにペDESTAL内水位は 1m まで低下する。

事故が発生し炉心が損傷した場合、格納容器下部注水配管から水位 1m を超過するまで注水を実施し、その後排水することにより、R P V破損時に確実に水位 1m を確保する運用とする。これに要する時間は 30 分程度（注水開始操作に要する時間（17 分）、水位 10cm 分の注水に要する時間（3 分）、注水停止操作に要する時間（4 分）及び 5cm 分の排水に要する時間（5 分）に余裕を加味した時間）と想定され、炉心損傷後のペDESTAL注水開始から R P V破損までの約 1.8 時間（事象進展の早い大破断 L O C A時の例）の間に余裕をもって実施可能である。

なお、床ドレンサンプの水位を R P V破損までに 1m とする排水の過程において、水位が 1.2m 以上であるときには、床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経路とした排水に加えて、ベント管に接続された機器ドレンサンプ排水配管及び排水弁を経由してサンプレッション・プールに排水することが可能である。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は R P V破損前に閉とし、R P V破損後のペDESTAL水のサンプレッション・プールへの流出を防止する。

### (3) R P V破損後

R P V破損及びデブリ落下後、ペDESTAL内にて 0.2m 以上のデブリ堆積を検知後に、 $80\text{m}^3/\text{h}$  でペDESTAL満水相当まで水位を上昇させるとともに、その後は満水近傍にて水位を維持する（別添 1）。

また、上記(1)～(3)の水位管理を実現するための設備対策について別添 2 に示す。

ペDESTAL注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び  
水蒸気爆発発生抑制の考え方について

1. はじめに

東海第二発電所では、水蒸気爆発（以下「SE」という。）によるペDESTAL構造への影響抑制のため、RPV破損時のペDESTAL水位を1mと設定し、SE影響評価を実施している。しかし、RPVの破損を判断した場合には、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水を実施する手順としており、注水開始後には1mを超える水位がペDESTAL内に形成されることとなり、SE影響評価の想定を上回る規模のSEが発生する可能性がある。

これに対して、RPV破損及びペDESTAL注水開始後のペDESTAL内の状況を推定し、SEの発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. RPV破損時のデブリ落下挙動

RPVが破損するような状況においては原子炉注水機能が喪失している可能性が高く、RPV破損時にはデブリの大部分が下部プレナムに堆積することで、これらのデブリの重量及び熱的影響により制御棒駆動機構ハウジング等のRPV貫通部溶接箇所が破損し、デブリが落下し始めると考えられる。その後も、制御棒駆動機構ハウジングはペDESTAL内において外部サポートにより支持されているため逸出が生じることは考えにくく、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部プレナムに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下するものと考えられる。

なお、有効性評価においては、溶融燃料－冷却材相互作用や溶融炉心・コ

ンクリート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から、R P Vの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており、R P V破損口はアブレーションにより拡大しながら、R P Vの内圧及びデブリの堆積ヘッドにより、約 300ton の熔融デブリが約 30 秒間でペDESTALへ全量落下する結果となっている。

### 3. R P V破損後のペDESTAL内の水の状態とS E発生抑制の考え方

ペDESTAL内の初期水量及びペDESTAL注水量と、R P Vから落下するデブリの保有熱の関係より、ペDESTAL内の水が飽和温度に到達する条件を評価し、その結果よりS Eの発生可能性について検討した。第1表及び第2表に、評価条件を示す。

まず、R P V破損時にペDESTAL内に存在する水量（水深1m）は  であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 11ton と評価される。これは、デブリ全体に対して4%未満の落下量である。また、ペDESTALを満水（水深  とする水量は約 81m<sup>3</sup>であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 31ton と評価される。このデブリ量がペDESTAL内に堆積した場合、その堆積高さは約 0.15m となる。よって、これに余裕を考慮し、0.2m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで、ペDESTAL内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また、R P V破損後のペDESTAL注水は 80m<sup>3</sup>/h にて実施するが、デブリからペDESTAL水への伝熱速度の観点からは、熱流束を 800kW/m<sup>2</sup>一定※、伝熱面積をデブリ拡がり面積である  とすると、180m<sup>3</sup>/h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

※ M A A Pコードを用いた有効性評価においてデブリから上面水への限界熱流束として小さめに設定している値。

以上より、R P V破損後にはペデスタル内の水は速やかに飽和状態に至るとともに、0.2mまでのデブリ堆積を検知後にペデスタル満水相当（水位2.75m）までの注水を開始することにより、その後の注水過程でもペデスタル内の水は飽和状態に維持されるため、S Eの発生は抑制されることが考えられる。

ペデスタル満水相当（水位2.75m）まで注水を実施した後は、2.25m及び2.75m高さの水位計を用いて、水位を2.25mから2.75mの範囲に維持するようペデスタル注水を実施することで、サブクール度を小さく保ちS Eの発生を抑制しながら、デブリの冷却を継続する。

また、R P V破損後にR P V内の残存デブリ冷却のための注水を実施した場合、注水の一部がR P Vの破損口からペデスタルへ落下しペデスタル内が常に満水状態となることが考えられるが、以下の理由によりS Eの発生は抑制されることが考えられる。

- ・ R P Vからペデスタルへの落下水はR P V内に残存するデブリにより加熱され、また、ペデスタル内の水はペデスタルに落下したデブリにより加熱されているため、ペデスタル内の水は飽和状態を維持する
- ・ R P Vからペデスタルへの流入水のサブクール度が大きい場合、R P V内の残存デブリは冷却されており、ペデスタルへ落下する可能性は低い  
ただし、ペデスタル注水手順は、先述のR P V破損口の拡大が生じない場合のような、デブリが少量ずつペデスタルへ落下してくる可能性を考慮しても、S Eの発生を抑制できるよう整備する（別紙参照）。

第1表 デブリの評価条件

項目	値	備考
デブリ密度 (kg/m <sup>3</sup> )		MAAP計算結果 (RPV破損時の値)を, デブリ保有熱が小さくなるように丸めた値
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ初期温度 (°C)		
デブリ冷却後温度 (°C)	500	デブリ保有熱を小さめに評価する観点から, 高めに設定

第2表 ペDESTAL水の評価条件

項目	値	備考
ペDESTAL水密度 (kg/m <sup>3</sup> )	1,000	概略値を使用
ペDESTAL水比熱 (J/kgK)	4,180	
ペDESTAL水初期温度 (°C)	35	外部水源温度
ペDESTAL水飽和温度 (°C)	135	RPV破損時のドライウェル圧力の包絡値 (0.3MPa) における飽和温度
ペDESTAL水半径 (m)		コリウムシールド厚さを15cmとした場合の, コリウムシールド内半径

## デブリ少量落下時の S E 発生可能性を考慮したペDESTAL注水管理について

原子炉注水機能が喪失し R P V 破損に至るような状況においては、デブリが継続的に落下することによりペDESTAL内の水は飽和状態となり S E の発生は抑制されると考えられることから、R P V 破損の検知後には、確実なデブリ冠水及び冷却のため、ペDESTAL満水相当まで連続して注水を行うとともに、その後もデブリの冷却に必要な量の注水を継続することとしている。その手順は以下のとおりである。

## (a) R P V 破損前

ペDESTALへの事前注水及び排水配管からの排水により、水位は 1m に維持される。

## (b) R P V 破損後

R P V 破損を判断した場合には、ペDESTAL満水相当の水位 2.75m まで注水を実施する。その後は、2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて、水位を 2.25m から 2.75m の範囲に維持するようペDESTAL注水を実施し、サブクール度を小さく保ち S E の発生を抑制する。

一方、R P V 破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に、少量のデブリがペDESTALに落下し残りの大部分が R P V 内に残存する可能性や、デブリがごく少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ、デブリ落下挙動には不確かさが存在する。したがって、このような場合において、ペDESTAL注水により水深が深く、サブクール度の大きい水プールが形成され、その後 R P V 内に残存したデブリが落下した際に万が一 S E が発生する可能性についても考慮し、上記 (a) 及び (b) の手順に加え、以下 (c) の手順によりペDESTALへの注水を管理することとする。

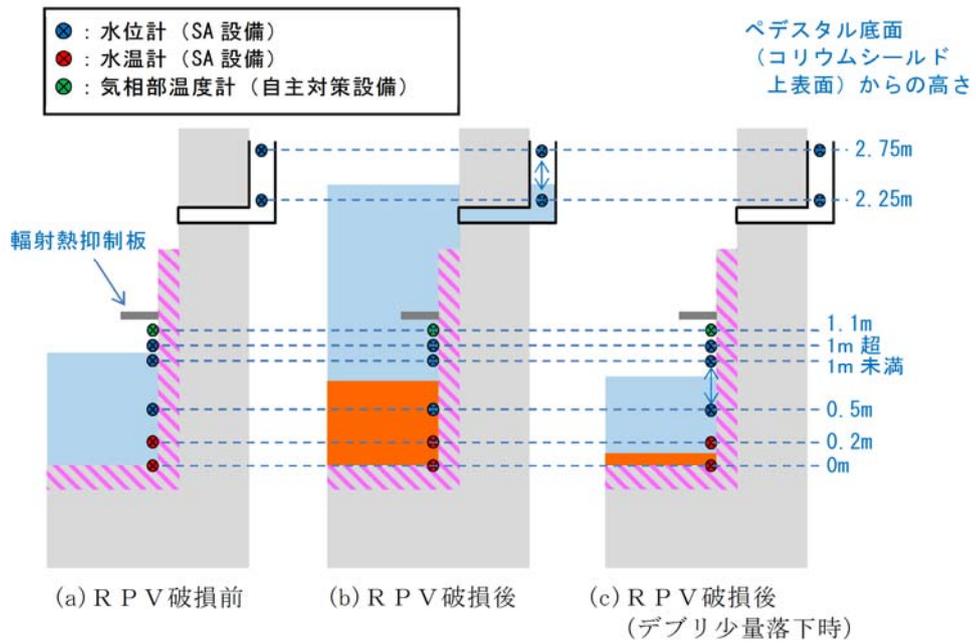
(c) R P V破損後（デブリの落下量が少量の場合）

ペDESTAL満水（水深 ，約 81ton）の水を飽和温度に到達させるデブリ量は約 31ton（全体の約 11%）であり，その堆積高さは約 0.15m となる。これより，ペDESTAL底面から 0.2m 高さにデブリ検知器を設置し，R P V破損判断後においても 0.2m 高さまでのデブリ堆積が検知されない場合には，0.5m 及び約 1m 高さの水位計を用いて，水位 0.5m 未満を検知した場合に水位約 1m までペDESTALへ注水する間欠注水を行うことにより，深い水プールの形成を防止し S E の発生を抑制する。

第 1 図に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により，上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが，水位を 0.5m から 1m の高さで維持している間にデブリの冠水状態が維持されていることが別のパラメータにより参考情報として得られるよう，1m より上部に気相部温度計を設置し，気相部温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。万が一，デブリの冠水状態が維持されずに気相部温度が格納容器圧力に対する飽和温度相当を超えて上昇する場合には，ペDESTALへの注水を判断する。

なお，人通用開口部下端（ペDESTAL底面から約 2.8m 高さ）付近に設置されているターンテーブル等の構造物にデブリが付着した際にも，輻射熱の影響により気相部温度計の指示が上昇することが考えられる。この気相部温度計の指示上昇を抑制し，ペDESTAL床面に落下したデブリの冠水状態が維持されずに気相部に露出したデブリからの輻射熱による雰囲気温度の上昇のみを計測可能とするため，気相部温度計は蒸気密度が高い水面付近（ペDESTAL底面から約 1.1m）に設置するとともに，気相部温度計の上部に輻射熱抑制板を設置する。

ただし、構造物へのデブリの付着量や形状によっては、輻射熱の影響により気相部温度計が機能喪失する可能性も考えられることから、気相部温度計及び輻射熱抑制板は自主対策設備として設置する。



第 1 図 ペDESTAL 水位管理の概念図

## ペDESTAL排水設備対策について

## 1. はじめに

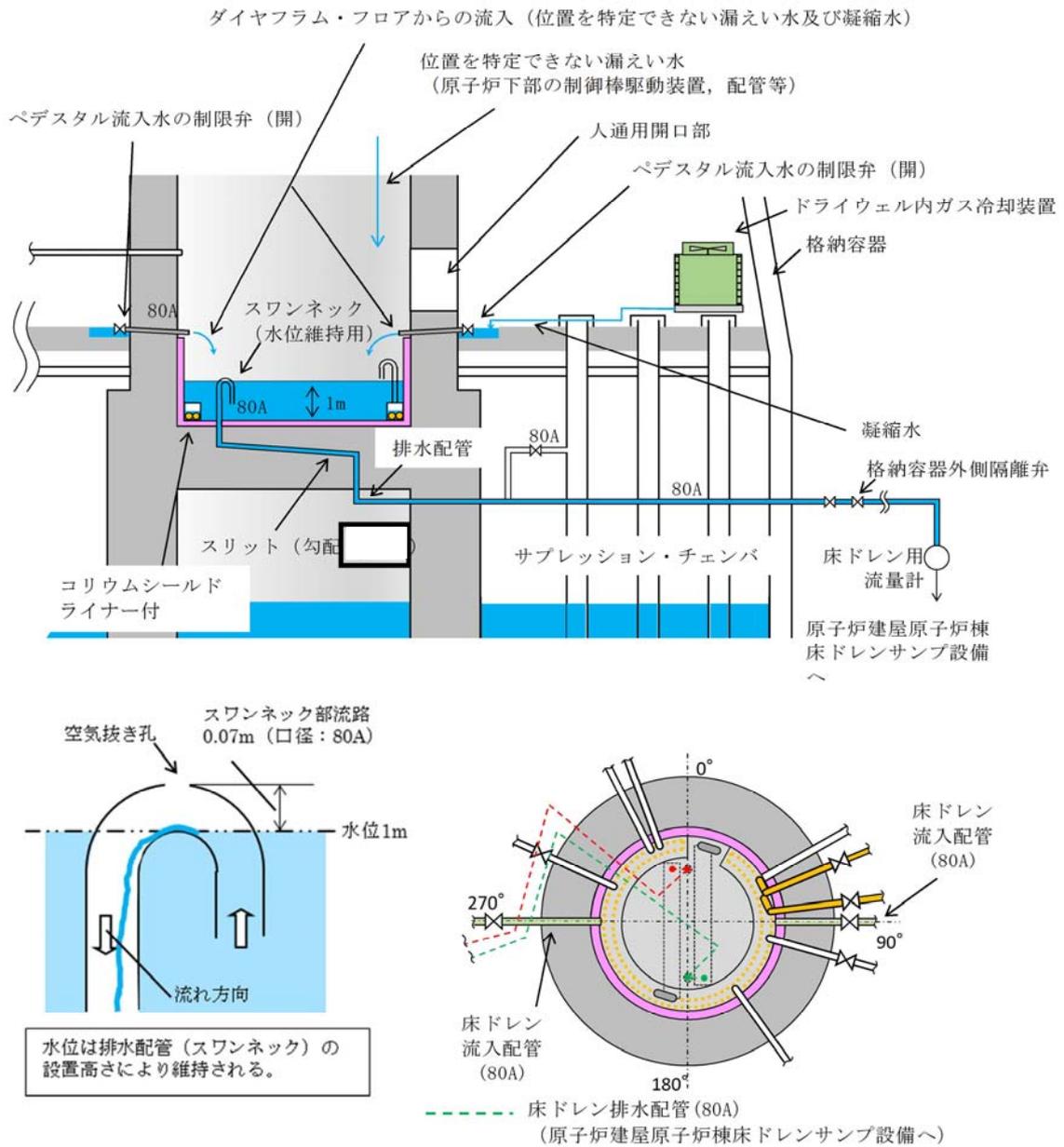
通常運転中，事故発生からR P V破損まで及びR P V破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

## (1) 通常運転時

## ①ペDESTAL内床ドレンサンプ

- ・ドライウエル内ガス冷却装置から発生する凝縮水，漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水（以下「漏えい水」という。）が流入する設計とする。（第1図）
- ・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（スワンネック）高さを床面から1mに設定することで，常時1mの水位を保つことが可能な設計とする。（第1図）
- ・サンプへの流入水は，高さ1mに設置する排水配管の入口（スワンネック）から，排水配管内を通じてサブプレッション・チェンバを経由し，格納容器外の原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計とする。（第1図）
- ・漏えい水は，運転中に生じるドライウエル内ガス冷却装置からの凝縮水の流入によってサンプ水位は常時1mに維持されているため，サンプに流入する全量が排水され，原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に至る過程で，床ドレン用流量計により $0.23\text{m}^3/\text{h}$ を検出することが可能な設計とする。（第1図）
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びR P V破損後にスリット内でデブリが凝固するための必要な距離（スリット

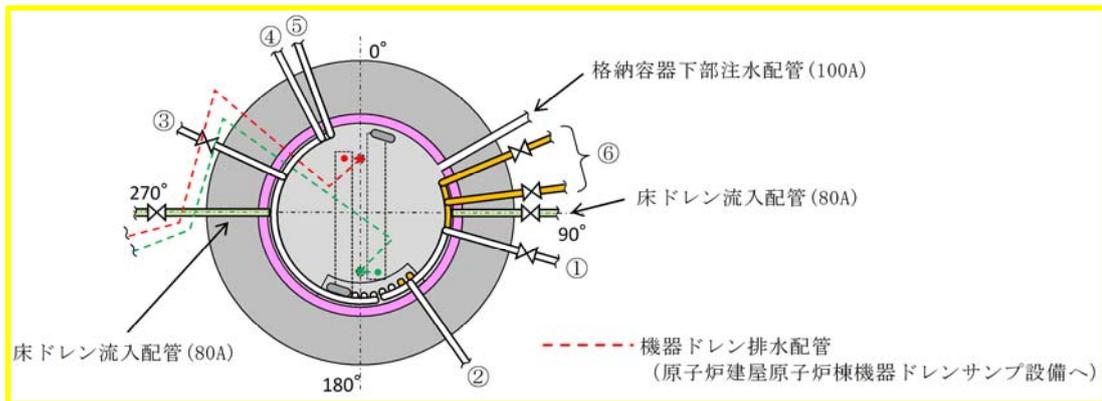
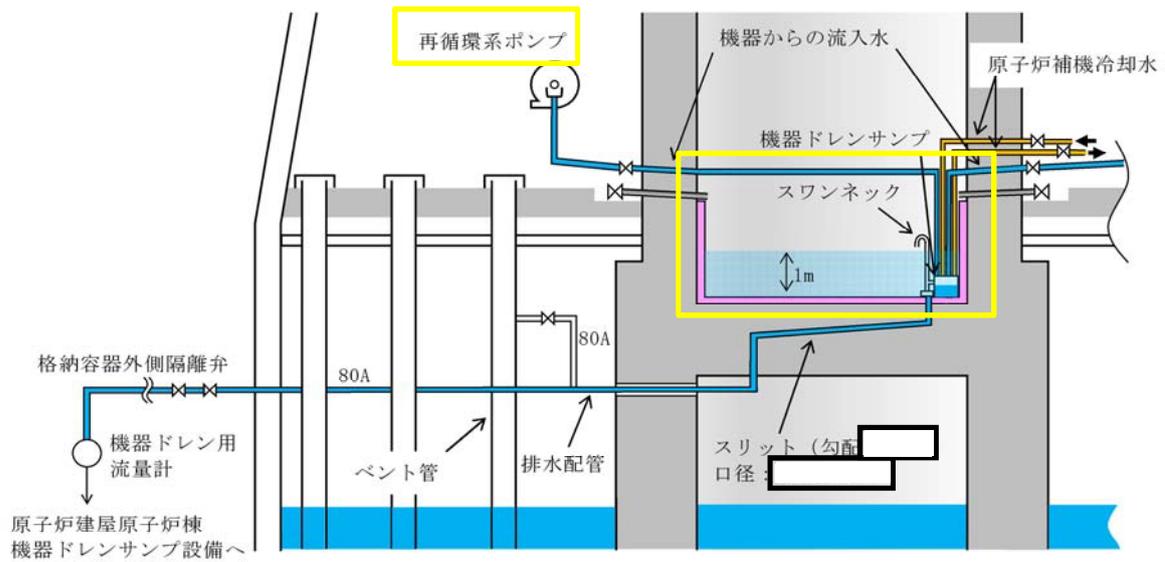
全長は  を短くする観点から、スリットの勾配を  に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、スリットの勾配は影響しない。



第1図 ペDESTAL床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

## ②ペDESTAL内機器ドレンサンプ

- ・再循環系ポンプグランド部からの排水，機器からのリーク水及び機器点検時のドレン水が流入する設計とする。（第2図）
- ・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却水配管により）され，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。（第2図）
- ・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し，高温のドレン水を冷却することができる設計とする。（第2図）
- ・サンプからの排水は，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備に至る過程で，機器ドレン用流量計により排水量を計測し， $5.70\text{m}^3/\text{h}$ の排水（漏えい量）を検出することが可能な設計とする。（第2図）
- ・排水配管水平部の勾配は，通常運転中の排水性を確保する観点及びRPV破損後にスリット内でデブリが凝固するため必要な距離（スリット全長は□）を短くする観点から，スリットの勾配を□に制限した設計とする。（第2図）
- ・サンプには複数のドレン水が流入するため，排水性確保の観点からベント管を設置する設計とする。



NO.	流入元	運転中の状態
①	再循環系ポンプ(A) グランド部排水, 機器からのリーク水 (*1), 機器点検時のドレン水 (50A) (*2)	常時排水有
②	再循環系ポンプ(A) 点検時のドレン (50A) (*2)	常時排水なし
③	再循環系ポンプ(B) グランド部排水, 機器からのリーク水 (*1), 機器点検時のドレン水 (50A) (*2)	常時排水有
④	機器点検時のドレン水 (80A) (*2)	常時排水なし
⑤	再循環系ポンプ(B) 点検時のドレン (50A) (*2)	常時排水なし
⑥	原子炉補機冷却水配管 (50A)	常時通水

\*1 弁グランド部からのリーク水 (運転中)

\*2 通常閉の弁を開にし排水 (定検時のみ)

第2図 ペDESTAL機器ドレンサンブの運転中流入水及び排水概要図

(2) 事故発生から R P V 破損前まで

① R P V 破損前までに達成すべき条件

- ・ デブリ落下までの間、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

② 条件を達成するための設備対策

a. ドライウエルからの流入水の遮断

- ・ ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 3 図(a)(c))
- ・ 制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・プールへ排水される設計とする。(第 3 図(a)(c)(d))

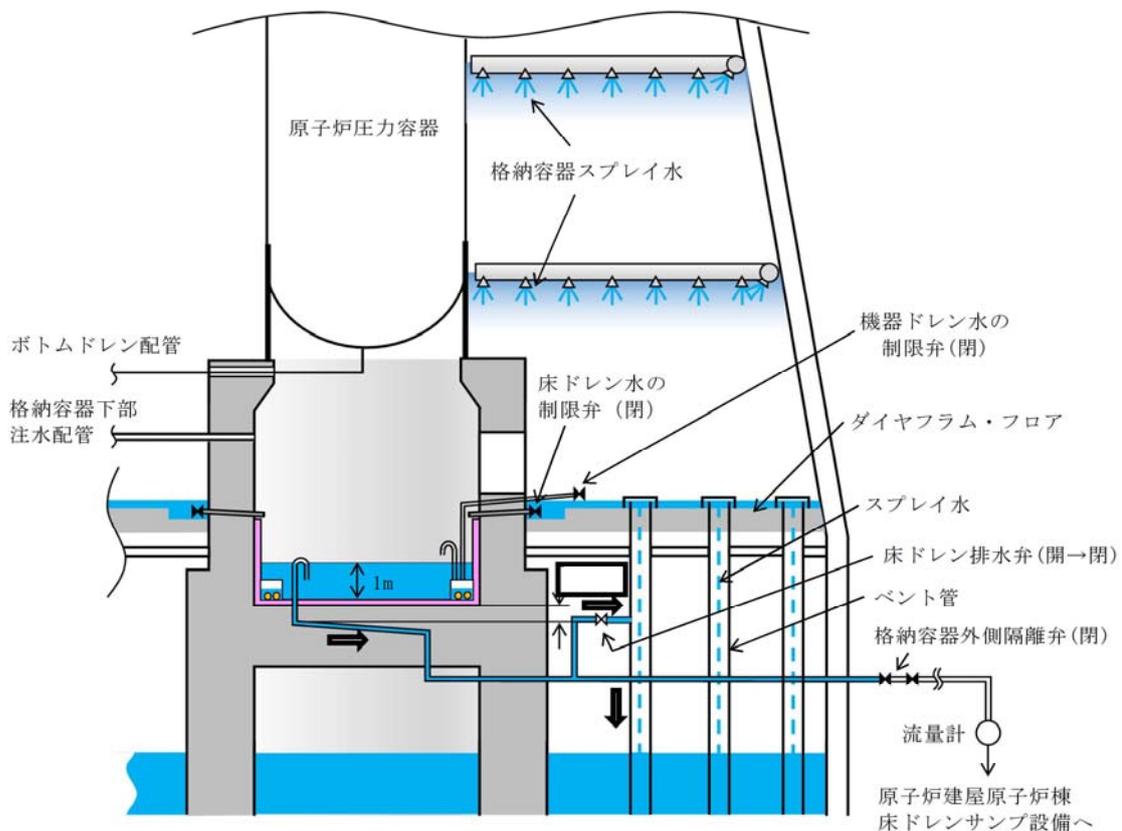
b. ペDESTALへの流入水の排出

- ・ 事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・プールへ自然排水される設計とする。  
(第 3 図(a)(c)(d))
- ・ 事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V 破損までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。(別紙)
- ・ 以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より  下の位置に設置する設計とする。(第 3 図(a))

- ▶ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが、スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは、スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため、床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第3図(a)）
- ▶ スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペDESTAL床のコンクリート表面から  下）にスリットを設置する。（第3図(a)）
- ・ 床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないように、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。（第3図(d)）
- ・ ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペDESTAL注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これにより、R P V破損後のペDESTAL水のサプレッション・プールへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放す

る手順とする。

- ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、RPV破損後のペDESTAL水がサプレッション・プールへ流出することを防ぐため、床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第3図(d)(e)）

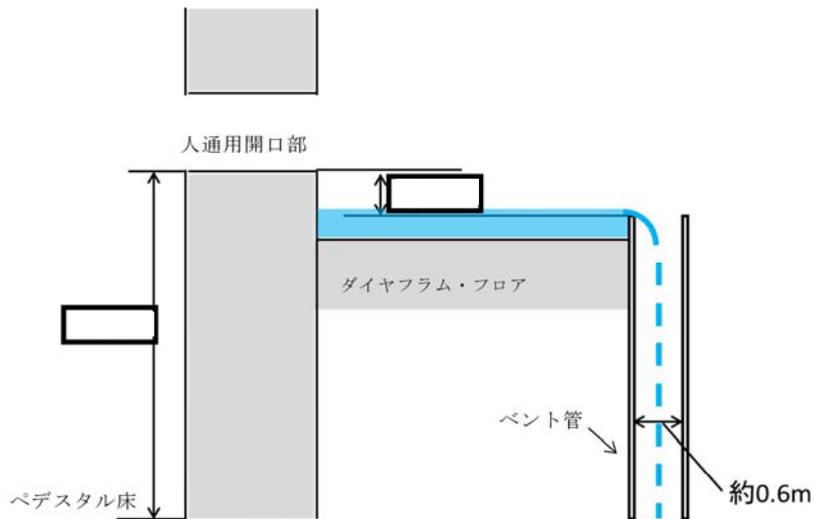


ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・プールへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

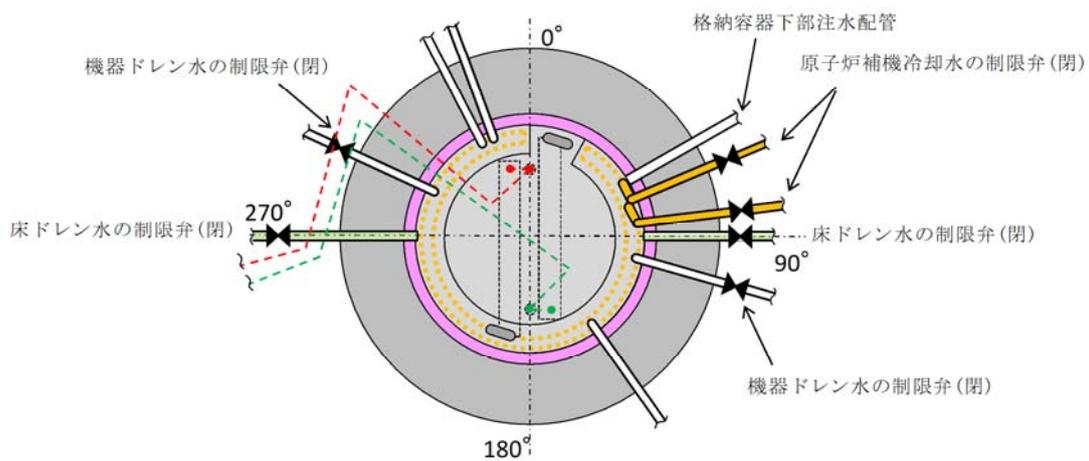
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし、格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため、格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。

【参考】最も高い位置の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約0.47m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが、その他の真空破壊弁はペDESTAL床のコンクリート表面より約1.36m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置に設置されている。

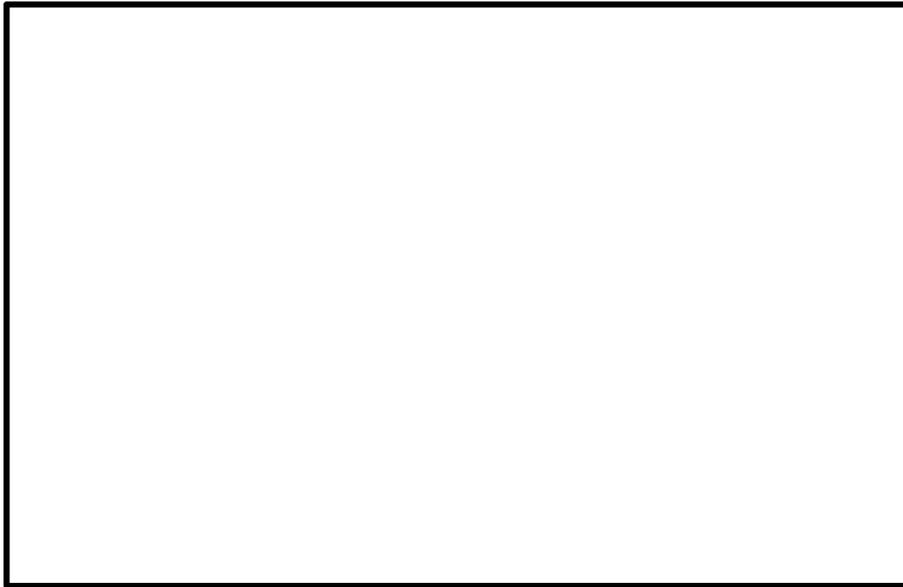
第3図(a) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図(b) ペDESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

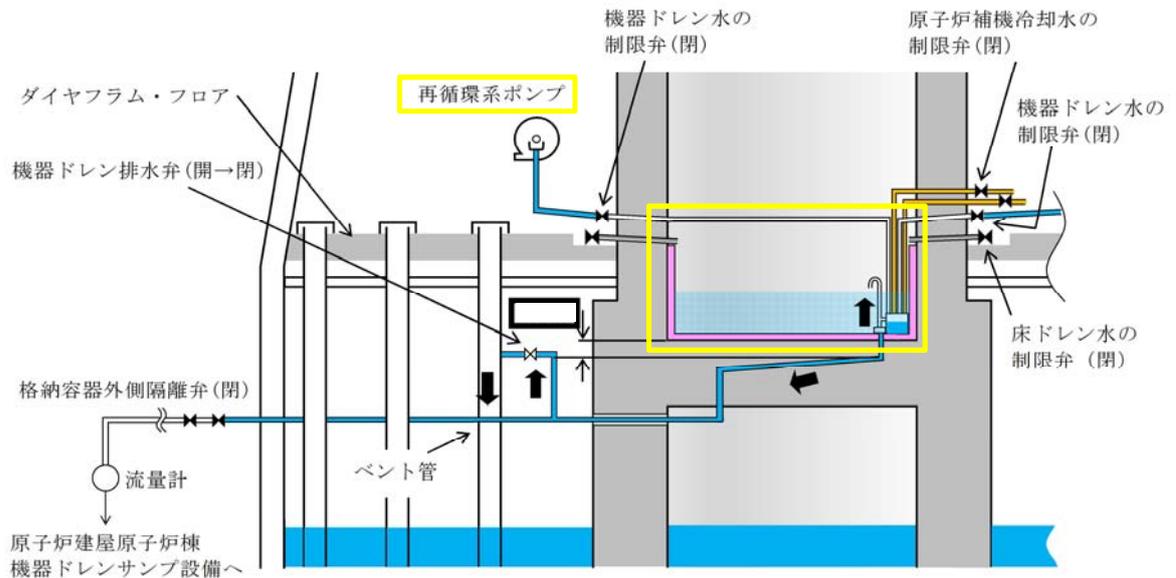


第3図(c) ペDESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- 機器ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- 床ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ベント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 真空破壊弁付き (11か所)
- ベント管 真空破壊弁なし (95か所)

第3図(d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図(e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要

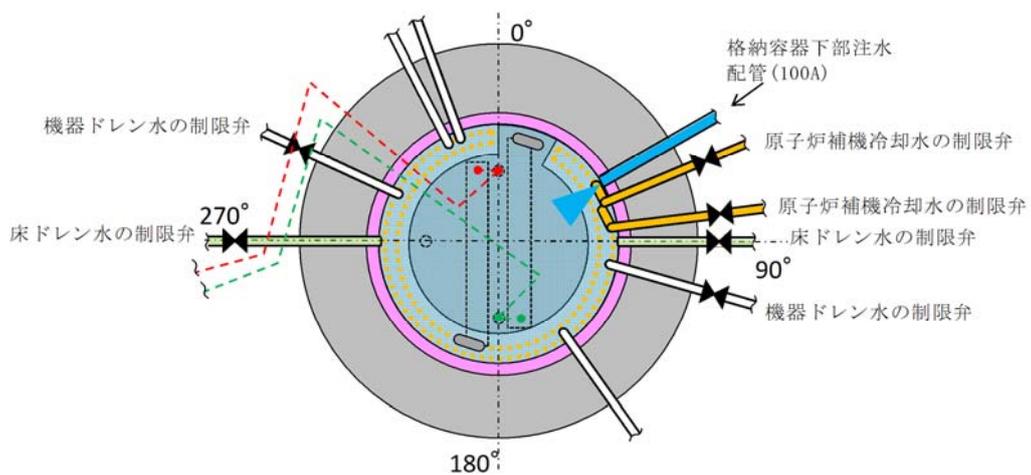
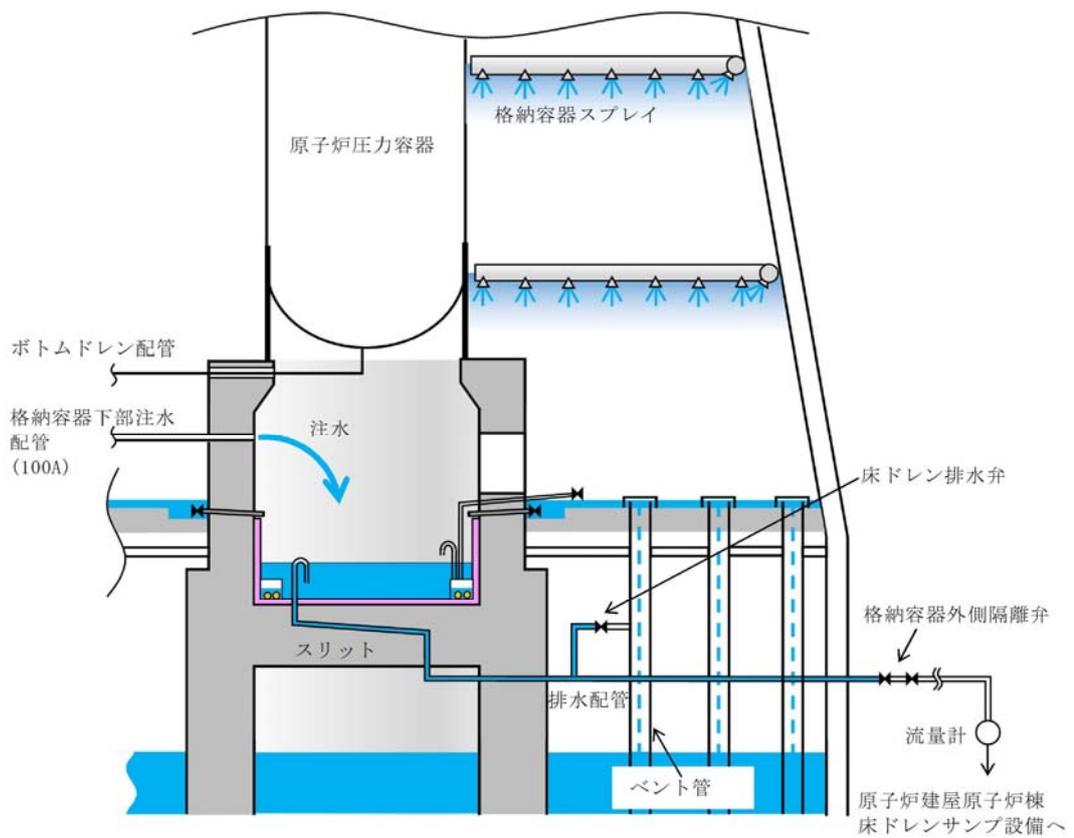
### (3) R P V破損後

#### ① R P V破損後に達成すべき条件

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ペDESTAL床ドレンサンプの水位を管理できること。

#### ②条件を達成するための設備対策

- ・R P V破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペDESTAL内へ内包水が流入することを防止するため、ドライウェル圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (機器ドレン及び原子炉補機冷却水) を閉にする設計とする。(第4図)
- ・R P V破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。(第4図)



第4図 ペデスタル床ドレンサンプ注水概要図

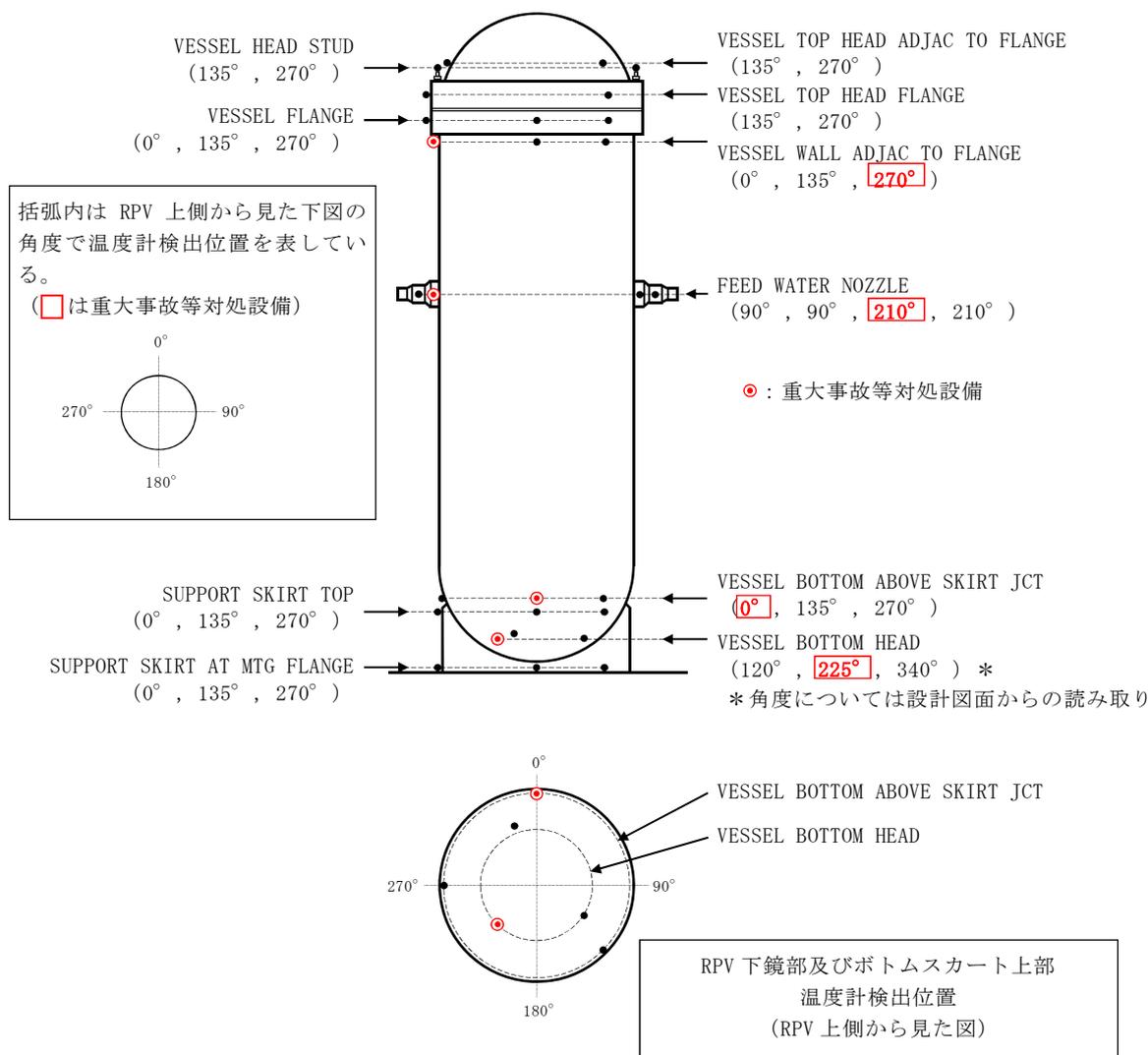
## 原子炉圧力容器の破損判断について

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後RPVが破損することとなるが、リロケーション後のRPV破損のタイミングには不確かさが存在する。RPV破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心が落下することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）水への伝熱による蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器の圧力上昇が発生することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施するために、RPV破損を速やかに判断する必要がある。

このため、RPV破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、RPV破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のRPV破損に至るまでの間はRPV破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、RPV破損の速やかな判断が可能となるようにする。

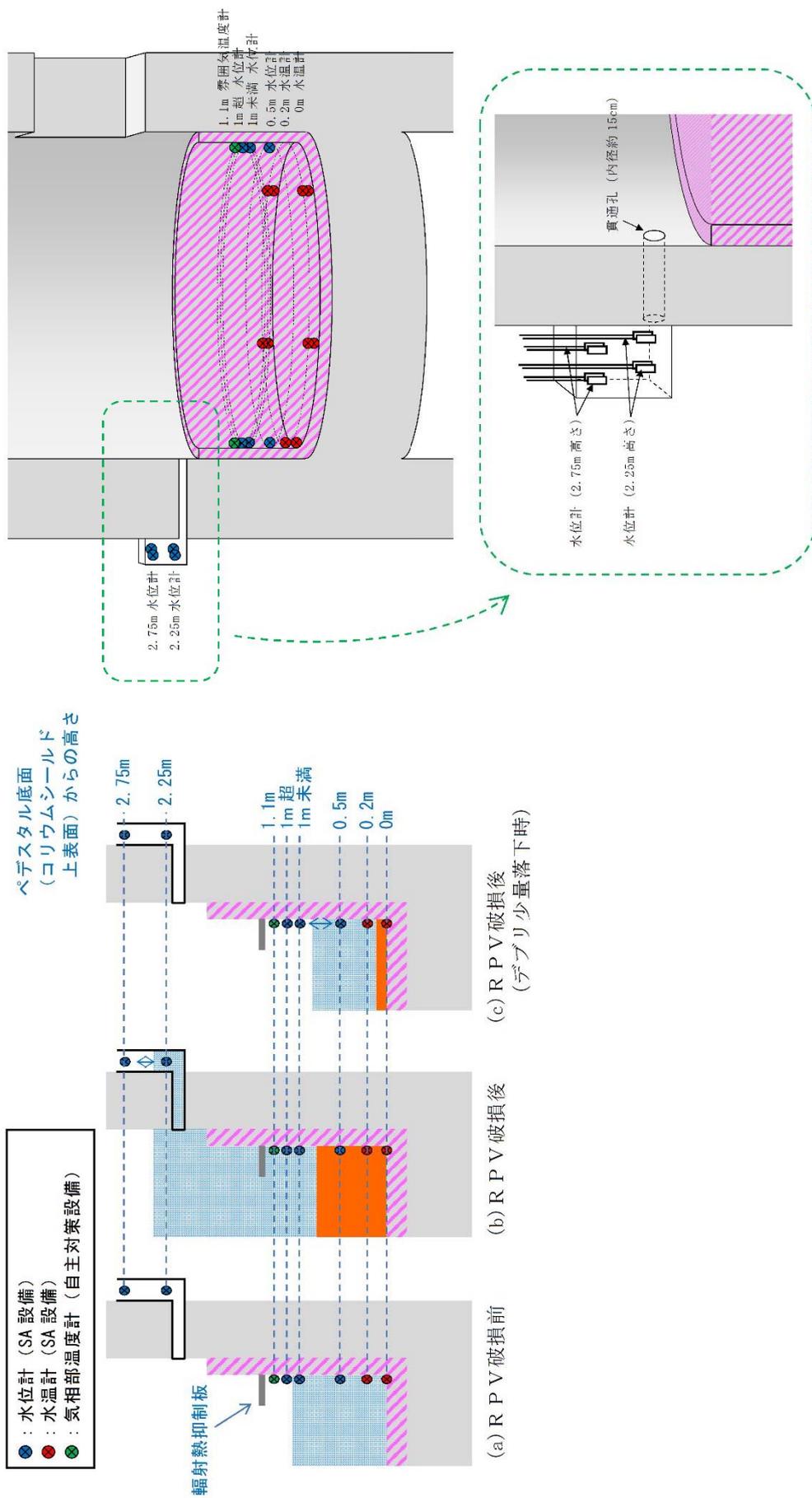
第1表 過渡事象及びLOCA事象時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
<b>【破損徴候パラメータ】</b>	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており、溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度 (第1図)	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が 300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることの意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
<b>【破損判断パラメータ】</b>	
格納容器下部水温 (第2図)	<ul style="list-style-type: none"> <li>RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ペデスタル（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知の恐れはない。</li> <li>少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても、格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の速やかな判断が可能。</li> </ul>
<b>【従来の破損判断パラメータ等】</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>ドライウエル圧力</li> <li>ドライウエル雰囲気温度</li> <li>ペデスタル（ドライウエル部）雰囲気温度、等</li> </ul>	<p>以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>LOCA事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。</li> </ul> <p>又は</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。</li> </ul>



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 RPV 温度計検出位置



第2図 ペDESTAL内の計器設置図

## 原子炉起動前及び通常運転時における

## ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位について

原子炉起動前及び通常運転時におけるペDESTAL（ドライウエル部）（以下「ペDESTAL」という。）内の水位について以下に示す。

## 1. 原子炉起動前におけるペDESTAL内への事前水張り

原子炉起動前において、通常運転中のペDESTAL床ドレンサンプの排水性を確保するため、必要により消火系、補給水系、純水系のいずれかによりペDESTAL内への事前水張りを実施し、ペDESTAL内水位を1m（）にし、通常運転時のペDESTALへの流入水の計測を可能とする。

## 2. 通常運転時におけるペDESTAL内の水位維持

通常運転時におけるペDESTAL内への流入水は、原子炉格納容器内のドライウエル内ガス冷却装置から発生する凝縮水と原子炉格納容器内で発生する結露水が床ドレン水（ドライウエルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からペDESTAL内へ流入（多量時：約  $6.8\text{m}^3/\text{h}$ 、少量時：約  $0.2\text{m}^3/\text{h}$ ）する。なお、通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約  $3.7\text{Bq}/\text{ml}$  である。

ペDESTAL内へ流入した床ドレン水は、ペDESTAL内水位1mの状態で行入される。流入分の床ドレン水は、1mに立ち上げたスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水される。

原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水状況を確認することで、ペDESTAL内水位が1mに維持されていることを確認できる。なお、原子炉

建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水状況の確認は，中央制御室の原子炉格納容器内床ドレン流量記録計や積算計により確認することができる。

## 手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.8.2.1(1) b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）
  - ・水源から接続口までの格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順
  - <リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
  - 1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
2. 1.8.2.2(1) 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）
  - ・水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順
  - <リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
  - 1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
3. 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・逃がし安全弁による減圧手順
  - <リンク先> 1.3.2.1(1) a. 手動による原子炉減圧
  - 1.3.2.2(1) a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁

## 機能回復

1.3.2.2(1) b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全  
弁機能回復

1.3.2.2(1) c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし  
安全弁機能回復

・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による  
冷却水確保手順

<リンク先> 1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の  
確保

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海  
水）の確保

・サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順

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

・水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大  
型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水  
大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替  
注水中型ポンプによる送水

・西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替  
注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補  
給（淡水／海水）

1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

- ・常設低圧代替注水系ポンプ，復水移送ポンプ，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，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

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置  
への給油

- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

###### (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

###### (c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### (d) 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電

###### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

##### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

###### a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

###### b. 可搬型窒素供給装置による原子炉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原子炉格納容器水素爆発防止

###### a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

###### b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

###### c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

##### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による

原子炉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原子炉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 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

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 自主対策設備仕様

添付資料1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

添付資料 1.9.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料 1.9.6 解釈一覧

添付資料 1.9.7 手順のリンク先について

## 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り発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等」という。）により発生する水素及び酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<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、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により不活性化した状態としており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素及び酸素により原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）が封入された状態となっている。

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 不活性ガス系

- ・ 原子炉格納容器

ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素及び酸素により、原子炉格

納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する方法がある。

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・燃料給油設備

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素を格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する方法がある。この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「遠隔人力操作機構による現場操作」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器圧力逃がし装置内を可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて、原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

(i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置
- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・燃料給油設備

(ii) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止  
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用  
使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・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
- ・燃料給油設備

(iii) 遠隔人力操作機構による現場操作

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構

ii) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系にて再結合することにより水素濃度及び酸素濃度を制御し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系加熱器
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器
- ・可燃性ガス濃度制御系冷却器
- ・可燃性ガス濃度制御系配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素が変動する可能性のある範囲にわたって水素濃度及び酸素濃度監視設備により原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素濃度及び酸素濃度を測定する手段がある。

i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)

による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度 (S A)
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

- ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度
- ・格納容器内酸素濃度
- ・残留熱除去系海水系ポンプ
- ・残留熱除去系海水系ストレナ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水系ストレナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

- ・非常用交流電源設備

- ・常設代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

- (d) 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電

上記「1.9.1(2) a. (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」及び「1.9.1(2) a. (c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用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の設備について全交流動力電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備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
- ・ 燃料給油設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置、不活性ガス系配管・弁、原子炉格納容器及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、フィルタ装置入口水素濃度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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付ける。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）、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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための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給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷により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、また原子炉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（格納容器スプレー冷却系）、代替循環冷却系、代替格納容器スプレー冷却系又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源等が復旧し、可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は使用できない場合があるが、残留

熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し、かつ電源等が復旧し、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の使用が可能となれば、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。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度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) i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」として使用する設備である不活性ガス系は，原子炉運転中に原子炉格納容器内雰囲気常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。また，「1.9.1(2) a. (b) i) (i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化する手段として使用する設備であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

(添付資料1.9.2)

#### b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は、運転員等<sup>※2</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）」、「AM設備別操作手順書」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）。

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

（添付資料1.9.3）

## 1.9.2 重大事故等時の手順

### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

##### a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を不活性ガス系にて不活性化する。

なお、原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換し、原子炉運転中は原子炉格納容器内を常時不活性化した状態としている。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第1.9-1図に示す。

##### b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素供給装置により不活性化する。

(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、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合<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：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-2図に、タイムチャートを第1.9-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を依頼する。

②災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内（S/C側及びD/W側）への不活性ガス（窒素）

注入をするための接続口を連絡する。なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をS/C側用に1台、D/W側用に1台を準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、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。

⑤重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。

⑥災害対策本部長代理は、発電長に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内に不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを連絡する。

⑦発電長は、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度が、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長代理に原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を依頼する。

- ⑧災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。
- ⑨重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を開とし、原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長代理に報告する。
- ⑩災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度指示値を確認し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の追加を依頼する。
- ⑫<sup>a</sup>原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向の場合
- 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始する。なお、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達するまで可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入を継続する。その後、運転員等は中央制御室にて、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示

値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑫<sup>b</sup>原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向でない場合

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器 (S/C側) 内への不活性ガス (窒素) 注入をドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達するまで継続し、運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを連絡する。

⑭災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入停止を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入を停止するため、⑫<sup>a</sup>により原子炉格納容器 (S/C側及びD/W側) 内へ不活性ガス (窒素) 注入をしていた場合は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁 (S/C側及びD/W側) を閉とする。また、⑫<sup>b</sup>により原子炉格納容器 (S/C側) 内への不活性ガス (窒素) 注入を継続した場合は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁 (S/C側) を閉とする。なお、重大事故等対応要員は、原子炉格納容器 (S/C側) 内又は原子炉格納容器 (S/C側及びD/W側) 内への不活性ガス (窒素) 注入を停止した後、災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子

炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑰ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑱<sup>a</sup> 原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過している場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑱<sup>b</sup> 原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。また、災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）の注入を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）を注入する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の傾向に応じて、以下の操作を実施する。

i) 原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向の場合

災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開

始する。その後、運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa[gage] (1.5Pd) に到達したことを発電長に報告する。また、重大事故等対応要員は、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を閉とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止する。

ii) 原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向でない場合

運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa[gage] (1.5Pd) に到達したことを発電長に報告する。また、重大事故等対応要員は、窒素ガス補給弁（S/C側）を閉とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止する。

⑱ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑳ 運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である

4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

㉑ 発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

㉒<sup>a</sup> サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満の場合

発電長は災害対策本部長代理に、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）による注入停止前に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への注入を実施していた場合は、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への不活性ガス

(窒素) による注入を依頼する。

⑳<sup>b</sup> サプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合

発電長は、運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長代理に原子炉格納容器

(D/W側) 内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

なお、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）による注入停止前に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への注入を実施していた場合は、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

㉑ 災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

㉒<sup>a</sup> 原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止前の操作が

㉒<sup>a</sup> 又は㉑<sup>b</sup> i) により可搬型窒素供給装置2台で実施した場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を開とし、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

㉒<sup>b</sup> 原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止前の操作が

㉒<sup>b</sup> 又は㉑<sup>b</sup> ii) により可搬型窒素供給装置1台で実施した場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側）を開とし、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑳災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

㉑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。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、作業開始を判断してから原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合】**

- ・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以内と想定する。

**【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合】**

- ・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、115分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。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1.9.4)

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

格納容器圧力逃がし装置は、可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）にて、原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合に、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。また、格納容器ベントを実施した際は、プルームの影響による被ばくを低減するため、運転員等は中央制御室待避室へ待避し、中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。

なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「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。

格納容器ベント開始後において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温

度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合に第一弁を閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合で、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す（S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。）。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑧運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑩<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原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（S/C側）を開とし、発電長に報告する。

⑩<sup>b</sup> D/W側ベントの場合

第一弁（S/C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（D/W側）を開とし、発電長に報告する。

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ベントの開始を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、第二弁（優先）を開とするが、第二弁が開できない場合は、第二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水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度及び格納容器内水素濃度指示値の低下、並びにフィルタ装

置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し，発電長に報告する。

- ⑬発電長は，格納容器ベント開始後，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合に，運転員等に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]（1Pd）未満，原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより，格納容器ベント停止判断をする。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，格納容器ベント準備については，作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内，D/W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始については，格納容器ベント準備完了から第二弁開操作による格納容器ベント開始まで2分以内と想定する。なお，第二弁バイパス弁についても同様である。

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

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し，可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。

なお，可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，原子炉格納容器内の

圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満の場合。

②格納容器ベント停止可能<sup>※3</sup>と判断した場合、又は格納容器ベント（圧力調整）を実施した場合において、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力未満の場合。

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

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（可燃性ガス濃度制御系B系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様。）。

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 系による原子炉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 系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、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、運転員等に可燃性ガス濃度制御系 A 系のウォームアップ運転を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度、可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度、可燃性ガス濃度制御系再結合物内ガス温度、可燃性ガス濃度制御系再結合物出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合物表面温度指示値の上昇により確認し、ウォームアップ運転が開始したことを確認する。

⑥運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系 A 系のウォームアップ運転を開始したことを報告する。

⑦運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系起動後、約180分で可燃性ガス濃度制御系再結合物内ガス温度指示値が649℃に温度制御されることを確認し、可燃性ガス濃度制御系 A 系のウォームアップ運転が完了したことを確認する。

- ⑧運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量を調整する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の低下により確認する。
- ⑫運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで6分以内と想定する。

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

また、可燃性ガス濃度制御系起動から約180分でウォームアップ運転が完了し、再結合運転が可能である。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

- a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素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) により原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素濃度及び酸素濃度を監視する。なお、格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) のサンプリング装置 (A) を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(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) のサンプリング装置 (A) による原子炉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 (格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) のサンプリング装置 (B) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。)

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) による原子炉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) のサンプリング装置 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) のサンプリング装置 (A) の暖気が開始<sup>\*4</sup>又は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）のサンプリング装置（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）のサンプリング装置（A）の暖気完了を確認した後、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）の起動操作を行い、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定<sup>※5</sup>が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

※4：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※5：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D/W側、S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

#### (c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）による測定開始まで38分以内と想定する。なお、交流電源の喪失時には代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始され、最長38分で計測が可能である。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速

やかに対応できる。

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等により発生する水素及び酸素を格納容器雰囲気モニタにより原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし、水素濃度及び酸素濃度を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉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）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。）。

概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから格納容器雰囲気モニタの起動まで5分以内と想定する。

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

なお、格納容器雰囲気モニタの起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-12図に示す。

原子炉起動時に、原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性化した状態とすることで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の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) 又は格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度にて監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度制御を実施する。また、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合で、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度にて3.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性ガス (窒素) を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度にて4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により不活性ガス (窒素) を原子炉格納容器内へ注入する。

原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度にて4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、原子炉格納容器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による格納容器ベントをする際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の第一弁開操作を第一優先とする。S/C側の第一弁開操作が実施できない場合には、D/W側の第一弁開操作を実施する。その後、第二弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。

(添付資料1.9.5)

#### 1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合に、水素爆発

による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

なお、代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「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。

可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器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。

窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系※1 原子炉格納容器	—※2	—※1
		原子炉格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器 燃料給油設備※7	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」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置※3 格納容器圧力逃がし装置 燃料給油設備※7	—※4	—※3

※1: 原子炉運転中は原子炉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、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※3: 原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

※4: 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5: 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。

※6: 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。

※7: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器水素爆発防止	格納容器圧力逃がし装置※ <sup>6</sup> フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） 常設代替交流電源設備※ <sup>7</sup> 可搬型代替交流電源設備※ <sup>7</sup> 常設代替直流電源設備※ <sup>7</sup> 可搬型代替直流電源設備※ <sup>7</sup> 燃料給油設備※ <sup>7</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） 「放出」  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
		遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構※ <sup>6</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） 「放出」  AM設備別操作手順書
		原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系プロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 非常用交流電源設備※ <sup>7</sup> 常設代替交流電源設備※ <sup>7</sup> 燃料給油設備※ <sup>7</sup>	自主対策設備  非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「PCV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」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領

※<sup>1</sup>：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※<sup>2</sup>：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※<sup>3</sup>：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

※<sup>4</sup>：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※<sup>5</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>6</sup>：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。

※<sup>7</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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度（S A） による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視（S A）	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A） 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	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」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器雰囲気モニタ	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 残留熱除去系海水系ポンプ※5 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ※5 緊急用海水系ストレーナ 可搬型代替注水大型ポンプ※5 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7	自主対策設備  非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV水素濃度制御」等 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

- ※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。  
 ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。  
 ※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。  
 ※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。  
 ※5：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。  
 ※6：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。  
 ※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電 代替電源設備により水素爆発による	常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 常設代替直流電源設備※7 可搬型代替直流電源設備※7 燃料給油設備※7	重大事故等対処設備  非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「電源供給回復」  非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

※4：可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：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。

※6：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。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止 b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位 ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 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

監視計器一覧 (2/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力 フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
		補機監視機能	モニタリング・ポスト

監視計器一覧 (3/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御			
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV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」等  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		原子炉格納容器内の温度	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
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量
		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ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力 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

監視計器一覧 (4/5)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)

監視計器一覧 (5/5)

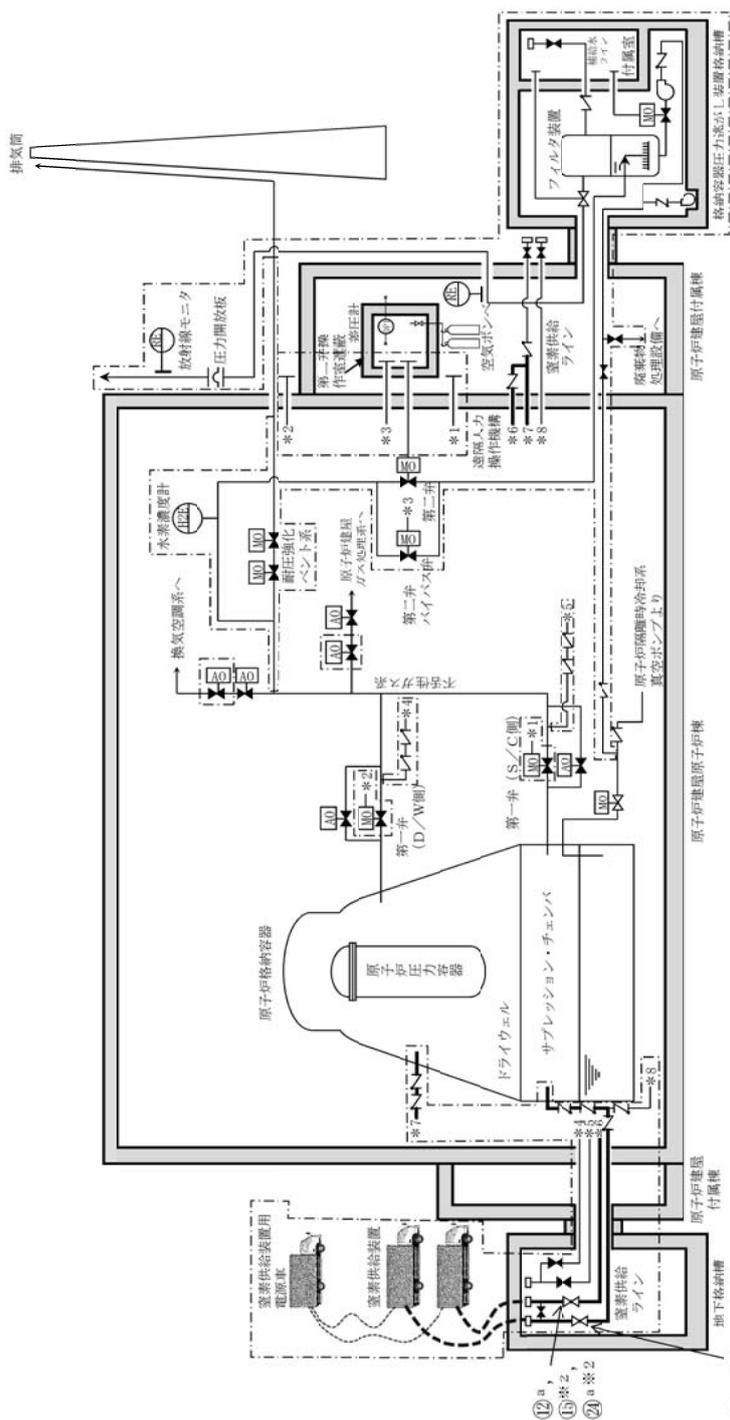
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 等  非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作手順書	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第1.9-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	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>	第一弁（S/C側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第一弁（D/W側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁バイパス弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	格納容器内水素濃度（SA）	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
	格納容器内酸素濃度（SA）	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
	フィルタ装置入口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤



凡例		ポンプ
		電動駆動
		空気駆動
		弁
		逆止弁
		ホース
		設計基準対象施設から追加した箇所

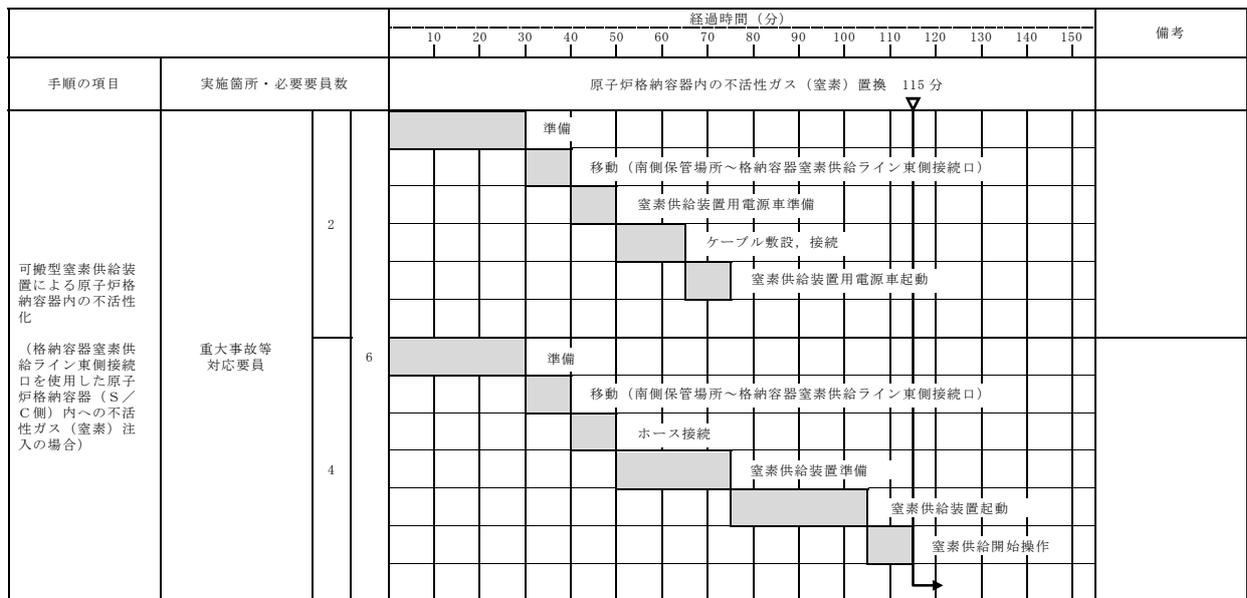
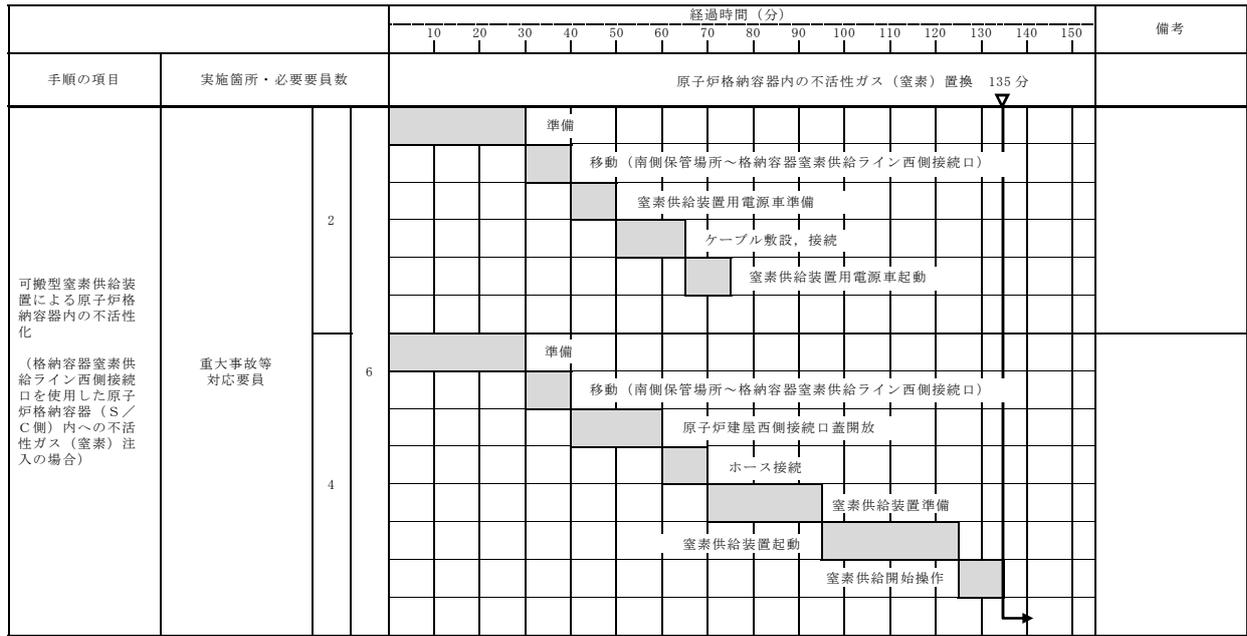


注：操作手順⑫<sup>a</sup>、⑬<sup>a</sup>、⑭<sup>a</sup>の場合を示す。

操作手順	弁名称
⑨、⑮ <sup>a</sup> 、⑰ <sup>a</sup> 、⑱ <sup>a</sup> ※1	窒素ガス補給弁 (S/C側)
⑫ <sup>a</sup> 、⑮ <sup>a</sup> ※2、⑱ <sup>a</sup> ※2	窒素ガス補給弁 (D/W側)

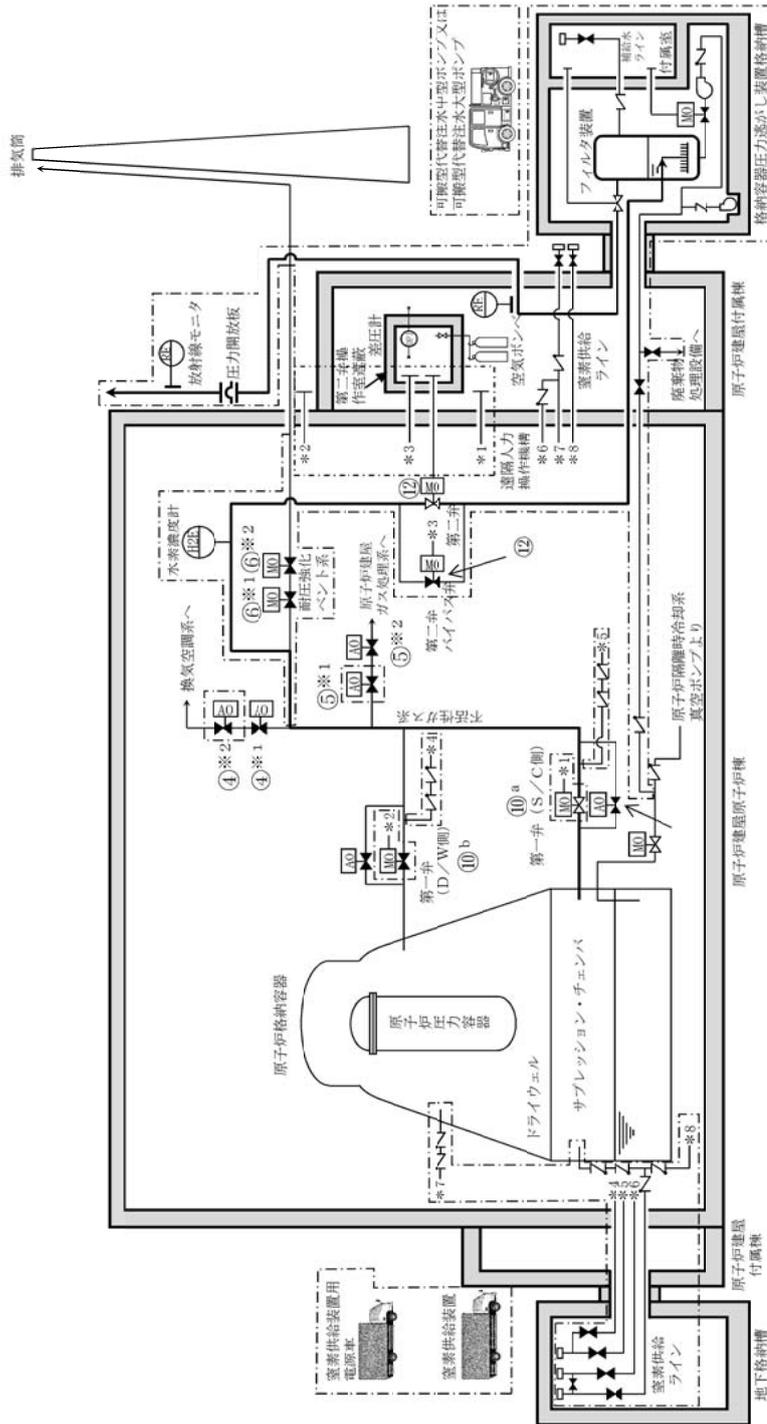
記載例 ○：操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>～：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.9-2 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



第 1.9-3 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート

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



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	換気空調系一次隔離弁	⑤※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
④※2	換気空調系二次隔離弁	⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁
⑤※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁

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

第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 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原子炉格納容器水素爆発防止 (格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成			格納容器ベント準備						
			←									
						←						

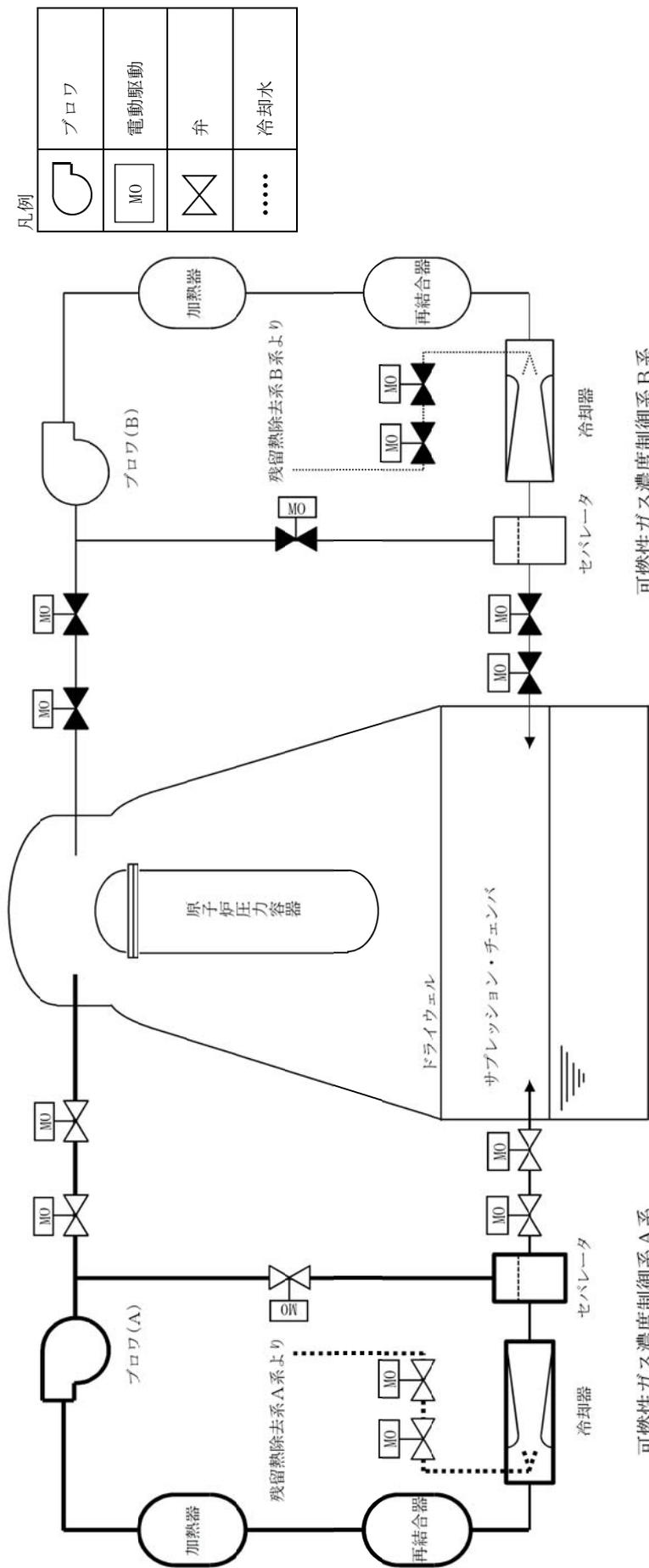
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	▽格納容器ベント判断										
		5分 格納容器ベント準備完了										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 (格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成			格納容器ベント準備						
			←									
						←						

		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完了										
		2分 格納容器ベント										
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	格納容器ベント開始操作									※1
			→									

※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内と想定する。

### 第 1.9-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

#### タイムチャート



可燃性ガス濃度制御系B系

可燃性ガス濃度制御系A系

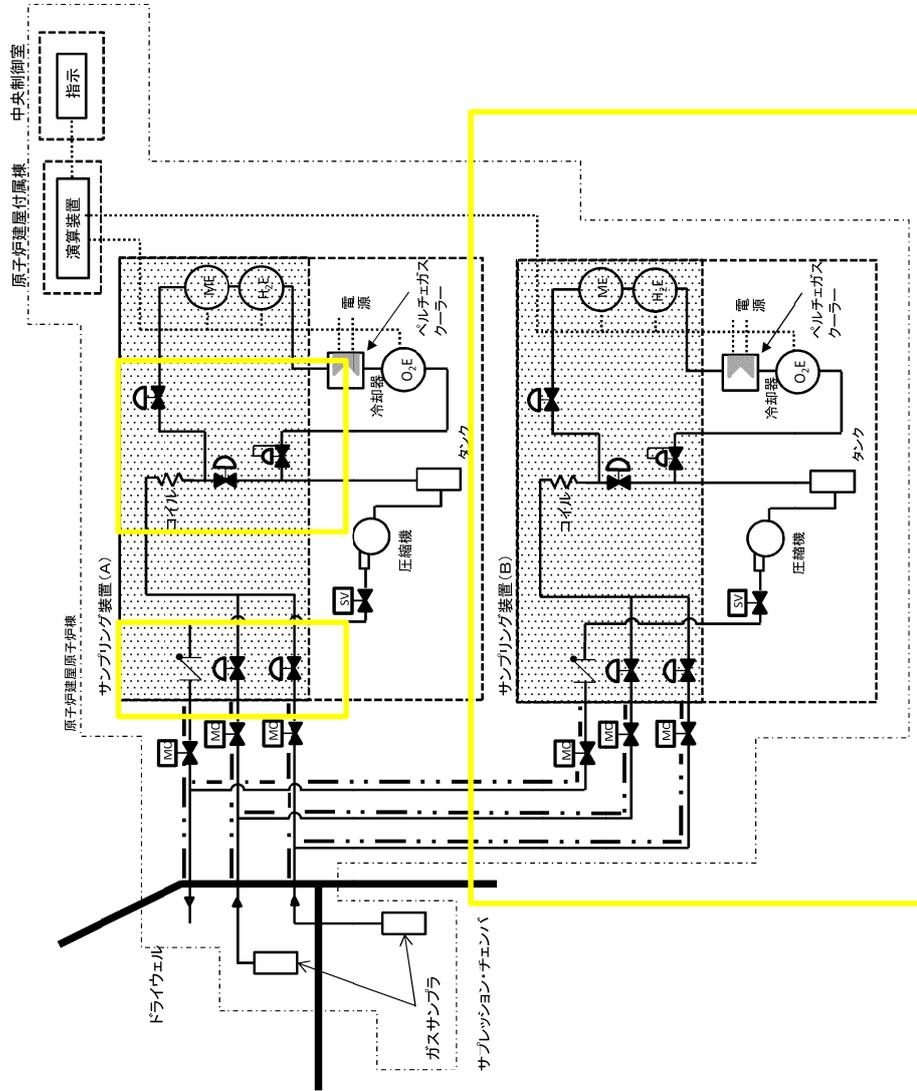
第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

		経過時間 (分)										備考
		5	10	15	165	170	175	180	185	190		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <span>6分 可燃性ガス濃度制御系プロロ起動</span> <span>再結合 (プロロ起動後, 約 180 分以内)</span> </div>										
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <span>系統構成, 起動操作</span> <span>ウォームアップ運転</span> </div>										※1

※1: 可燃性ガス濃度制御系 A 系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また, 可燃性ガス濃度制御系 B 系については, 可燃性ガス濃度制御系プロロ起動まで 6 分以内, 再結合開始まで約 180 分以内と想定する。

第1.9-7図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御  
タイムチャート

凡例		圧縮機
		電動駆動
		空気駆動
		電磁駆動
		弁
		逆止弁
		湿度検出器
		水素検出器
		酸素検出器
		トレーサヒータ
		キヤビネット ヒータ範囲
		設計基準対象施設から 追加した箇所



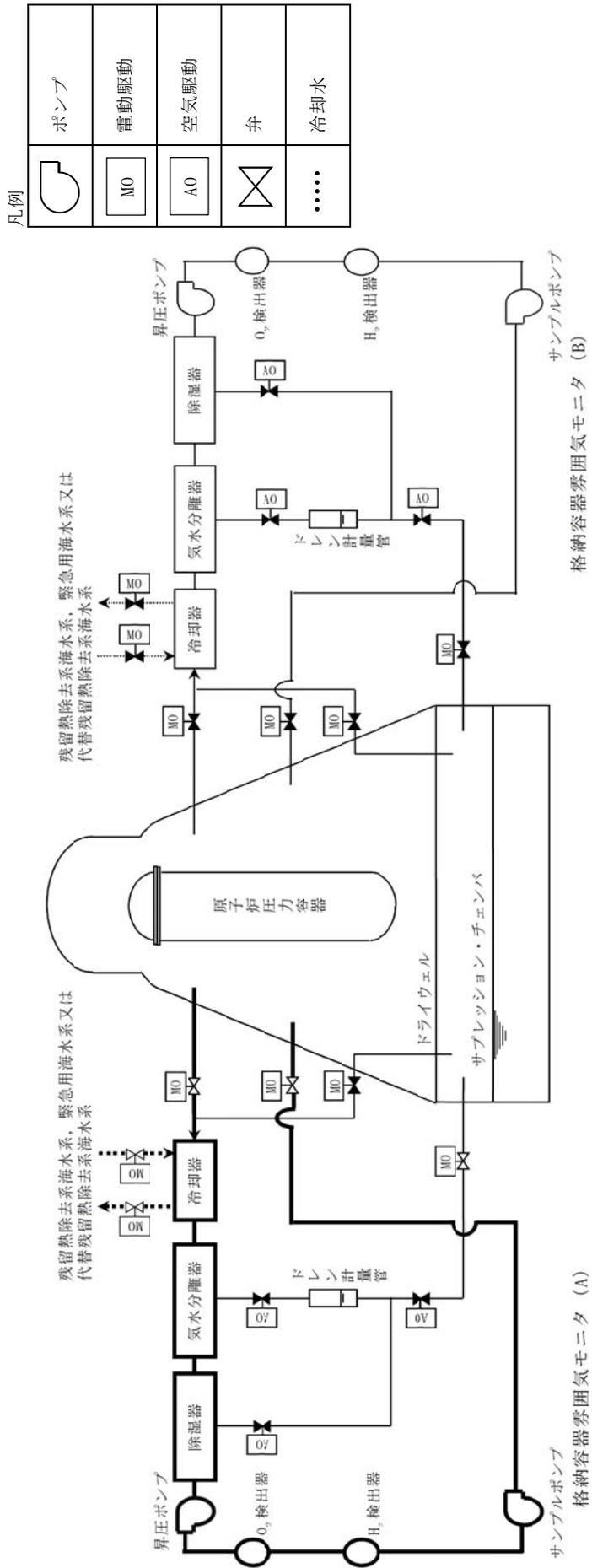
第1.9-8図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃

度監視 概要図

		経過時間 (分)												備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		
手順の項目	実施箇所・必要員数	交流電源確保 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による測定開始													
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統暖気 (※1)												
			起動操作												
			測定前準備												
			測定開始												

※1: 通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

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) による原子炉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

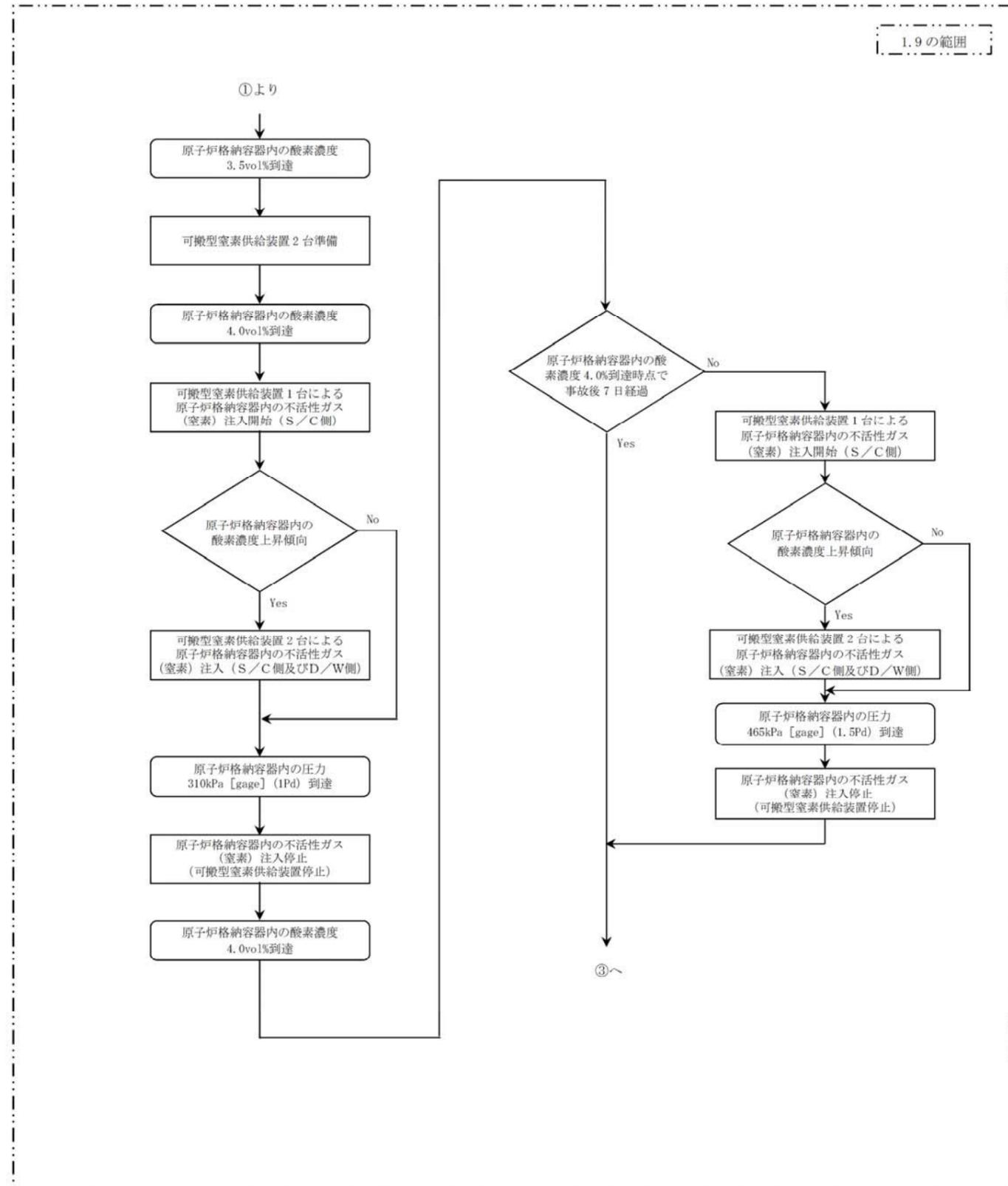
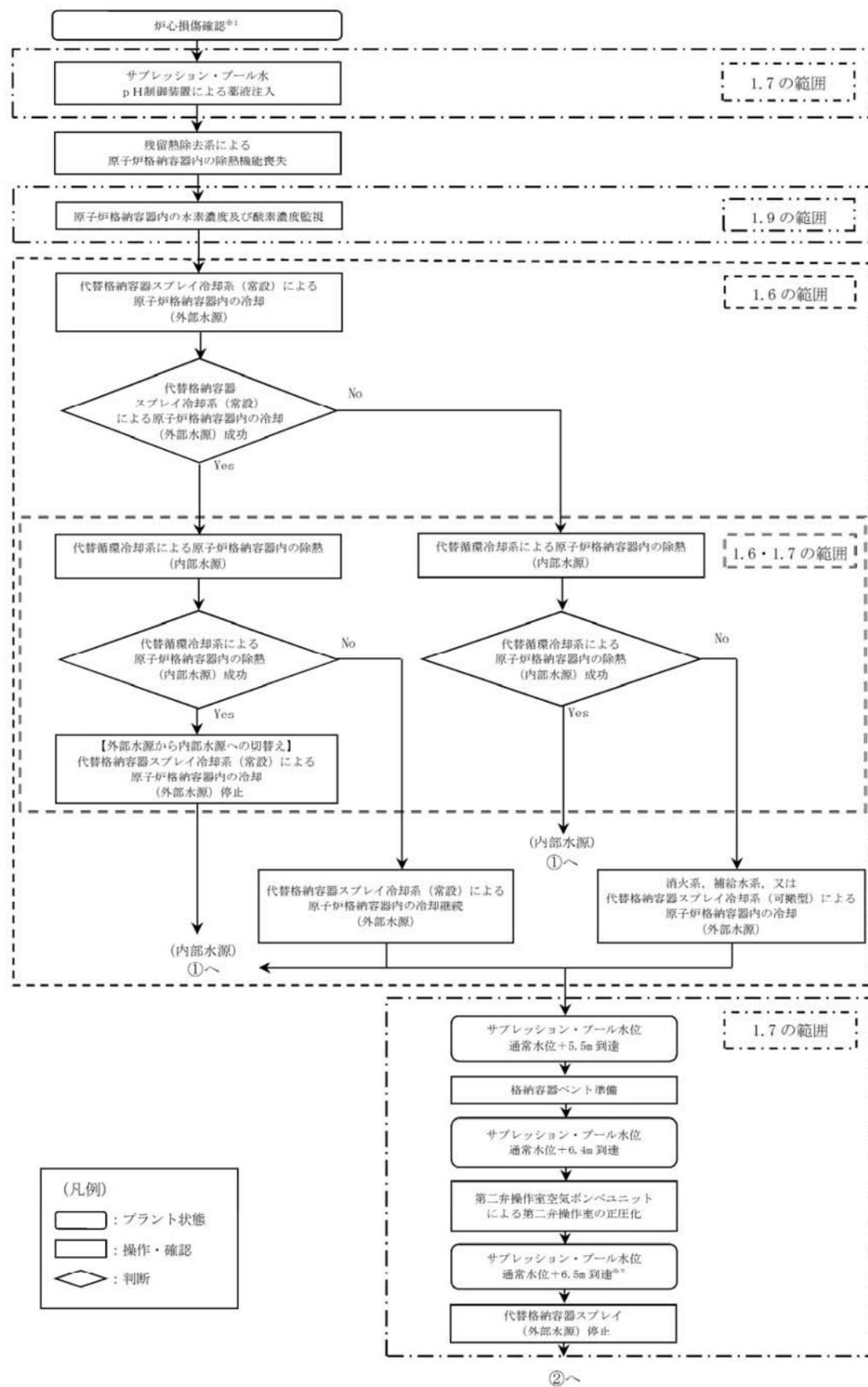


第1.9-10図 格納容器雰囲気気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

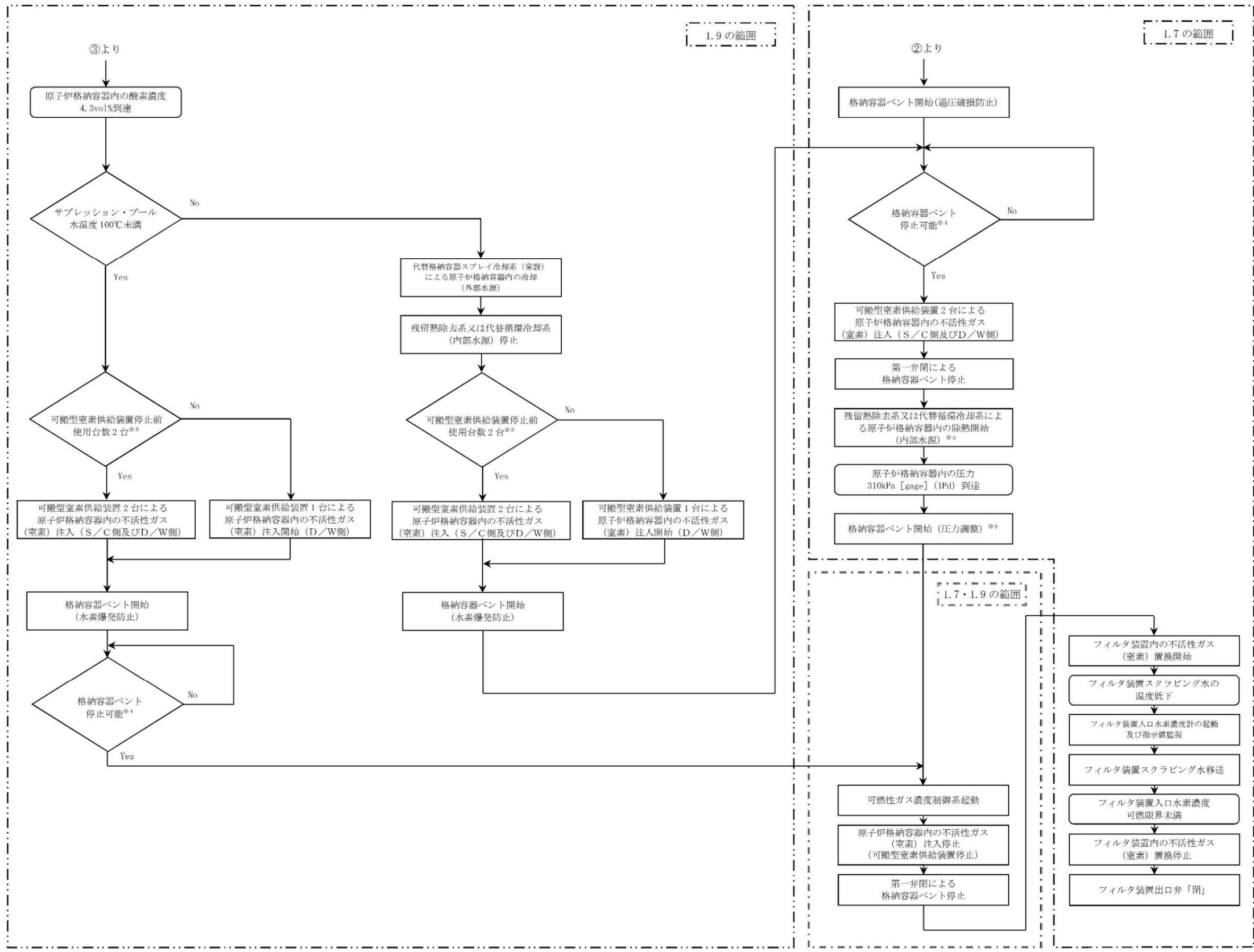
手順の項目		実施箇所・必要要員数		経過時間(分)									備考	
				1	2	3	4	5	6	7	8	9		
				格納容器雰囲気モニタ起動 5分										
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)		1										※1

※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また、格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については、格納容器雰囲気モニタ起動まで5分以内と想定する。

第1.9-11図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)



※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、炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2: 「サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m」に到達するまでに、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(内部水源)が可能となり、除熱成功した場合は、内部水源による除熱に切り替える。

※3: 格納容器ベント前の窒素注入については、可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。また、第一弁(D/W側)開による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

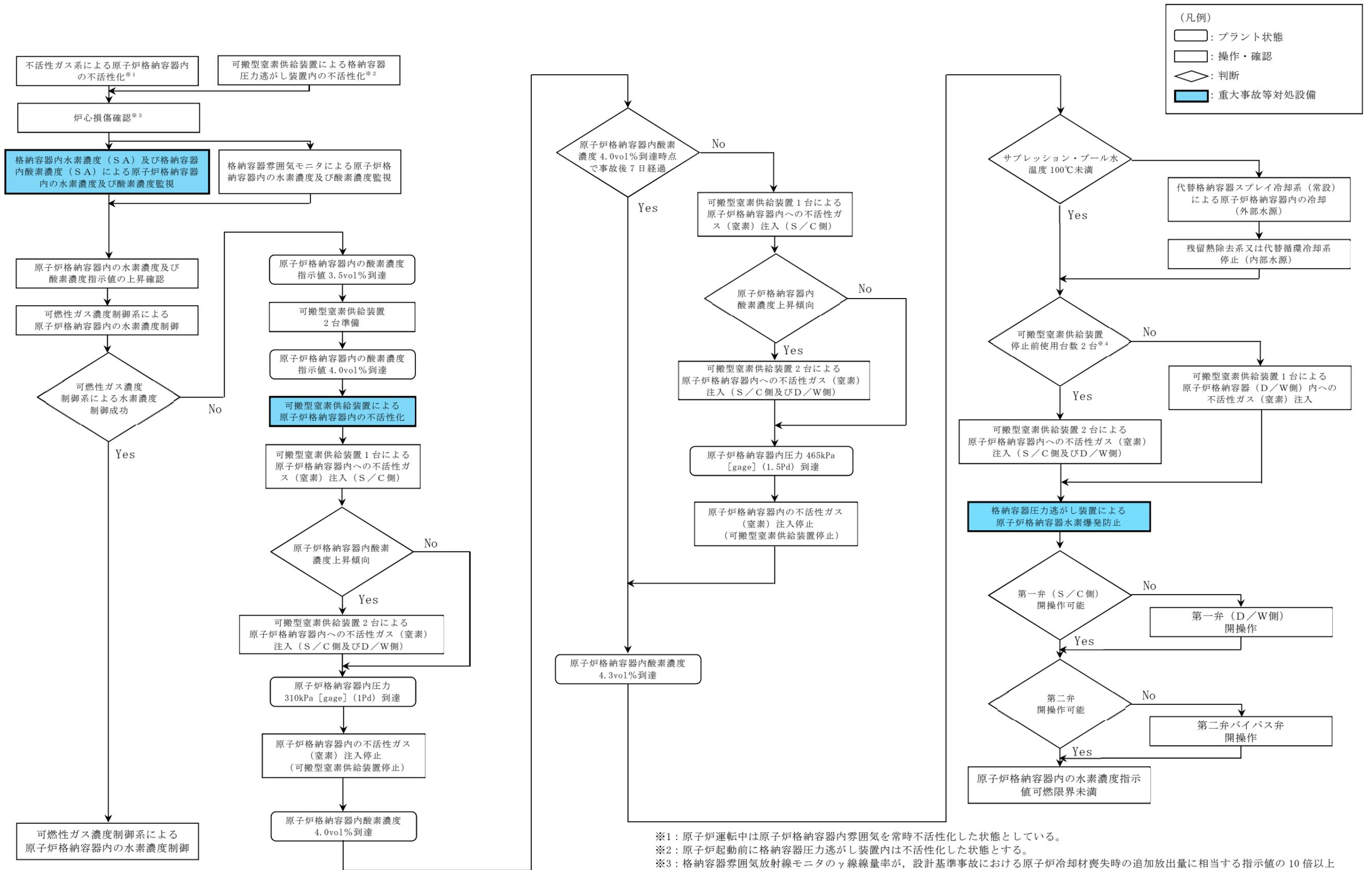
※4: 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

※5: 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6: 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入を継続しながら第一弁を再度閉として、格納容器ベント(圧力調整)する。

(凡例)  
 □ : プラント状態  
 ▭ : 操作・確認  
 ◇ : 判断

第 1.9-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



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 (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」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52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【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必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<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必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt; c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で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、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系 <sup>*1</sup>	既設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	原子炉格納容器	既設				
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	燃料給油設備	新設				
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	可搬型窒素供給装置 <sup>*2</sup>	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-
	格納容器圧力逃がし装置	新設				
	燃料給油設備	新設				
	-	-				
原子炉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内の不活性化	格納容器圧力逃がし装置	既設 新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	可燃性ガス濃度制御系ブロワ
	フィルタ装置入口水素濃度	新設				可燃性ガス濃度制御系加熱器
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	新設				可燃性ガス濃度制御系再結合器
	常設代替交流電源設備	新設				可燃性ガス濃度制御系冷却器
	可搬型代替交流電源設備	新設				可燃性ガス濃度制御系配管・弁
	常設代替直流電源設備	新設				非常用交流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料給油設備	新設				燃料給油設備
遠隔人力操作機構による現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	-

※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，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内水素濃度 (S A) 及び 格納容器内酸素濃度 (S A) による 原子炉格納容器内の水素濃度及び 酸素濃度監視	格納容器内水素濃度 (S A)	新設	① ③ ⑤ ⑧	-	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度 及び酸素濃度監視	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度 (S A)	新設				格納容器内酸素濃度
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ポンプ
	可搬型代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水系ストレータ
	燃料給油設備	新設				緊急用海水ポンプ
	-	-				緊急用海水系ストレータ
代替電源設備により水素爆発 を防止するための設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	可搬型代替注水大型ポンプ
	可搬型代替交流電源設備	新設				非常用交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				燃料給油設備
	燃料給油設備	新設				-

- ※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。  
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。  
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化に必要な手順等を整備する。また、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) BWR            a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性ガス系により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し、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。</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。  
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。  
 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<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>対象外</p>
<p>(3) BWR及びPWR共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、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（格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、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手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。  
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

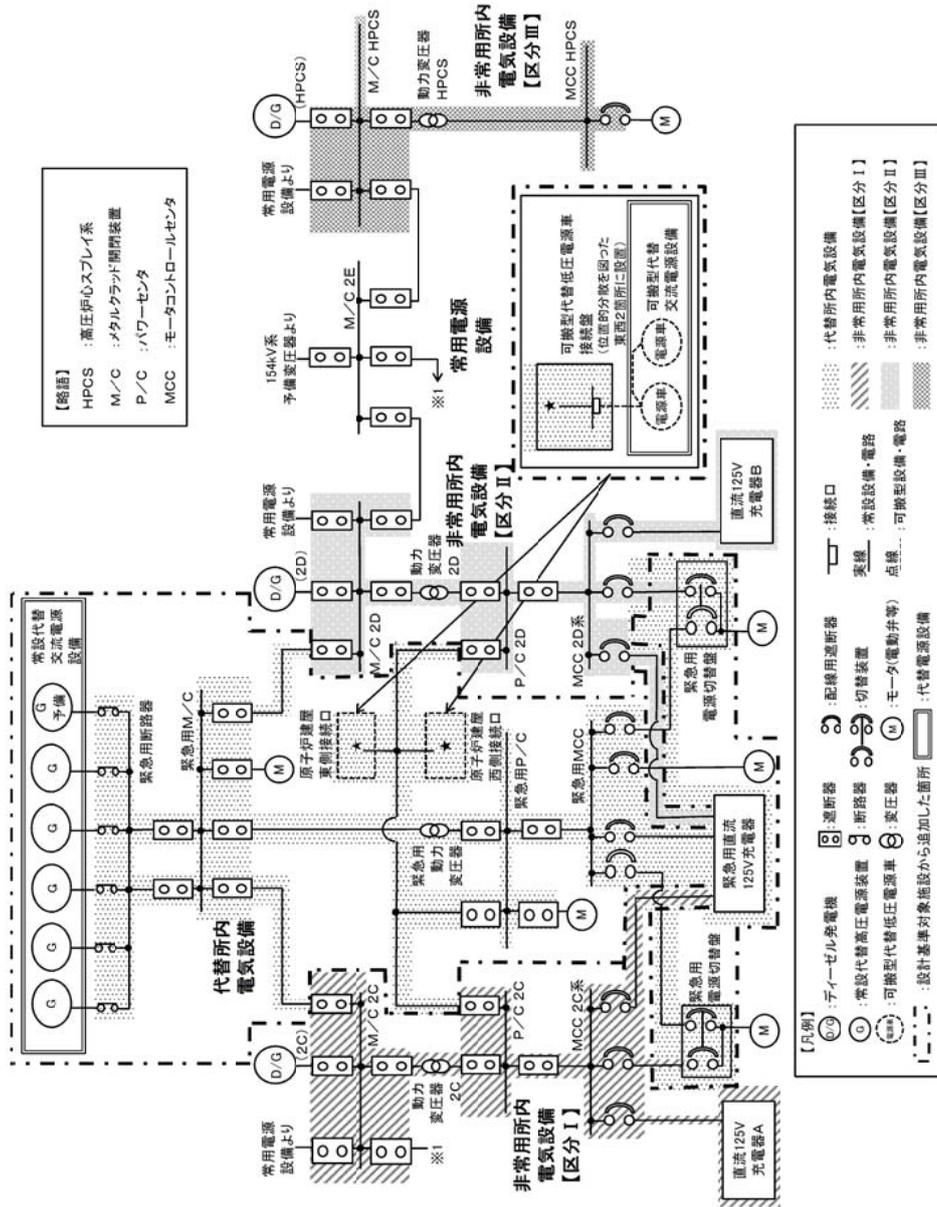
※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。  
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

## 自主対策設備仕様

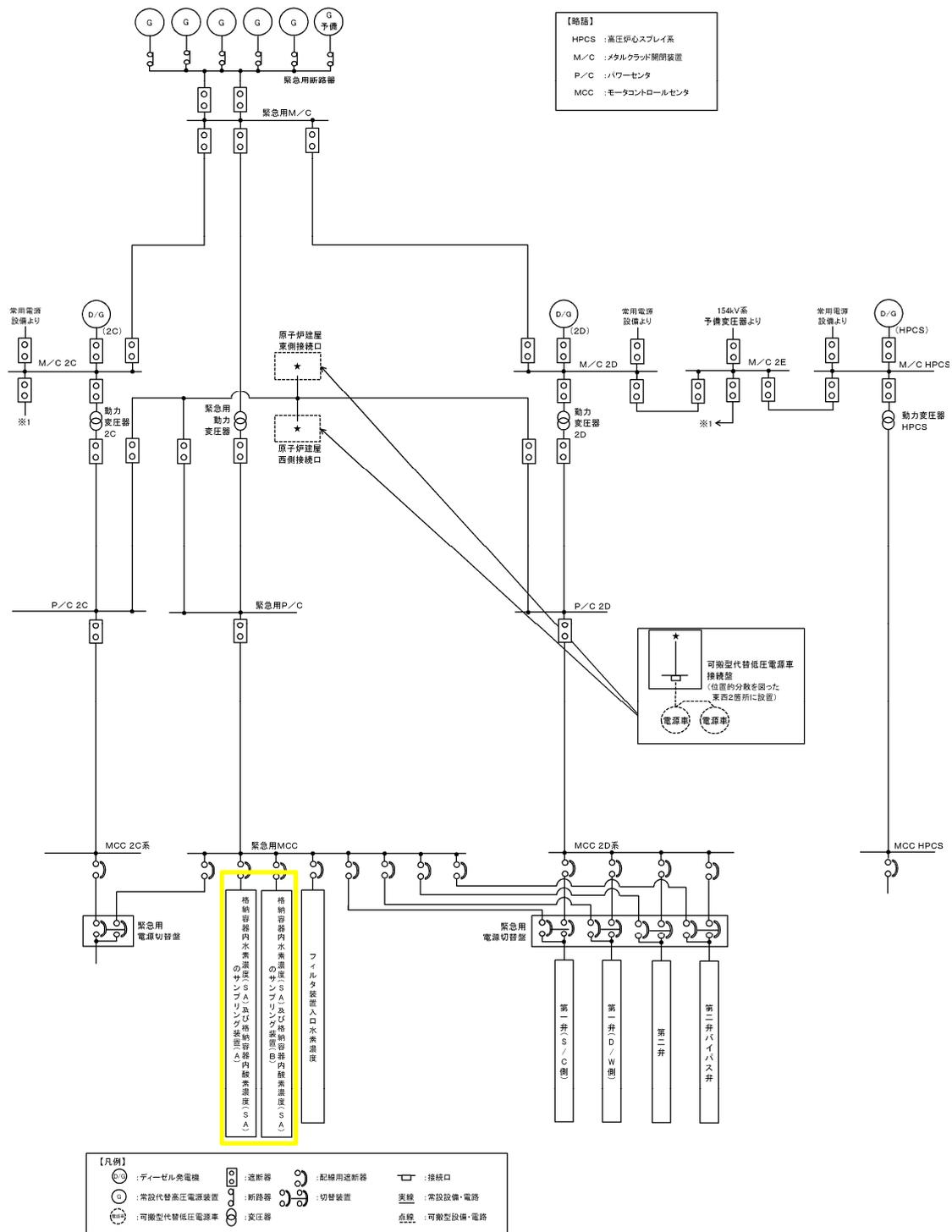
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可燃性ガス濃度制御系ブロワ	常設	Sクラス	340m <sup>3</sup> [N] /h (1台当たり)	—	2台
可燃性ガス濃度制御系加熱器	常設	Sクラス	100kW (1基当たり)	—	2基
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※1	約 1,320m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	約 140m	4台

※1：Sクラスの機能維持

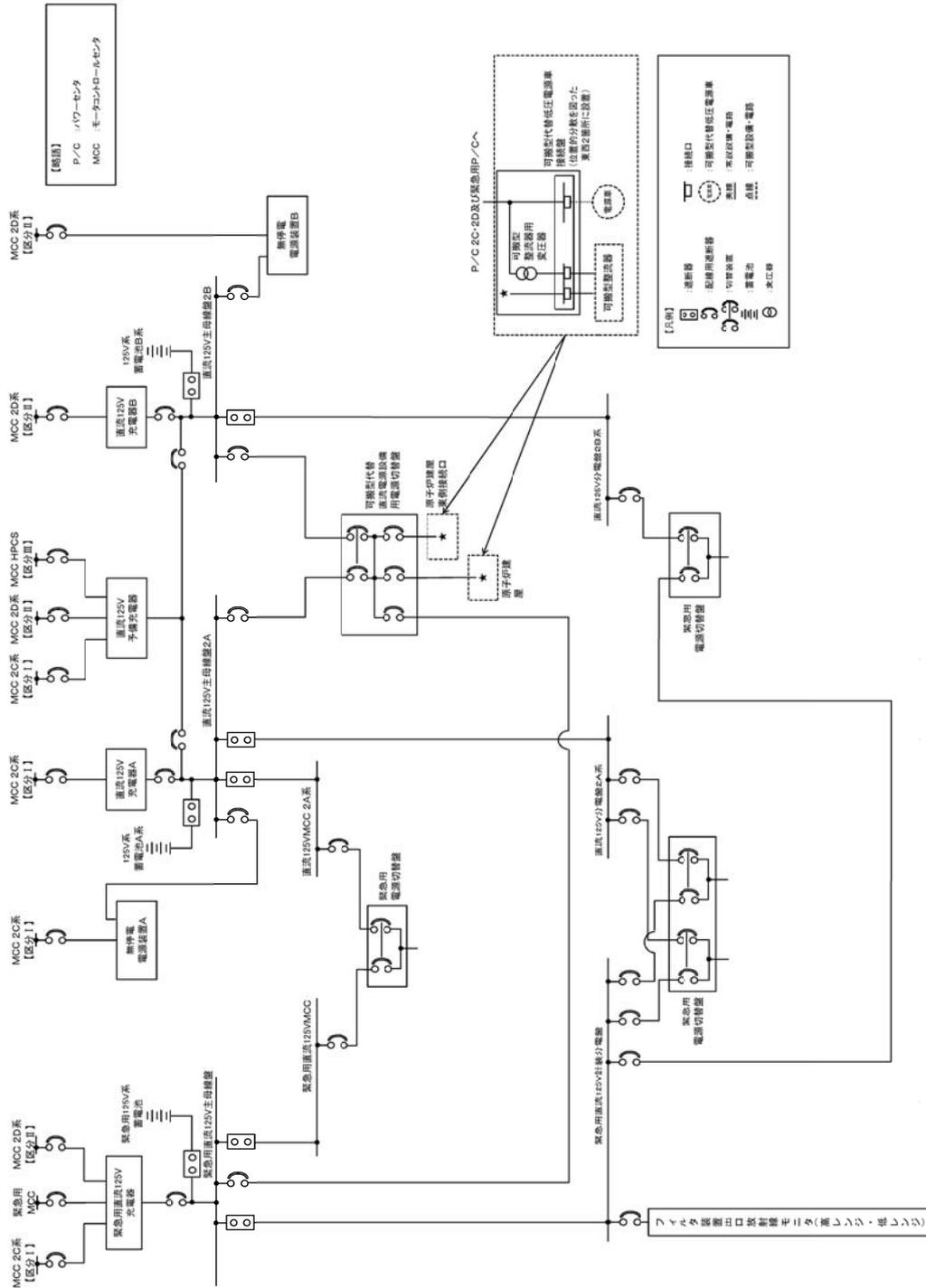
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	測定方式	計測範囲	個数
格納容器内水素濃度	常設	Sクラス	熱伝導度式	0%～ 100%	1個
格納容器内酸素濃度	常設	Sクラス	磁気風式	0%～30%	1個



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（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. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

## (1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

## a. 操作概要

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化が必要な状況で、屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

## c. 必要要員数及び所要時間

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安<sup>※1</sup>：135分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は135分以内）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

#### 【重大事故等対応要員】

- ・ 準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・ 移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）
- ・ 電源車の系統構成：35分<sup>※2</sup>（対象作業：ケーブル敷設，電源車起動等を含む）
- ・ 可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）
- ・ 窒素供給開始操作：10分

※2：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

#### 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，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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：可搬型窒素供給装置からの窒素供給用ホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器（ページング）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。

## 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

## 1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・プール
	ドライウエル		
	サプレッション・プール		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施時期を早めることとなる\*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器減圧及び除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施する手順としている。

## 2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

### (1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

#### a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順と

なる。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の  $\gamma$  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）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレーを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ド

ライウエルスプレイ) を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL (ドライウエル部) 水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約 1m 確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペDESTAL (ドライウエル部) に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (ドライウエルスプレイ) を実施する手順とする。

⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサブレーション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装

置による格納容器減圧及び除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する。

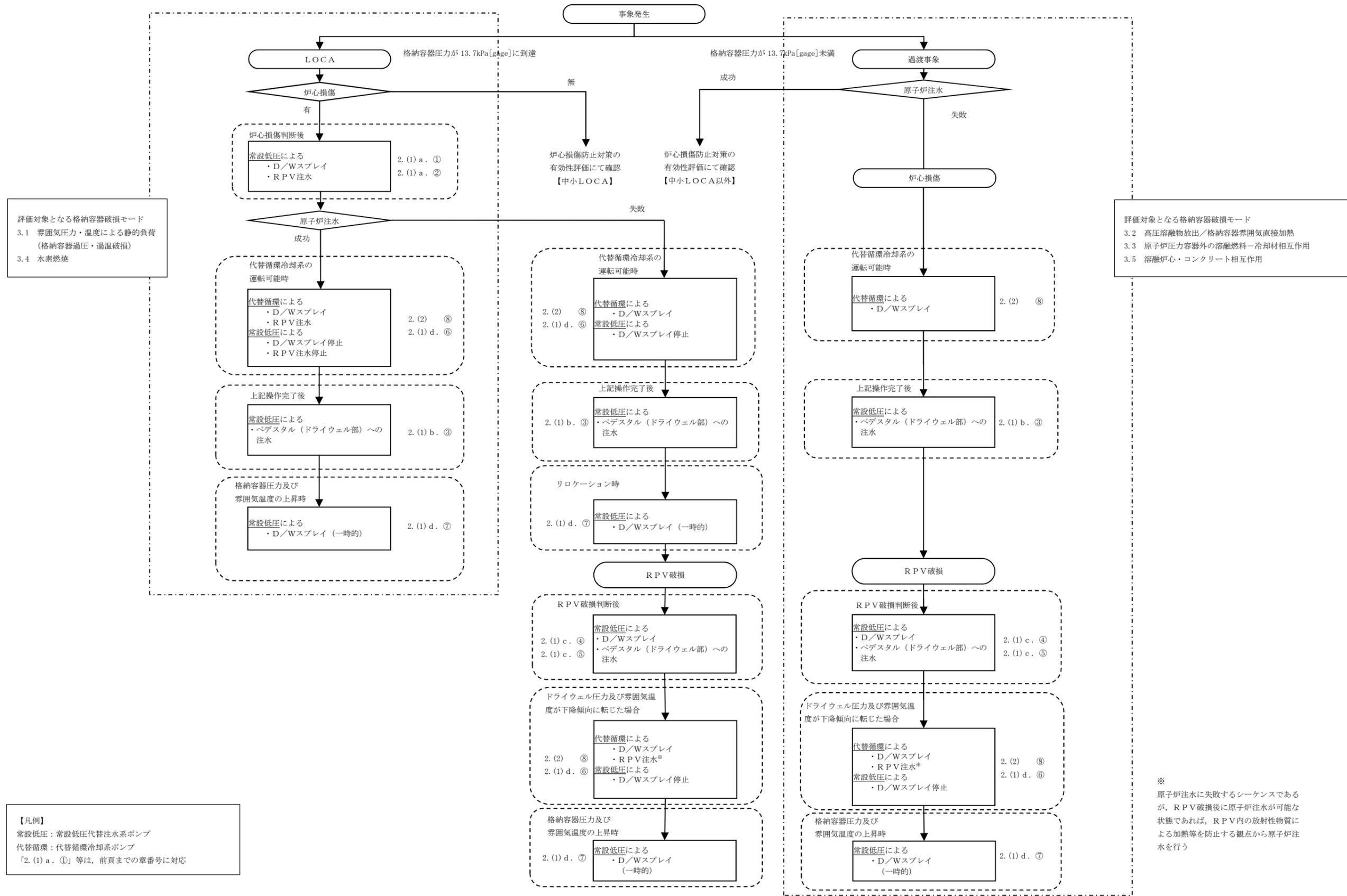
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

## (2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本システムを運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

## 3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第 1 図 事故対応の流れ

#### 4. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

##### (1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

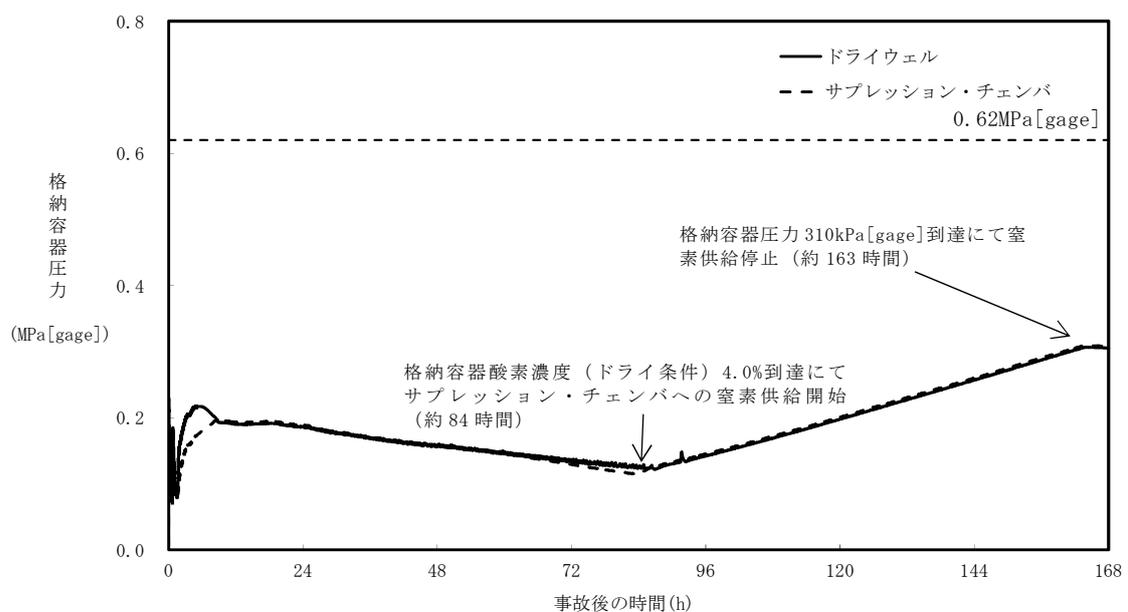
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

##### (2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

「格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、310kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

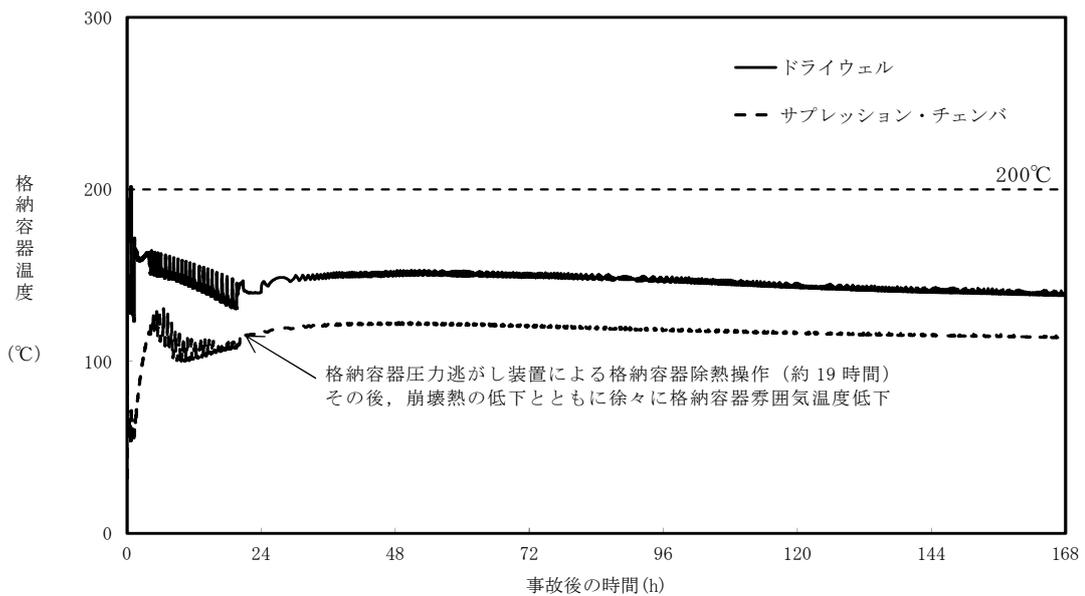


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても、事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



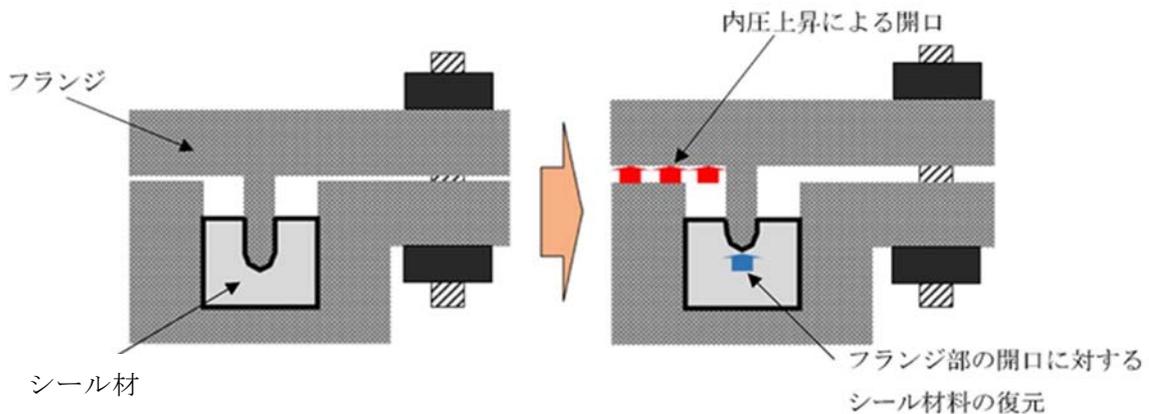
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量  
の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる (MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果)

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4) 7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

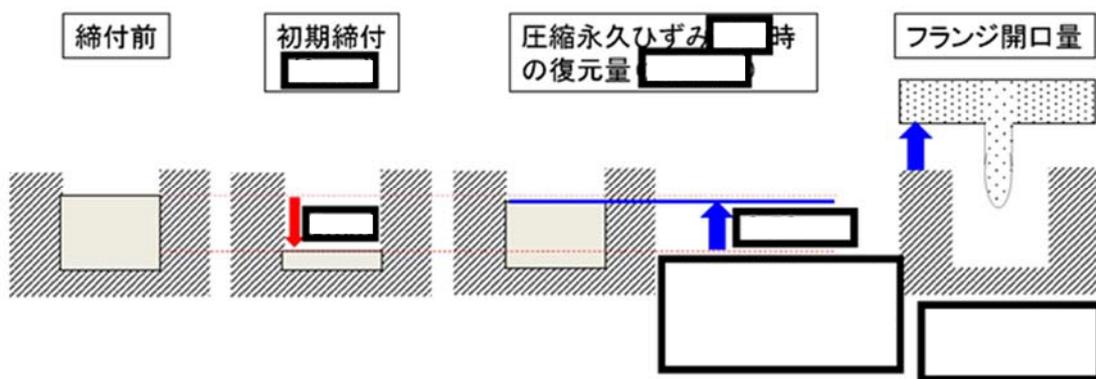
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7 日	7 日～14 日	14 日～30 日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考ええる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ  時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第4図 圧縮永久ひずみ [ ] 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

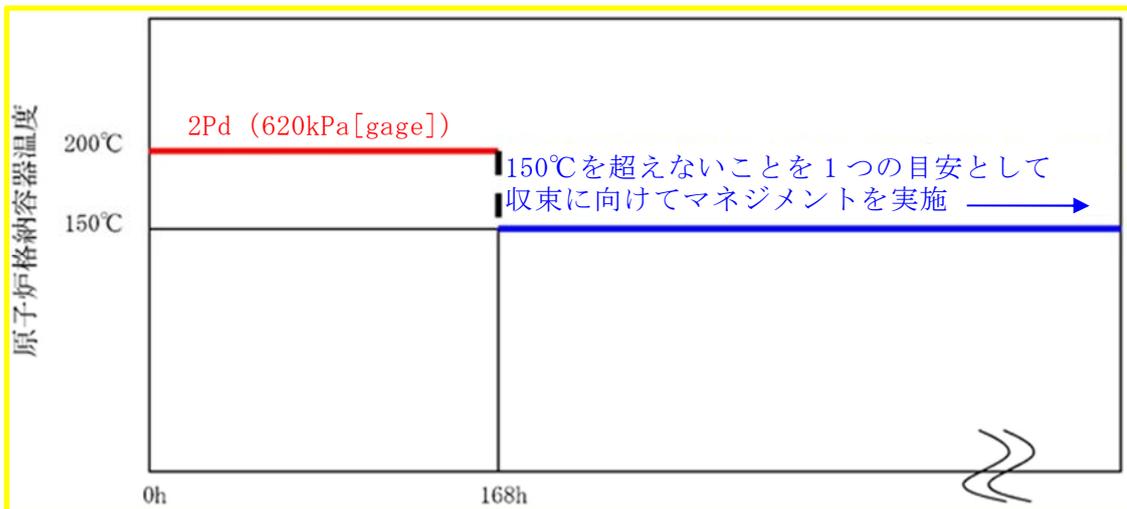
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良E P D M製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200°C・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

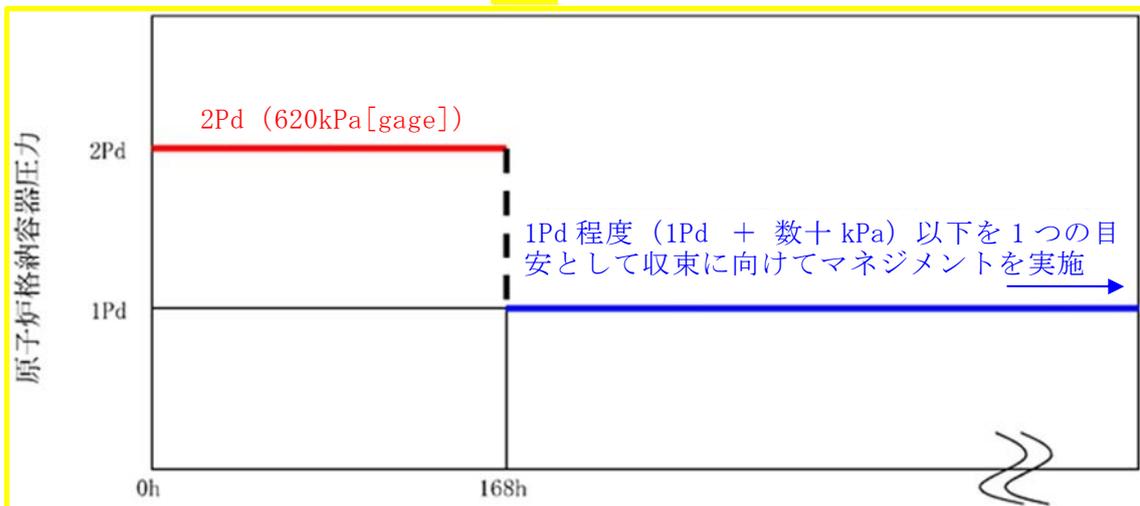
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して $200^{\circ}\text{C} \cdot 2\text{Pd}$ を超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり $150^{\circ}\text{C}$ を超えない範囲で、また、格納容器圧力については第6図に示すとおり $1\text{Pd}$ 程度（ $1\text{Pd} + \text{数十kPa}^*$ ）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で $4.3\text{vol}\%$ 以下とする運用の範囲



第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素注入の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間（約360分）確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素注入準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%) ※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素注入開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%) ※	格納容器ベントの開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%) ※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

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	(1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止	b. 可搬型酸素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合
	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満の場合

## 手順のリンク先について

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.1(2) b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

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

<リンク先> 1.7.2.1(2) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

2. 1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

- ・代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気

## 設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電

## 気設備への給電

3. 1. 9. 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，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順

<リンク先> 1. 5. 2. 1 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1. 5. 2. 3 (1) a . 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1. 5. 2. 3 (1) b . 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

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

<リンク先> 1. 7. 2. 1 (2) a . 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

- ・ 可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順

<リンク先> 1. 14. 2. 1 (1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

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

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

1.14.2.4(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a . 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b . 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

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

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

## 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

### < 目 次 >

#### 1.13.1 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. 水源を利用した対応手段と設備
    - (a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備
    - (b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備
    - (c) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備
    - (d) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備
    - (e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
    - (f) 淡水タンクを水源とした対応手段と設備
    - (g) 海を水源とした対応手段と設備
    - (h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
    - (i) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備
    - (a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備
    - (b) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備
    - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - c. 水源の切替え
    - (a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え
    - (b) 淡水から海水への切替え
    - (c) 外部水源から内部水源への切替え
    - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - d. 手順等

## 1. 13. 2 重大事故等時の手順

### 1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順

(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

- a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- d. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水
- e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

- a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
- e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- f. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水
- g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

- a. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

- c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱
  - d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱
- (4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順
- a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
  - b. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
  - c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却
  - d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
  - e. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水
  - f. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水
  - g. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水
- (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順
- a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
  - b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
  - c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
  - d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水
- (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順
- a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
  - b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原

子炉圧力容器への注水

- c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
- e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

- a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8) 海を水源とした対応手順

- a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水
- f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ
- g. 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保
- h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
- i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制
- j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火
- k. 海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保
- l. 海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水
- m. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

- a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

- a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

- a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え  
b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え

(2) 淡水から海水への切替え

- a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え  
b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

(3) 外部水源から内部水源への切替え

- a. 外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え

1.13.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 水源を利用した対応手段

- a. 送水に利用する水源の優先順位

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

- a. 補給に利用する水源の優先順位

1.13.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.13.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3 自主対策設備仕様

添付資料 1.13.4 重大事故対策の成立性

1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
2. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
3. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
5. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給
7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について
8. 取水源からの取水時の異物管理について

添付資料 1.13.5 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.6 手順のリンク先について

### 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

#### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
  - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
  - c) 海を水源として利用できること。
  - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
  - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
  - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバである。重

大事故等時において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な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。

### 1.13.1 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

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、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手段と重大事故等対処設備を選定する（第 1.13-1 図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、フィルタ装置スクラビング水補給、代替循環冷却系による除熱、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが必要な場合の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<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五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.13.1, 1.13.2, 1.13.3）

(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、サプレッション・チェンバの故障を想定する。

設計基準事故の収束に必要な水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段と、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並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と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、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第 1.13-1 表に整理する。

a. 水源を利用した対応手段と設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

そのほかに、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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熔融炉心を冷却するための手順等」、「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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

i) 代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた対応手段と設備

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール注水系（常設低圧代替注水系ポンプ）

ii) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプを用いた対応手段と設備

代替淡水貯槽を水源とした各接続口までの送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

- ・ホース・接続口

- ・低圧代替注水系配管・弁

- ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁

- ・燃料給油設備

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使

用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース・接続口

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を補給することが可能である。

ただし，代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置へのスクラビング水の補給は，原則淡水のみを利用する。

#### (b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要なとなる水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段があ

る。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「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」, 「1.6 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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)
- ・ 原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ)
- ・ 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ系ポンプ)

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・ 残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)
- ・ 低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイ系ポンプ)

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替循環冷却系 (代替循環冷却系ポンプ)

(c) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として西側淡水貯水設備を利用

する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

そのほかに、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプを用いたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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熔融炉心を冷却するための手順等」、「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」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

西側淡水貯水設備を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ホース・接続口
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・燃料給油設備

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・ 低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ ホース・接続口

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ，ホース・接続口等）

なお，上記西側淡水貯水設備を水源とした対応手段は，淡水だけで

なく海水を西側淡水貯水設備へ供給することにより、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。

ただし、西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置へのスクラビング水の補給は、原則淡水のみを利用する。

(d) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」, 「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・ 消火系 (電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ)

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ）

(e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の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

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）
- ・ 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 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
- ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・ 補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水系（復水移送ポンプ）

(f) 淡水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水タンク<sup>※2</sup>を利用する。

重大事故等時において、淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いたフィルタ装置へのスクラビング水の補給を行う手段がある。

これら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」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース・接続口
- ・ 格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・ 多目的タンク配管・弁
- ・ 燃料給油設備

※2 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ホース・接続口

(g) 海を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水することで、海を水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を行う手段がある。

また、海水取水箇所（S A用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水することで、海を水源とした原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手段がある。

そのほかに、海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保、最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保、2 C・2 D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「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」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源とした各接続口までの送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
- ・ホース・接続口
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・非常用取水設備
- ・燃料給油設備

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の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。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホ

ース・接続口等)

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール注水系 (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)

海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系 (残留熱除去系海水系ポンプ)

海を水源とした最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

- ・緊急用海水系 (緊急用海水ポンプ)
- ・代替残留熱除去系海水系 (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)
- ・放水砲
- ・ホース
- ・燃料給油設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)
- ・放水砲
- ・泡混合器
- ・泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)

- ・ホース

- ・燃料給油設備

海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・2C非常用ディーゼル発電機海水系（2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）
- ・2D非常用ディーゼル発電機海水系（2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）

海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替2C非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
- ・代替2D非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）
- ・代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてほう酸水貯蔵タンクを利

用する。

重大事故等時において、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

対応手段及び設備は、「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」及び「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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(h)で述べた水源のうち、代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ、西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクは、重大事故等対処設備として位置付ける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は、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 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができる。

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付ける。あわせて、その理由を示

す。

- ・ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンク

水を送水する設備である消火系を含め耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、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において、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・復水貯蔵タンク

水を送水する設備である補給水系を含め耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

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

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、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

なお、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る場合は、消火系の水源である多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。

- b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備

- (a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために代替淡水貯槽を使用する場合は、西側淡水貯水設備から可搬型代替注水中型ポンプにより、淡水を補給する手段と淡水タンクから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所（SA用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大

型ポンプにより，海水を補給する手段がある。

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 燃料給油設備

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 多目的タンク
- ・ ろ過水貯蔵タンク
- ・ 原水タンク
- ・ 純水貯蔵タンク
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 多目的タンク配管・弁
- ・ 燃料給油設備

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・非常用取水設備
- ・燃料給油設備

(b) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために西側淡水貯水設備を使用する場合は、代替淡水貯槽又は淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプにより、淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所（SA用海水ピット）から可搬型代替注水大型ポンプにより、海水を補給する手段がある。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替淡水貯槽
- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・燃料給油設備

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・多目的タンク
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・原水タンク
- ・純水貯蔵タンク
- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ホース

- ・多目的タンク配管・弁

- ・燃料給油設備

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・西側淡水貯水設備

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ホース

- ・非常用取水設備

- ・燃料給油設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽、可搬型代替注水中型ポンプ、ホース及び燃料給油設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち、代替淡水貯槽、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、非常用取水設備及び燃料給油設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給で使用する設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース及び燃料給油設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備

への補給で使用する設備のうち、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、非常用取水設備及び燃料給油設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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付ける。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、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

- ・多目的タンク配管・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、重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

#### c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合は水源を切り

替える手段がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は、サプレッション・チェンバであり、サプレッション・チェンバを優先して使用するが、サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において、復水貯蔵タンク（自主対策設備）の水位計が健全であり、水位が確保されている場合は、水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える手段がある。

なお、水源の切替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
- ・ 補給水系配管・弁
- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。

代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備の枯渇等により、淡水の供給が継続できない場合は、海水の供給に切り替える手段がある。

代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系（常設）による重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

また、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる水源切替え準備をすることにより、速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 西側淡水貯水設備
- ・ 多目的タンク
- ・ ろ過水貯蔵タンク
- ・ 原水タンク
- ・ 純水貯蔵タンク
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 多目的タンク配管・弁
- ・ 非常用取水設備
- ・ 燃料給油設備

西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下の

とおり。

- ・代替淡水貯槽
- ・多目的タンク
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・原水タンク
- ・純水貯蔵タンク
- ・西側淡水貯水設備
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ホース
- ・多目的タンク配管・弁
- ・非常用取水設備
- ・燃料給油設備

(c) 外部水源から内部水源への切替え

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想定される事故の収束に必要な対応には，外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への供給に切り替えて，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・代替淡水貯槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）
- ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ）
- ・代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ、所内常設直流電源設備、非常用交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水から海水への切替えで使用する設備のうち、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、非常用取水設備及び燃料給油設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備のうち、代替淡水貯槽、サブプレッション・チェンバ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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付ける。あわせて、その理由を示す。

・復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

・補給水系配管・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、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS<sub>s</sub>機能維持を担保できず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

・多目的タンク配管・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，重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備へ補給する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段と設備」，「b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備」及び「c. 水源の切替え」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>※3</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Ⅱ（停止時徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.13-1表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.13-2表，第1.13-3表）。

※3 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転

操作対応)をいう。

(添付資料 1.13.2)

## 1.13.2 重大事故等時の手順

### 1.13.2.1 水源を利用した対応手順

- (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等時、代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

- a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

なお、低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

- (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉注水を実施する。

- 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。

【1.4.2.2(1) a. (a)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

重大事故等対策の有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）に示す常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレー及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、作業開始を判断してから原子炉格納容器内へのスプレーと原子炉注水開始まで15分以内と想定する。

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

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

(b) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

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、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）の上昇又は格納容器下部水温（水温計兼デブリ落下検知用）若しくは格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）指示値の喪失により確認する。

【1.4.2.2(3) a. (a)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。

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

- (c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

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・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合<sup>※2</sup>において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※2：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。

【1.8.2.2(1)c.】

- ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床

面への落下遅延・防止) 手順については、「1.8.2.2(1)c. 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等(当直運転員)2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始まで7分以内と想定する。

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

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)がある。

なお、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉格納容器内の冷却手段は、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブレーション・プール冷却系)ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内への

スプレイでのサプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）並びに代替循環冷却系により原子炉格納容器内の除熱ができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達<sup>※3</sup>した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達」とは、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) b. (a)】

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1) b.

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内と想定する。

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

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷

却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱ができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.6.2.3(1) b. (a)】

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1) b.

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで11分以内と想

定する。

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

c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（常設）がある。

なお、格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段は、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 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

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*4</sup>及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※4：「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（喪失），制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達により確認する。

**【1.8.2.1(1) a.】**

ii) 操作手順

格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1) a. 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」にて整備する。

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）への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場

合，17分以内と想定する。

【原子炉压力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

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

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

d. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（常設）がある。

なお，格納容器頂部注水系（可搬型）である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉ウエルへの注水手段は，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段と同時並行で準備を開始する。

(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

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，格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水を実施することで格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し，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。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，ドライウエル雰囲気温度の上昇が継続し，ドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.10.2.1(3) a.】

## ii) 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(3) 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」にて整備する。

## iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

## e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系がある。

なお、可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水手段は、常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水／スプレ

レイ手段と同時並行で準備を開始する。

- (a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設，原子炉建屋原子炉棟地上 6 階での可搬型スプレイノズル設置，可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は，原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから，原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に準備する必要があるため，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお，原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は，原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設を実施する。

- 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で，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- ・使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの

水の漏えいが発生した場合において、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合において、緊急用海水系による冷却水確保ができない場合、又は使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持ができない場合。

【1.11.2.1(1) a.】

ii) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プール注水手順については、「1.11.2.1(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで15分以内と想定する。

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

- (b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ
- 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッ

ダ) を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上 6 階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は、原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから、原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に準備する必要があるため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設を実施する。

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合で、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持できない場合。
- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、使用済燃料プール代替注水による注水ができない場合。

【1. 11. 2. 2(1) a.】

ii) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで15分以内と想定する。

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

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等時、代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行

う。

また、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う。

本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については、各条文にて整備する。（手順のリンク先については、「1.13.2.1(2) b. ～1.13.2.1(2) g. 」に示す。）

原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口への送水に使用する水源は、西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用するが、西側淡水貯水設備を水源として使用できない場合は、代替淡水貯槽（淡水）を水源とした注水等を行う。また、代替淡水貯槽への補給において、淡水の補給が枯渇等により継続できない場合は、海水を水源とした代替淡水貯槽への補給に切り替えるが、海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより、重大事故等の収束に必要となる水の供給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給は、原則淡水のみとする。なお、代替淡水貯槽への淡水及び海水の補給は、「1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源の確保、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口への送水の一連

の流れはどの対応においても同じであり、水源から接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決定する。

また、接続口の選択は、送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は、高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、代替淡水貯槽の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、原子炉建屋西側接続口の蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、代替淡水貯槽の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

なお、代替淡水貯槽から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-18 図及び第 1.13-21 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合），ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができず，代替淡水貯槽の水位が確保されており，可搬型代替注水大型ポンプによる送水ができる場合。

また，フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

【可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う場合】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長代理は，プラントの被災状況に応じて代替淡水貯槽を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長代理は，発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポ

ンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。

⑥重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。

⑦<sup>a</sup>原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

⑦<sup>b</sup>原子炉建屋西側接続口を選択する場合

重大事故等対応要員は，原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し，接続口へホースの接続を行う。

⑧発電長は，災害対策本部長代理に建屋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，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は，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，接続口の弁の全閉を確認後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬重大事故等対応要員は，空気抜き完了後，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代理に報告する。

⑭災害対策本部長代理は，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。

⑮重大事故等対応要員は，送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転

数を操作する。

【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ライン接続口への送水を行う場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため、接続口の場所を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽の蓋を開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置する。
- ④重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。
- ⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑥発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑨災害対策本部長代理は、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。
- ⑩重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、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代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は、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。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、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代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 535 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 170 分以内、高所東側接続口に接続した場合において 215 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 175 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口に接続した場合において 180 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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルート状況を考慮して代替淡水貯槽から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。
- ・代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(1) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の操作は、作業開始を判断してから

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

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

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

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、175 分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、175 分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、215 分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、215 分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保す

る。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）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、低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(3) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (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）」にて整備する。

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) による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保

し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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）

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圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) d.】

- ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については、「1.8.2.2(1) 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) 」にて整備する。

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）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，535分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，175分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サ

プレッション・プール冷却系)並びに代替循環冷却系, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設), 消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず, 原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において, 代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

**【1.6.2.2(1) b. (b)】**

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については, 「1.6.2.2(1)

b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は, 作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

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

**【現場操作(残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

- ・現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 195分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，535 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，535 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，175 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，215 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

- i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.6.2.3(1) b. (b)】

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1)

b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

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

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、535 分以内と想定す

る。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

#### d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

##### (a) フィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション

ョン・プール冷却系) 及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の機能が喪失し, 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合, 格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し, 最終ヒートシンク (大気) へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位 (水位低) である 2, 530mm を下回り, 下限水位である 1, 325mm に到達する前までに, 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1, 500mm 以下の場合において, 代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1. 5. 2. 2(1) a. (b)】, 【1. 7. 2. 1(2) c.】

ii) 操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については, 「1. 5. 2. 2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1. 7. 2. 1(2) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合, 作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始まで 180 分以内と想定する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は, フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は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いるとともに, 格納容器圧力逃

がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、原子炉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）による代替淡水貯槽を水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を 2.25m～

2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時，原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

**【1.8.2.1(1) b.】**

ii) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1) b. 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）」にて整備する。

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（原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

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

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，格納容器下部注水系

(可搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

f. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、格納容器頂部注水系(可搬型)がある。

(a) 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

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、格納容器頂部注水系(可搬型)による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施することで格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し、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。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で、格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウェルへの注水ができず、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1.10.2.1(3)b.】

ii) 操作手順

格納容器頂部注水系(可搬型)による代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(3)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)」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

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

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに

作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお，原子炉ウェル注水を実施した後は，蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し，ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで，格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 200℃以下に抑えることが可能である。

g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系及び消火系にて使用

済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【1. 11. 2. 1(1) b.】

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プール注水手順については、「1. 11. 2. 1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで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（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

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

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，175分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、215分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

- (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

- i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代

替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセスができない場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。
- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、使用済燃料プール代替注水による注水ができない場合。

【1.11.2.2(1) b.】

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については、「1.11.2.2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、535 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、175 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、215 分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業

性についても確保する。

- (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

- i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。
- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、使用済燃料プール代替注水による注水ができない場合。

【1.11.2.2(1)c.】

- ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料

プールスプレイ手順については、「1.11.2.2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，435分以内と想定する。

**【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手順を整備する。

a. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ  
高圧時の原子炉圧力容器への注水

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合】

- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル

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

【全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができない場合】

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

【1.2.2.2(1) a.】，【1.2.2.3(1) a.】

ii) 操作手順

高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）手順については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで10分以内と想定する。

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

(b) 高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）

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

i) 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.3(1) b.】

ii) 操作手順

高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水（現場での人力操作による高圧代替注水系起動）手順については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照

明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

- (c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル2）による原子炉隔離時冷却系ポンプの自動起動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

- 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。

**【自動起動信号が発信した場合】**

- ・原子炉水位異常低下（レベル2）信号が発信した場合。

**【手動起動の場合】**

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

**【1.2.2.1(1)】**

- ii) 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水手順については、「1.2.2.1(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

- iii) 操作の成立性

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

り。

**【自動起動信号が発信した場合】**

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

**【手動起動の場合】**

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

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

- (d) 高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水

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

- 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。

**【自動起動信号が発信した場合】**

- ・原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

**【手動起動の場合】**

- ・給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持で

きない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.2.2.1(2)】

ii) 操作手順

高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水手順については、「1.2.2.1(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

【自動起動信号が発信した場合】

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

【手動起動の場合】

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

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

(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）

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・復水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) a.】

ii) 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については，「1.8.2.2(1)

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内と想定する。

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

(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（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）

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，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圧力容器への注水ができない場合は，高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態であり、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圧力容器への注水ができない場合で、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) b.】

ii) 操作手順

高压代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については、「1.8.2.2(1) b. 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内と想定する。

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

b. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ  
低圧時の原子炉圧力容器への注水

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウェル圧力高信号による残留熱除去系（低圧注水系）ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作に

より残留熱除去系（低圧注水系）ポンプを起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

また、全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。なお、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

**【残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合】**

以下のいずれかの状況に至った場合。

・自動起動信号が発信した場合

原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

・手動起動の場合

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

ッション・プールの水位が確保されている場合。

【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】

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）が受電され，緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し，サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

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

【1.4.2.1(1)】，【1.4.2.2(2) a. (a)】

ii) 操作手順

残留熱除去系によるサブレーション・チェンバを水源とした原子炉注水手順については，「1.4.2.1(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

【残留熱除去系（低圧注水系）が健全な場合】

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

・自動起動信号が発信した場合

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

・手動起動の場合

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

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

なお、残留熱除去系（低圧注水系）の起動に必要な残留熱除去系海水系ポンプによる冷却水確保の所要時間は2分以内と想定する。

**【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ー系による注水機能が喪失した場合】**

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

さらに、原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから原子炉格納容器内へのスプレーまで5分以内と想定する。

また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウェル圧力高信号による低圧炉心スプレイ系ポンプの自動起動，又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

また、全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。なお、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

**【低圧炉心スプレイ系が健全な場合】**

以下のいずれかの状況に至った場合。

・自動起動信号が発信した場合

原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

・手動起動の場合

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

**【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】**

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/CからM/C 2 Cの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

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

**【1.4.2.1(2)】，【1.4.2.2(2) a. (b)】**

ii) 操作手順

低圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.1(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

**【低圧炉心スプレイ系が健全な場合】**

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

・自動起動信号が発信した場合

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

・手動起動の場合

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

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

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な残留熱除去系海水系ポンプによる冷却水確保の所要時間は2分以内と想定する。

**【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】**

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

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

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては、残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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ポンプを起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

また、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに、残

留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。なお、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を行う。

そのほかに、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保

し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

i) 手順着手の判断基準

**【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合】**

原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

**【全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合】**

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

**【炉心の著しい損傷が発生した場合】**

・全交流動力電源喪失時

炉心損傷を判断した場合において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又は

M/C 2Dの受電が完了し、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合で、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

・ 残留熱除去系海水系機能喪失時

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合で、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.1(1)】、【1.6.2.2(2) a. (a)】、

【1.6.2.3(2) a. (a)】

ii) 操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）によるサブレーション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.1(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ」、 「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.3(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合】

上記の中央制御室対応は運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレ

イ開始まで7分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の起動に必要な残留熱除去系海水系ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

【全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合及び炉心の著しい損傷が発生した場合】

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで7分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱

除去系ポンプを起動し、サブプレッション・プール水の除熱を実施する。

また、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱を実施する。なお、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

そのほかに、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱を実施する。なお、炉心の著しい損傷が

発生した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全な場合】

サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合】

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気

温度指示値が 82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

**【炉心の著しい損傷が発生した場合】**

・全交流動力電源喪失時

炉心損傷を判断した場合において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上に到達した場合で、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上に到達した場合で、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.1(2)】、【1.6.2.2(2) a. (b)】、

【1.6.2.3(2) a. (b)】

ii) 操作手順

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱手順については、「1.6.2.1(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」、 「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッ

ション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」及び「1.6.2.3(2) a. (b) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

**【残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) が健全な場合】**

上記の中央制御室対応は運転員等 (当直運転員) 1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで3分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) の起動に必要な残留熱除去系海水系ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

**【全交流動力電源の喪失により残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合及び炉心の著しい損傷が発生した場合】**

上記の中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで3分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下

のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段としては、代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレー系による注水機能が喪失した場合に、代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

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

【1.4.2.2(1) a. (c)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）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、代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(3) a. (c)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(c) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替循環冷却系によりサプレッション・プール水の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によりサプレッション・プール水の除熱ができず、サプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上、又はサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 82℃以上に到達した場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.2(1) a. (a)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.2(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系によるサプレッション・プール水の除熱開始まで 24 分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370 分以内

(d) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）

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（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によりサブプレッション・プール水の除熱ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.3(1) a. (a)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで24分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以

下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器内の除熱ができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.2(1) a. (b)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）手順については、

「1.6.2.2(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器

内の除熱ができず，原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.6.2.3(1) a. (b)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）手順については，

「1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで41分以内と想定する。

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

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(g) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の減圧

及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合で、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.7.2.1(1)】

ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内

・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内

・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

- (h) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）

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は，代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

- i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，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で，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) e.】

- ii) 操作手順

代替循環冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については，「1.8.2.2(1) e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

- iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで41分以内と想定する。

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

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以

下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

(4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順

重大事故等時、西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

- a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
- 原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水に用いる常設の設備が使用できない場合に、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水を行う。

また、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う。

本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については、各条文にて整備する。（手順のリンク先については、「1.13.2.1(4) b. ～1.13.2.1(4) g. 」に示す。）

高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉

建屋西側接続口への送水に使用する水源は、西側淡水貯水設備（淡水）を優先して使用する。また、西側淡水貯水設備への補給において、淡水の補給が枯渇等により継続できない場合は、海水を水源とした西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが、海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより、重大事故等の収束に必要となる水の供給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

ただし、可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給は、原則淡水のみとする。なお、西側淡水貯水設備への淡水及び海水の補給は、「1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決定する。

また、接続口の選択は、大津波警報発表時の対応能力がある高所東側接続口又は高所西側接続口を優先する。高所東側接続口又は高所西側接続口が使用できない場合は、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、西側淡水貯水設備の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水を実施する場

合は、送水開始までの時間が最短となる高所西側接続口を優先して使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、西側淡水貯水設備の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、原子炉建屋西側接続口の蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水を実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

なお、西側淡水貯水設備から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-19 図、第 1.13-22 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができず、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

また、フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-2 図に、タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

【可搬型代替注水中型ポンプ 2 台による高所東側接続口、高所西側接続口、原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送

水を行う場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、プラントの被災状況に応じて西側淡水貯水設備を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。
- ③災害対策本部長代理は、発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。
- ④災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源とした送水準備のため、接続口の場所を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ2台を西側淡水貯水設備に配置し、西側淡水貯水設備の蓋を開放後、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目を西側淡水貯水設備へ設置する。
- ⑥重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット1台目の吐出側ホースを可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット2台目の吸込口に接続する。
- ⑦重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑧<sup>a</sup> 高所東側接続口、高所西側接続口又は原子炉建屋東側接続口を選択する場合  
重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑧<sup>b</sup> 原子炉建屋西側接続口を選択する場合  
重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し、接続口へホースの接続を行う。

- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に建屋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、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。
- ⑪災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑫災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑬重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプ1台目を起動し、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニット2台目吸込口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑭重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ2台目を起動し、接続口までのホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑮重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、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代理に報告する。
- ⑯災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑰重大事故等対応要員は、送水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプの回転数を操作する。
- 【可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水を行う場合】**
- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を依頼する。

- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため、接続口の場所を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し、可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。
- ④重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。
- ⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑥発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑨災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、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代理に報告する。
- ⑫災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、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西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水開始まで、高所東側接続口に接続した場合において 150 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 140 分以内、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 320 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 205 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において 175 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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルート状況を考慮して西側淡水貯水設備から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

b. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・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、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。
- ・代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(1) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西

側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，165分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続

口による原子炉注水の場合)】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子

炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）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、低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(3) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (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）」にて整備する。

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）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西

側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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）

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圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) d.】

- ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については、「1.8.2.2(1)

- 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）」にて整備する。

- 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) による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，205分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保

し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始

の判断基準に到達した場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

**【1.6.2.2(1) b. (b)】**

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、

「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、140 分以内と想定する。

**【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】**

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、215 分以内と想定する。

**【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

- i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ）

レイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

**【1.6.2.3(1) b. (b)】**

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、

「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、140分以内と想定する。

**【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定す

る。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系A系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては，可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である 2,530mm を下回り、下限水位である 1,325mm に到達する前までに、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1.5.2.2(1) a. (b)】、【1.7.2.1(2) c.】

ii) 操作手順

西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(2) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始まで 175 分以内と想定する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は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いるとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中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。

e. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、原子炉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）による西側淡水貯水設備を水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

**【1.8.2.1(1) b.】**

ii) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) b. 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）」にて整備する。

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（高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホー

ス等の接続は速やかに作業ができるように、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中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。

f. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水

西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 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

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、格納容器頂部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施することで格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し、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。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1.10.2.1(3) b.】

ii) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(3) 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）」にて整備する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320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中型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 200℃以下に抑えることが可能である。

g. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水

西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代

替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において，西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

【1. 11. 2. 1(1) b.】

ii) 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プール注水手順については，「1. 11. 2. 1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで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（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実

施した場合、140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、205分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定す

る。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中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。

(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・代替循環冷却系により原子炉注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等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。

- ・代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇しない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等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。

【1.4.2.2(1) a. (d)】

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応

を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。

なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内と想定する。

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名により実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。

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

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

(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウエル部）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、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉压力容器内へ注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等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。

【1.4.2.2(3) a. (d)】

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器内への注水開始まで56分以内と想定する。

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

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

(c) 消火系による原子炉压力容器への注水（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）

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は、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、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で、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が必要な火災が発生していない場合。

【1.8.2.2(1) f.】

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）手順については、「1.8.2.2(1) f.

消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで56分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の

室温は通常状態と同程度である。

- b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

- (a) 消火系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において炉心の著しい損傷を防止するため、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

- i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

【1.6.2.2(1) b. (c)】

- ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原

原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）手順については、

「1.6.2.2(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレ  
イ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応  
を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断  
してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで58  
分以内と想定する。

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

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

(b) 消火系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容  
器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却  
系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損  
を防止するため、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを  
水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内への  
スプレイでのサプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器  
スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器ス  
プレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、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が必要な火災が発生していない場合。

【1.6.2.3(1) b. (c)】

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）手順については、

「1.6.2.3(1) b. (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで58分以内と想定する。

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

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

c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）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ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火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（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の

徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

【1.8.2.1(1) c.】

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源としたペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順については、

「1.8.2.1(1) c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、54分以内と想定する。

【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】

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

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤

からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

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

d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水からの小規模な水の漏えいが発生した場合に、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系B系ラインを經由し使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

i) 手順着手の判断基準

**【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】**

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

**【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】**

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び原子炉建屋原子炉棟地上 6 階にアクセスができない場合。

**【1. 11. 2. 1(1) d. 】**

ii) 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プール注水手順については，「1. 11. 2. 1(1) d. 消火系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4 名にて実施した場合，60 分以内と想定する。

**【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】**

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を運転員等（当直運転員）2 名にて実施した場合，105 分以内と想定する。

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

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

(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水圧系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、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

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-8 図に、タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動を指示する。
- ②運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。
- ③運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後、原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後、発電長に報告する。
- ④運転員等は、中央制御室にて、原子炉注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持するように、指示する。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

### iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

- (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水  
高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水を実施する。

#### i) 手順着手の判断基準

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、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

復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-10 図に、タイムチャートを第 1.13-11 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動を指示する。

②運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。

- ③運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）が開となったことを確認後、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブプレッション・プール）を閉とする。
- ④運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、高圧炉心スプレイ系注入弁が開となったことを確認した後、発電長に報告する。
- ⑤運転員等は、中央制御室にて、原子炉注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- 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）設定点の間で維持するように、指示する。
- ⑦運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

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

i) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり， 原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により， 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において， 復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【1.2.2.5(1) b.】

ii) 操作手順

制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水手順については， 「1.2.2.5(1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合， 作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで3分以内と想定する。

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

- (d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペダスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）
- 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（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は， 原子炉隔離時

冷却系により原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-12 図に、タイムチャートを第 1.13-13 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は、発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑤運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タ

ンク水供給弁が開となったことを確認後、原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。運転員等は、中央制御室にて、手動起動操作により、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後、発電長に報告する。

⑦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系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように、指示する。

⑨運転員等は、中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

### iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水を実施する。

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、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉压力容器内の水位が上昇せず、消火系により原子炉注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【1.4.2.2(1) a. (e)】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで110分以内と想定する。

なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内へのスプレ

イを実施する場合、原子炉格納容器内へのスプレイに必要な負荷の電源切替え操作を実施してから原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内と想定する。

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名により実施し、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで110分以内と想定する。

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

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

(b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損しペデスタル（ドライウエル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウエル部）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、補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ

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

【1.4.2.2(3) a. (e)】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については，「1.4.2.2(3) a. (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで110分以内と想定する。

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

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

(c) 補給水系による原子炉圧力容器への注水（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）

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は，補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器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，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）2C又はMCC 2Dの受電が完了し，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で，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)g.】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については，「1.8.2.2(1)g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合，作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで110分以内と想定する。

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

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

c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において炉心の著しい損傷を防止するため、補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【1.6.2.2(1) b. (d)】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.2(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応

を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで111分以内と想定する。

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

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

(b) 補給水系による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【1.6.2.3(1) b. (d)】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.3(1) b. (d) 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉格納容器内へのスプレー開始まで111分以内と想定する。

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

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

d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、補給水系による復水貯蔵タンクを水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）

の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

**【1.8.2.1(1) d.】**

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源としたペDESTAL（ドライウエル部）への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 補給水系

によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）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。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員4名にて実施した場合、108分以内と想定する。

【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】

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

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

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

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプによる補給水系を使用した使用済燃料プ

ール注水を実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii) 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1) c. 補給水系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による使用済燃料プール注水開始まで55分以内と想定する。

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

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

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手順を整備する。なお、フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは、通常連絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し、水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開とする。

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では、災害対策本部による水源の確保、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から補給が必要な個所までの操作手順については、[各条文](#)にて整備する。（[手順のリンク先](#)については、「1.13.2.1(7) b.」に示す。）

フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は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ライン接続口への送水を行う。

なお、淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口までのホース敷設図は第 1.13-23 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が 1,500 mm 以下の場合において、淡水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-2 図に、タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため、接続口の場所を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。
- ④重大事故等対応要員は、淡水タンクから接続口までのホースを敷設し、フィルタ装置スクラビング水補給用の蓋を開放する。
- ⑤重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑥発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑨災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を

全開とし、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、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代理に報告する。

⑫災害対策本部長代理は、可搬型代替注水中型ポンプ又は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。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、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淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は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ライン接続口に接続した場合において 165 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。

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水位調整がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である 2,530mm を下回り、下限水位である 1,325mm に到達する前までに、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合において、淡水タンクの水位が確保されている場合。

【1.5.2.2(1) a. (b)】，【1.7.2.1(2) c.】

ii) 操作手順

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給」及び「1.7.2.1(2) c. フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作

業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水補給の開始まで165分以内と想定する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後7日間は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いるとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

#### (8) 海を水源とした対応手順

重大事故等時、海を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水、使用済燃料プールへの注水／スプレー、残留熱除去系海水系による冷却水の確保、最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を行う手順を整備する。

##### a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器

下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイに用いる常設の設備が使用できない場合に，海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水を行う。

本手順では，災害対策本部による水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については，各条文にて整備する。（手順のリンク先については，「1.13.2.1(8) b. ～1.13.2.1(8) f. 」に示す。）

水源の確保，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口，原子炉建屋西側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口への送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，海水取水箇所（SA用海水ピット）から接続口までの距離及び選択する接続口（送水能力）によりホース数量が決定する。

また，接続口の選択は，送水能力がある原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を優先する。原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口が使用できない場合は，高所東側接続口又は高所西側接続口を使用する。

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口の選択は，各作業時間（出勤準備，移動，SA用海水ピットの蓋開放，ポンプ設置，ホース敷設，原子炉建屋西側接続口の蓋開放，ホース接続及び送水準備）を考慮し，送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃

料プールへの注水／スプレイを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる原子炉建屋西側接続口を優先して使用する。

高所東側接続口又は高所西側接続口の選択は、各作業時間（出動準備、移動、S A用海水ピットの蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。海を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する場合は、送水開始までの時間が最短となる高所東側接続口を優先して使用する。

なお、海水取水箇所（S A用海水ピット）から各接続口までのホース敷設図は第 1.13-20 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク、復水貯蔵タンク及び西側淡水貯水設備を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-2 図に、タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。

②災害対策本部長代理は、プラントの被災状況に応じて海を水源とした送水のための接続口の場所を決定する。

③災害対策本部長代理は、発電長に送水のための接続口の場所を連絡する。

- ④災害対策本部長代理は、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海を水源とした送水のため接続口の場所を指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置し、S A用海水ピットの蓋を開放し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（S A用海水ピット）へ設置する。
- ⑥重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦<sup>a</sup>原子炉建屋東側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口を選択する場合  
重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑦<sup>b</sup>原子炉建屋西側接続口を選択する場合  
重大事故等対応要員は、原子炉建屋西側接続口の蓋を開放し、接続口へホースの接続を行う。
- ⑧発電長は、災害対策本部長代理に建屋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、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備が完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長代理は、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、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

- ⑬重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、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代理に報告する。
- ⑭災害対策本部長代理は、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。
- ⑮重大事故等対応要員は、送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、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海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、原子炉建屋東側接続口に接続した場合において 370 分以内、原子炉建屋西側接続口に接続した場合において 310 分以内、高所東側接続口に接続した場合において 220 分以内、高所西側接続口に接続した場合において 225 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセスルート状況を考慮して海水取水箇所（S A用海水ピット）から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、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に、低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

・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、淡水を水源とした送水ができない場合。

・代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.4.2.2(1) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉注水手順については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西

側接続口による原子炉注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

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

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工

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

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損しペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器内への注水を実施することで残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放熱を抑制する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向となった場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.4.2.2(3) a. (b)】

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした残存熔融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3) a. (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）」にて整備する。

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) による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保

し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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）

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圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器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、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.8.2.2(1) d.】

- ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水（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）手順については、「1.8.2.2(1) 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）」にて

整備する。

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）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，310分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，370分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，225分以内と想定する。

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

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，220分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

格納容器スプレー開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレーでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレーの流量調整又は起動／停止を行う。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）及び残留熱除去系（サ

プレッション・プール冷却系)並びに代替循環冷却系, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設), 消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず, 原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達した場合において, 淡水を水源とした送水ができない場合。

**【1.6.2.2(1) b. (b)】**

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については, 「1.6.2.2(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は, 作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

**【中央制御室からの操作(残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 310分以内と想定する。

**【現場操作(残留熱除去系B系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合)】**

- ・現場対応を運転員等(当直運転員及び重大事故等対応要員)6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，370 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，370 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，225 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，225 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，220 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、220分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

格納容器スプレイ開始後は、外部水源による原子炉格納容器内へのスプレイでのサブプレッション・プール水位の上昇を考慮し、格納容器スプレイの流量調整又は起動／停止を行う。

- i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレッション・プール冷却系）並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器内へのスプレイ開始の判断基準に到達し、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.6.2.3(1) b. (b)】

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、310 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系 A 系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、370 分以内と想定す

る。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所西側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系B系配管を使用した高所東側接続口による原子炉格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

#### d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

- (a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、原子炉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）による海を水源としたペ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。

炉心損傷を判断した場合において、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を確実に確保するため、水位確保操作を実施する。

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）に注水を実施する。

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、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を 2.25m～2.75m に維持する。

i) 手順着手の判断基準

**【ペDESTAL（ドライウェル部）水位確保の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水ができない場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

**【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水の判断基準】**

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）、

消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.8.2.1(1) b.】

ii) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) b. 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）」にて整備する。

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（原子炉建屋西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

#### e. 海を水源とした原子炉ウエルへの注水

海を水源とした原子炉ウエルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

##### (a) 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

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，格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉ウエルへの注水を実施することで格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し，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。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、ドライウエル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウエル雰囲気温度指示値が 190℃に到達した場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.10.2.1(3) b.】

ii) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(3) 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）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定す

る。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，220分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお，原子炉ウェル注水を実施した後は，蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し，ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで，格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー手段としては，

代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

- i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において，淡水を水源とした送水ができない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

- ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（注水ライン）による海を水源とした使用済燃料プール注水手順については，「1.11.2.1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

- iii) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃

料プール注水開始まで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（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、225 分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を運転員等（当直運転員）2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、225 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、220 分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を運転員等（当直運転員）2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、220 分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性について

でも確保する。

- (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，海を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

- i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず，以下のいずれかの状況に至った場合において，淡水を水源とした送水ができず，原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセスができない場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。
- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で，使用済燃料プール代替注水による注水ができない場合。

【1.11.2.2(1) b.】

- ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による海を水源とした使用済燃料プールスプレ

イ手順については、「1. 11. 2. 2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，225分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、220分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

- (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

- i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合

において、淡水を水源とした送水ができず、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。

- ・使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、使用済燃料プール代替注水による注水ができない場合。

【1.11.2.2(1) c.】

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による海を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については、「1.11.2.2(1) c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、385分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重

大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

g. 海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保

海を水源とした残留熱除去系海水系への冷却水を確保する手段としては、残留熱除去系海水系がある。

(a) 残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は、自動起動信号（残留熱除去系ポンプ等の起動）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系海水系ポンプを起動し、冷却水（海水）の確保を実施する。

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。

【自動起動信号が発信した場合】

- ・残留熱除去系ポンプ等が起動した場合。

【手動起動の場合】

- ・残留熱除去系を使用した原子炉压力容器内で発生する崩壊熱の除去又は原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

## ii) 操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水の確保手順については、

「1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

## iii) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

## 【自動起動信号が発信した場合】

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

## 【手動起動の場合】

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

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

## h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手段としては、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

## (a) 緊急用海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、緊急用海水系により冷却水（海水）を確保する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失により、残留熱除去系海水系を使用できない場合。

【1.5.2.3(1) a.】

ii) 操作手順

緊急用海水系による冷却水の確保手順については、「1.5.2.3(1)

a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで24分以内と想定する。

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

(b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失し、緊急用海水系が使用できない場合は、残留熱除去系を使用した原子炉除熱及び原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水（海水）を確保する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合。

【1.5.2.3(1) b.】

ii) 操作手順

代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保手順については、

「1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）」

の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替残留熱除去系海水系 A 系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 B 系東側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，370 分以内と想定する。

【代替残留熱除去系海水系西側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，310 分以内と想定する。

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

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業照明，ヘッドライト及び LED ライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては，可搬型

代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合は、可搬型又は常設スプレイヘッダから使用済燃料プールにスプレイすることで燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

- i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合。

- ・炉心損傷を判断した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合。
- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プールスプレイが実施できない場合、又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合。
- ・大型航空機の衝突等により、原子炉建屋の放射性物質閉じ込め

機能に影響を与える可能性があるような建屋損壊を確認した場合。

ii) 放水開始の判断基準

以下のいずれかが該当し、放水により発生する汚染水が直接海洋に流出する経路となる4箇所への汚濁防止膜による放射性物質の拡散抑制措置が完了している場合。

ただし、プラント状況により、大量の大気への放射性物質の拡散を回避する必要がある場合は、汚濁防止膜の設置作業と並行して放水砲による放水を開始する。

- ・原子炉格納容器への注水及びスプレイが、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合。
- ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、原子炉格納容器内の水素排出のため格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントによる水素排出ができず、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続することにより、原子炉建屋外側ブローアウトパネル（ブローアウトパネル閉止装置使用後においては、ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合。
- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレイが実施できない場合、又は使用済燃料プールスプレイを実施しても水位が維持できない場合。
- ・プラントの異常によるモニタリング・ポスト等の指示値の有意な変動の確認により、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損が

あると判断した場合。

【1.12.2.1(1) a.】

iii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）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。

iv) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員 8 名（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の起動、ホースの水張り及び空気抜きは 4 名）にて実施する。

作業は災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで 210 分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

大気への放射性物質の拡散抑制は、災害対策本部長代理からの指示を受けた、重大事故等対応要員 4 名にて実施し、作業開始を判断してから 210 分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）に放水可能と想定する。

放水砲は可搬型設備のため任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲の放射方法としては、噴射ノズルを調整することで直状放射と噴霧放射の切替えが可能であり、直状放射はより遠くまで放水できるが、噴霧放射は直状放射よりも、より細かい水滴径が期待できる。

微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径  $0.3\text{mm}\phi$  前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できることから、直状放射よりも噴霧放射のほうが放射性物質の抑制効果がある。したがって、なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることでも、除去効果の増大が期待できる。

なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間などを考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

また、大気への放射性物質の拡散抑制手順着手は、炉心損傷又は使用済燃料プールの水位低下の兆候を確認している場合としている。重

大事故等対応要員は、過剰被ばく防止の観点から現場環境を考慮し、適切な放射線防護具を装備する。

j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海水を水源として可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

【1. 12. 2. 2(2) a.】

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火手順については、「1. 12. 2. 2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応は、準備段階では重大事故等対応要員 8 名にて実施する。

作業は、災害対策本部長代理の指示に従い対応することとしてお

り、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火は、作業開始を判断してから 210 分以内（ホース敷設距離が最長となるルートでホースを敷設した場合）に開始されると想定する。

泡消火段階では、重大事故等対応要員 5 名にて実施する。

1%濃縮用泡消火薬剤を 5m<sup>3</sup> 配備し、泡消火開始から約 20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（約 1,338m<sup>3</sup>/h）に対して 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

k. 海を水源とした 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保

海を水源とした 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への冷却水を確保する手段としては、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系がある。

(a) 2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）

非常用交流電源設備が健全な場合は、2C・2D 非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系により 2C・2D 非常用ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電

機」を「D/G」という。)又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(以下「HPCS D/G」という。)のディーゼル機関への冷却水(海水)を確保することで、2C・2D D/G及びHPCS D/Gを自動起動信号(非常用高圧母線電圧低)による起動、又は中央制御室から起動し、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2D・HPCSに給電する。

i) 手順着手の判断基準

**【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの起動の判断基準】**

- ・外部電源が喪失した場合又はM/C 2C・2D・HPCSの母線電圧がないことを確認した場合。

**【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの中央制御室からの起動の判断基準】**

- ・2C・2D D/G及びHPCS D/Gが自動起動しなかった場合。

**【1.14.2.1(1)】**

ii) 操作手順

2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保(非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電)手順については、

「1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

iii) 操作の成立性

**【2C・2D D/G及びHPCS D/Gの起動】**

- ・中央制御室対応を運転員等(当直選手員)1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから2C・2D D/G及びH

P C S D / G を起動し、受電遮断器が投入される (M / C 2 C ・ 2 D ・ H P C S が給電する) ことの確認完了までの所要時間を 1 分以内と想定する。

【2 C ・ 2 D D / G 及び H P C S D / G の中央制御室からの起動】

・中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 2 C ・ 2 D D / G 及び H P C S D / G を起動し、受電遮断器が投入 (M / C 2 C ・ 2 D ・ H P C S が給電する) 完了まで 2 分以内と想定する。

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

なお、2 C D / G 又は 2 D D / G が 2 C ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機海水系への代替送水等により使用可能だが、常設代替高压電源装置及び残留熱除去系海水系ポンプの機能が喪失している場合には、代替循環冷却系及び緊急用海水系による原子炉冷却を行うために、非常用交流電源設備による代替所内電気設備への給電を行う。

- (b) 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保 (高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電)

外部電源喪失及び 2 C ・ 2 D D / G の故障により、非常用所内電気設備である M / C 2 C ・ 2 D の母線電圧が喪失している状態で、H P C S D / G、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M / C H P C S 及び M / C 2 E の使用が可能であって、さらに高压炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合は、高压炉心スプレイ系ディ

ディーゼル発電機海水系によりHPCS D/Gのディーゼル機関への冷却水（海水）を確保することで、HPCS D/Gを起動し、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する。

i) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系、M/C HPCS、M/C 2E及びM/C 2C（又は2D）の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合。

【1.14.2.2(2)】

ii) 操作手順

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）手順については、「1.14.2.2(2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからHPCS D/GによるM/C 2C・2Dへの給電までの所要時間を95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。

1. 海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉

心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水

海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧手段としては、可搬型代替注水大型ポンプによる2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水がある。

- (a) 2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧

外部電源喪失及び2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ等の故障による2C・2D D/G又はHPCS D/Gのディーゼル機関の冷却機能喪失により、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能が復旧できない状態で、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの使用が可能な場合に、2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプにより2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系に海水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能を復旧する。

- i) 手順着手の判断基準

2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系のポンプ・電動機・配管・ケーブル等の

故障により 2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能が復旧できない状態で、2C・2D D/G又はHPCS D/Gの使用が可能な場合。

【1.14.2.2(3)】

ii) 操作手順

2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧手順については、「1.14.2.2(3) 2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を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2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D D/G又はHPCS D/Gの電源給電機能の復旧までの所要時間を30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。

- m. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱  
海を水源とした使用済燃料プールの除熱手段としては、代替燃料プール冷却系がある。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールの除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱】

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、代替燃料プール冷却系に必要な冷却水が確保されている場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持可能な場合。

【緊急用海水系による冷却水（海水）の確保】

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合。

【代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保】

- ・使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

【1.11.2.4(1) a. (a)】 , 【1.11.2.4(1) a. (b)】 ,

【1.11.2.4(1) a. (c)】

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順については、「1.11.2.4(1) a. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱」, 「1.11.2.4(1) a. (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」及び「1.11.2.4(1) a. (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保」にて整備する。

iii) 操作の成立性

**【代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱】**

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内と想定する。

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

なお、代替燃料プール冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

・緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内

・代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

**【緊急用海水系による冷却水（海水）の確保】**

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。

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

**【代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ】**

による冷却水（海水）の確保】

上記の操作は、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合において、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、370分以内と想定する。

- ・代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合において、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、310分以内と想定する。

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業できるように、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手

段としては、ほう酸水注入系がある。

(a) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

A T W S 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

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。

・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」

（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合。

・非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」

（原子炉出力）において、制御棒位置指示が確認できない場合。

【1.1.2.1(2)】

ii) 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

iii) 操作の成立性

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

・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内

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

(b) ほう酸水注入系による原子炉注水

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

さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、ほう酸  
水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉注水を継続す  
る。

i) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態の場合で、原子炉隔離時  
冷却系、高压炉心スプレイ系、高压代替注水系及び制御棒駆動水圧  
系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設  
定点以上に維持できない場合。

【1.2.2.5(1) a.】

ii) 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉注  
水手順については、「1.2.2.5(1) a. ほう酸水注入系による原子  
炉注水」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水（ほう酸水注  
入）は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施し  
た場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水  
開始まで2分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、

速やかに対応できる。

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

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

- (c) 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（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）  
全交流動力電源喪失時、損傷炉心への注水を行う場合、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからMCC 2C又はMCC 2Dの受電が完了し、損傷炉心に注水を実施する場合。

【1.8.2.2(1)h.】

ii) 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（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）手順については、「1.8.2.2(1)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」にて整備する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施し

た場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内と想定する。

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

#### 1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

##### (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

##### a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の対応を実施している場合に、代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に使用する水源は、西側淡水貯水設備を優先して使用する。西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、淡水タンクを使用する。

淡水による代替淡水貯槽への補給が枯渇等により継続できない場合は、海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが、海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより、重大事故等の収束に必要な水の供給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

なお、西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設図は第1.13-24図、第1.13-25図及び第1.13-26図参照。

##### (a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる

## 代替淡水貯槽への補給

### i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の消費が開始された場合において，西側淡水貯水設備の水位が確保されている場合。

### ii) 操作手順

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-4 図に，タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を西側淡水貯水設備に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを西側淡水貯水設備に配置し，西側淡水貯水設備の蓋を開放後，可搬型代替注水中型ポンプ付属の水中ポンプユニットを西側淡水貯水設備へ設置する。

- ⑤重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽へ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にて確認する。
- ⑦重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長代理に報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に

依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給開始まで160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に、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート状況を考慮して西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。また、有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時は、炉心損傷が早く、被ばく線量の観点で最も厳しくなるが、代替淡水貯槽への補給作業が問題なくできることを確認している。

(添付資料 1.13.4)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の消費が開始された場合において，淡水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-4 図に，タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで

接続する。

- ⑤重大事故等対応要員は、淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災

害対策本部長代理に報告する。

⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで165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に、可搬型代替注水中型ポンプ又は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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i) 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合において、淡水を水源とした補給ができない場合。

ii) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-4 図に、タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。

②発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の

準備を指示する。

- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置し、S A用海水ピットの蓋を開放後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（S A用海水ピット）へ設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、海水取水箇所（S A用海水ピット）から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽

への補給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長代理に報告する。

⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。

⑭運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から代替淡水貯槽への補給開始まで160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に、可搬型代替注水中型ポンプ又は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。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海水取水箇所（S A用海水ピット）から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

(2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる注水等の対応を実施している場合に、西側淡水貯水設備への補給手段がないと西側淡水貯水設備の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給に使用する水源は、代替淡水貯槽を優先して使用する。代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水タンクを使用する。

淡水による西側淡水貯水設備への補給が枯渇等により継続できない場合は、海水による西側淡水貯水設備への補給に切り替えるが、海水を直接西側淡水貯水設備へ補給することにより、重大事故等の収束に必要な水の供給を継続しながら淡水から海水への水源の切替えが可能である。

なお、代替淡水貯槽、淡水タンク及び海水取水箇所（S A用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設図は第 1.13-27 図、第 1.13-28 図及び第 1.13-29 図参照。

(a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水が開始され，淡水の消費が開始された場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-6 図に，タイムチャートを第 1.13-7 図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。

②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。

③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を代替淡水貯槽に決定し，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西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。

④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し，代替淡水貯槽の蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを代替淡水貯槽へ設置す

る。

- ⑤重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備へ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にて確認する。
- ⑦重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、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西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長代理に報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。

⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。

⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備への補給開始まで165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に、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート状況を考慮して代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プ

ールへの注水が開始され、淡水の消費が開始された場合において、淡水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-6 図に、タイムチャートを第 1.13-7 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長代理は、プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し、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西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニット吸込口をホースで接続する。
- ⑤重大事故等対応要員は、淡水タンクから西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は、中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備へ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にて確認する。

- ⑦重大事故等対応要員は、西側淡水貯水設備の蓋を開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、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西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長代理に報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから西側淡水貯水設備への補給開始まで150分以内と想定する。

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

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

i) 手順着手の判断基準

西側淡水貯水設備を水源として原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水が開始され、淡水の消費が開始された場合において、淡水を水源とした補給ができない場合。

ii) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-6 図に，タイムチャートを第 1.13-7 図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備開始を指示する。
- ②発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配置及びホース接続を依頼する。
- ③災害対策本部長代理は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，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西側淡水貯水設備への補給の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）に配置し，S A用海水ピットの蓋を開放後，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所（S A用海水ピット）に設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は，海水取水箇所（S A用海水ピット）から西側淡水貯水設備までのホース敷設を行う。
- ⑥運転員等は，中央制御室にて，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備へ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にて確認する。
- ⑦重大事故等対応要員は，西側淡水貯水設備の蓋を開放し，ホースの挿入を行い，可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を災害対策本部長代理へ報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給の準備完了を連絡する。

- ⑨発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を依頼する。
- ⑩発電長は、運転員等に西側淡水貯水設備水位の監視を指示する。
- ⑪災害対策本部長代理は、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西側淡水貯水設備への補給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を災害対策本部長代理に報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給開始を連絡する。
- ⑭運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮運転員等は、中央制御室にて、西側淡水貯水設備の水位が規定水位に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、西側淡水貯水設備への補給停止を災害対策本部長代理に依頼する。

### iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海水取水箇所（SA用海水ピット）から西側淡水貯水設備への補給開始まで220分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照

明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海水取水箇所（S A用海水ピット）から西側淡水貯水設備へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

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。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

（添付資料 1.13.4）

#### 1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

##### (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

サブプレッション・プール水枯渇、サブプレッション・チェンバ破損又はサブプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において、復水貯蔵タンクの水位計が健全であり、水位が確保されている場合は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、水源の切替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

##### a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水

源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サプレッション・プール水位が， $-50\text{cm}$  以下となった場合。
- ・サプレッション・プール水温度が，原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-14 図に，タイムチャートを第 1.13-15 図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等にサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。
- ②運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁を開とする。
- ③運転員等は，中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁が開となったことを確認後，原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁を閉とする。
- ④運転員等は，中央制御室にて，水源の切替え後，原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し，発電長に水源の切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した

場合、作業開始を判断してから水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サブプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サブプレッション・プール水位が、 $-50\text{cm}$ 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プール水温度が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.13-16 図に、タイムチャートを第 1.13-17 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替えを指示する。
- ②運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）を開とする。
- ③運転員等は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁

(復水貯蔵タンク)が開となったことを確認後、高圧炉心スプレ  
イ系ポンプ入口弁(サプレッション・プール)を閉とする。

④運転員等は、中央制御室にて、水源の切替え後、高圧炉心スプレ  
イ系の運転状態に異常がないことを確認し、発電長に水源の切替  
えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名にて実施した  
場合、作業開始を判断してから水源をサプレッション・チェンバから  
復水貯蔵タンクへ切り替えるまで4分以内と想定する。中央制御室に  
設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応でき  
る。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(2) 淡水から海水への切替え

a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、代  
替淡水貯槽への淡水の補給が継続できない場合は、淡水補給から海水補  
給へ切り替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型  
ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは、

「1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大  
型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)」の手順にて整備  
する。

b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、西  
側淡水貯水設備への淡水の補給が継続できない場合は、淡水補給から海  
水補給へ切り替える。

西側淡水貯水設備への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水補給から海水補給への水源の切替えは、「1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

(3) 外部水源から内部水源への切替え

a. 外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時の事故の収束に必要な対応として、外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）へ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を実施している状態にて、原子炉水位がL0以上と判断され、かつ代替循環冷却系が使用可能な場合において、内部水源（サプレッション・チェンバ）の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.4.2.2(3) a. (c) 代替循環冷却系による残存溶

融炉心の冷却」，「1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.8.2.2(1) e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。また，外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.3(1) b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却手段から，内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため，代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。
- ②運転員等は，中央制御室にて，内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し，発電長に報告する。
- ③発電長は，内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱開始を確認後，運転員等に外部水源（代替淡水貯槽）を使用した低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止操作を行うため，常設低圧代替注水系ポンプ停止を指示する。
- 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停止

する。

⑤運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプが停止したことを報告する。

⑥発電長は、内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を開始後、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することを確認した場合は、外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を行うため、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。

#### (c) 操作の成立性

内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については、「1. 13. 2. 1(3) d. (b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」, 「1. 13. 2. 1(3) d. (f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）」及び「1. 13. 2. 1(3) d. (h) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）」にて整理する。

外部水源（代替淡水貯槽）を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作の成立性については、「1. 13. 2. 1(1) b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（炉心損傷後）」にて整理する。

#### 1. 13. 2. 4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 13-30 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行うため、必要となる十分な量の水をサプレッション・チェンバに確保する。

サプレッション・チェンバを水源とした注水等ができない場合は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却を実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。そのほかに、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する手段がある。また、西側淡水貯水設備、代替淡水貯槽又は海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等の手段は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプによる注水等の手段と同時並行で準備を開始する。なお、注水等の手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは、以下のようにする。

- ・西側淡水貯水設備を水源とする場合は、可搬型代替注水中型ポンプを使用する。
- ・代替淡水貯槽を水源とする場合は、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。
- ・海を水源とする場合は、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

また、重大事故等時には、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合に、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、フィルタ装置へスクラビング水の補給を実施する。なお、補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは、以下のようにする。

- ・西側淡水貯水設備を水源とする場合は、可搬型代替注水中型ポンプを

使用する。

- ・代替淡水貯槽を水源とする場合は，可搬型代替注水大型ポンプを使用する。
- ・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

a. 送水に利用する水源の優先順位

(a) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる

送水（注水等）に利用する水源の優先順位

重大事故等時，常設設備による注水等ができない場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水等を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には，複数の水源から選択する必要があることから，送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，注水継続性（可搬設備による送水時の有効水源容量），大津波警報発表時の対応能力及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお，淡水タンクは給水処理設備からの補給以外に現実的な水源補給の手段がなく，継続的な注水確保の観点からは有効な注水源でないことから，補給用水源と位置付ける。

可搬設備による送水（注水等）に利用する水源は，代替淡水貯槽よりも注水継続性があり，大津波警報発表時の対応能力がある西側淡水貯水設備を優先することから，西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注

水を実施するため、必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備を水源として利用できない場合は、淡水（代替淡水貯槽）又は海水の選択となることから、水質による機器への影響を考慮し、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、最終的な水源である海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施する。

- (b) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）に利用する水源の優先順位

重大事故等時、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにてスクラビング水が低下した場合は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置へのスクラビング水の補給を実施する。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水には、複数の水源から選択する必要があることから、送水に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては、注水等に使用する水源の優先度及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また、淡水タンクは消火系の水源であることを考慮する。なお、スクラ

ビング水は上下限水位差で 45m<sup>3</sup>未満であること、スクラビング水は実質 7 日間以上補給不要であることから、補給継続性（水源容量）及びホース敷設距離（準備作業時間、漏えいリスク、アクセス性阻害）については、優先的に考慮すべき事項とはしない。また、フィルタ装置スクラビング水補給は、原則淡水のみを利用する。

フィルタ装置スクラビング水補給において、代替淡水貯槽は注水等に使用する常設の低圧代替注水系の第一水源であるため、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水を実施する。

西側淡水貯水設備から送水ができない場合は、淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があることから、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

代替淡水貯槽から送水ができない場合は、淡水（淡水タンク）又は海水の選択となるが、水質による機器への影響を考慮し、原則淡水のみを利用することから、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を実施する。

## (2) 水源へ水を補給するための対応手段

重大事故等時には、注水等に使用している水源が枯渇しないように、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより、注水等に使用している水源への補給を実施する。なお、補給手段における水源と可搬型ポンプの組み合わせは、以下のようにする。

- ・西側淡水貯水設備を水源とする場合は、可搬型代替注水中型ポンプを使用する。
- ・代替淡水貯槽を水源とする場合は、可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

- ・淡水タンクを水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。
- ・海を水源とする場合は，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

a. 補給に利用する水源の優先順位

重大事故等時，注水等に使用している水源への補給には，複数の水源から選択する必要があることから，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては，信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また，淡水タンクにおいては，消火系の水源であることを考慮する。

(a) 代替淡水貯槽への補給に利用する水源の優先順位

代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイにおいて，代替淡水貯槽が枯渇しないように，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

代替淡水貯槽への補給において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり，信頼性が淡水タンクより高い西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ補給するため，必要となる十分な量の水を西側淡水貯水設備に確保する。

西側淡水貯水設備から補給ができない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，

淡水タンクより代替淡水貯槽へ補給するため、必要となる十分な量の水を淡水タンクに確保する。

淡水タンクから補給ができない場合は、最終的な水源である海を水源とした海水の補給を実施する。

(b) 西側淡水貯水設備への補給に利用する水源の優先順位

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水において，西側淡水貯水設備が枯渇しないように，可搬型代替注水大型ポンプにより，各水源からの補給を実施する。

西側淡水貯水設備への補給において，淡水タンクは消火系の水源として確保する必要がある，信頼性が淡水タンクより高い代替淡水貯槽から西側淡水貯水設備へ補給するため，必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽から補給ができない場合は，淡水（淡水タンク）又は海水の選択となることから，水質による機器への影響を考慮し，淡水タンクより西側淡水貯水設備へ補給するため，必要となる十分な量の水を淡水タンクに確保する。

淡水タンクから補給ができない場合は，最終的な水源である海を水源とした海水の補給を実施する。

1.13.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて，それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「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」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「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」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて，それぞれ整備する。

監視計器への電源給電手順については，「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給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

なお，重大事故等対処設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した送水（注水等）手順において，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計又はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作し，送水圧力の調整を実施するため，可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計及びホースの結合金具付きの可搬型圧力計については，健全性が確認されたものを使用する。

第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応 (常設)	サブプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力容器への注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系 (常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系 (常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	原子炉ウエルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系 (常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	自主対策設備 手順は「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。	
	使用済燃料プールへの注水/スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系 (常設低圧代替注水系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応 (可搬型)	サブプレッション・チェンバ	原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口又は高所西側接続口への送水時) (可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口、代替淡水貯槽を水源とした送水)	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	—	スクラッピング水補給ライン接続口への送水時) (可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置代替淡水貯槽を水源とした送水)	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型）	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	代替淡水貯槽 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替淡水貯槽 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「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。
	-	スクラッピング水補給装置	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「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。
		原子炉格納容器下部への注水	代替淡水貯槽 格納容器下部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	代替淡水貯槽 格納容器頂部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「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。
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	代替淡水貯槽 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	-	原子炉冷却材圧力容器パウンダリ高圧時の注水	サブプレッション・チェンバ 高圧代替注水系（常設高圧代替注水系ポンプ） 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力パ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」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			サブプレッション・チェンバ 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力パウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉冷却材圧力容器パウンダリ低圧時の注水	サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ） 低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器パウンダリ注水及び原子炉格納容器内の除熱（代替循環冷却系による原子炉注水）	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (5/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	—	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱(代替循環冷却系)による残存溶融炉心の冷却)	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系(代替循環冷却系ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱(代替循環冷却系)によるサプレッション・プール水の除熱)	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系(代替循環冷却系ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱(代替循環冷却系)による原子炉格納容器内の除熱)	サプレッション・チェンバ代替循環冷却系(代替循環冷却系ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	-	<p>（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）                      原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱</p>	<p>サブプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）</p>	<p>重大事故等対処設備</p>	<p>手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。</p>
		<p>（代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱）                      ペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止</p>	<p>サブプレッション・チェンバ代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）</p>	<p>重大事故等対処設備</p>	<p>手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。</p>

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (7/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	(可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水時) 西側淡水貯水設備を水源とした送水	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	—	(可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置) 西側淡水貯水設備を水源とした送水	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 燃料給油設備※2	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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (8/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
西側淡水貯水設備を水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力容器への注水	西側淡水貯水設備 低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	西側淡水貯水設備 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「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。
	スクラッピング水補給	西側淡水貯水設備 可搬型代替注水中型ポンプ ホース・接続口	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「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。	
	原子炉格納容器下部への注水	西側淡水貯水設備 格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水中型ポンプ、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	原子炉ウェルへの注水	西側淡水貯水設備 格納容器頂部注水系（可搬型） （可搬型代替注水中型ポンプ、ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「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。	
	使用済燃料プールへの注水	西側淡水貯水設備 代替燃料プール注水系（可搬型代替注水中型ポンプ、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (9/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力容器への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備  手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備  手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備  手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備  手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の注水（原子炉隔離時冷却系）による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 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 所内常設直流電源設備※2	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  AM設備別操作手順書  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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10/21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（高圧炉心スプレイ系）による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 逃がし安全弁（安全弁機能）※3 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 補給水系配管・弁 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時微候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水（制御棒駆動水圧系による原子炉注水）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		（原子炉隔離時冷却系による原子炉高圧時の床面への落下遅延・防止） 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 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉圧力容器 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 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11/21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	-	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水	復水貯蔵タンク補給水系（復水移送ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
淡水タンクを水源とした対応	-	（可搬型代替注水大型ポンプによる送水）淡水タンクを水源とした送水	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 多目的タンク配管・弁 燃料給油設備※2	自主対策設備 重大事故等対策要領
		スクラッピング装置水補給	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	海を水源とした送水（可搬型代替注水大型ポンプによる送水）	可搬型代替注水大型ポンプ ホース・接続口 低圧代替注水系配管・弁 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 燃料給油設備※ <sup>2</sup>	重大事故等対処設備  重大事故等対策要領	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備  手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備  手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	—		原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備  手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉ウエルへの注水	格納容器頂部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備  手順は「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。
			使用済燃料プールへの注水／スプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備  手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※<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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※<sup>3</sup>：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
海を水源とした対応	—	残留熱除去系海水系の確保	残留熱除去系海水系（残留熱除去系海水系ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	緊急用海水系（緊急用海水ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
			代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	自主対策設備
		大気への放射物質の拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） 放水砲 泡混合器 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） ホース 燃料給油設備※2	重大事故等対処設備 手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。		

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (14/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
海を水源とした対応	-	<p>2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保(2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保)</p>	<p>2C非常用ディーゼル発電機海水系(2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)                  2D非常用ディーゼル発電機海水系(2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)                  高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
		<p>2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保)</p>	<p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)</p>	<p>自主対策設備</p> <p>手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (15/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
海を水源とした対応	-	<p>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系又は</p> <p>2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は</p>	<p>代替2C非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ、ホース・接続口等）</p> <p>代替2D非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ、ホース・接続口等）</p> <p>代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ、ホース・接続口等）</p>	<p>自主対策設備</p> <p>手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
		<p>代替燃料プール冷却系の除熱</p> <p>使用燃料プール冷却系による</p>	<p>代替燃料プール冷却系（代替燃料プール冷却系ポンプ）</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	-	<p>原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p>	<p>ほう酸水貯蔵タンク</p> <p>ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）</p>	<p>重大事故等対処設備</p> <p>手順は「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ナダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「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」にて整備する。</p>

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	—	<p>（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）</p> <p>西側淡水貯水設備を水源とした補給</p>	<p>西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ ホース 燃料給油設備※2</p>	<p>重大事故等対処設備</p>	<p>重大事故等対策要領</p>
		<p>（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）</p> <p>淡水タンクを水源とした補給</p>	<p>多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 多目的タンク配管・弁 燃料給油設備※2</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>重大事故等対策要領</p>

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (17/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応	—	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は海を水源とした補給)	代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 非常用取水設備※ <sup>1</sup> 燃料給油設備※ <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	—	代替淡水貯槽を水源とした補給 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給)	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 燃料給油設備※ <sup>2</sup>	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領

※<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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※<sup>3</sup>: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (18/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応	-	<p>〔淡水タンクを水源とした補給〕による西側淡水貯水設備への補給</p> <p>淡水タンクを水源とした補給</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 多目的タンク配管・弁 燃料給油設備※2</p>	自主対策設備	重大事故等対策要領
		<p>〔海を水源とした補給〕による西側淡水貯水設備への補給</p> <p>海を水源とした補給</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプ</p>	<p>西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 非常用取水設備※1 燃料給油設備※2</p>	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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	-	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス の水源の切替え（原子炉注水時の水源の切替え） 原子炉注水時の水源の切替え	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 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 所内常設直流電源設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス の水源の切替え（高圧炉心スプレイスによる 原子炉注水時の水源の切替え）	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ 高圧炉心スプレイス配管・弁・ストレーナ 補給水系配管・弁 非常用交流電源設備※2 燃料給油設備※2	自主対策設備	AM設備別操作手順書
		淡水から海水への切替え （代替淡水貯水設備から補給している場合）	西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 非常用取水設備※1 燃料給油設備※2	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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (20/21)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	<p>〔代替淡水貯水タンクから補給している場合〕</p> <p>淡水から海水への切替え</p>	<p>多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 代替淡水貯槽 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 多目的タンク配管・弁 非常用取水設備※<sup>1</sup> 燃料給油設備※<sup>2</sup></p>	自主対策設備	重大事故等対策要領
		<p>〔西側淡水貯水設備から補給している場合〕</p> <p>淡水から海水への切替え</p>	<p>代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 非常用取水設備※<sup>1</sup> 燃料給油設備※<sup>2</sup></p>	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
		<p>〔西側淡水貯水設備から補給している場合〕</p> <p>淡水から海水への切替え</p>	<p>多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型代替注水大型ポンプ ホース 多目的タンク配管・弁 非常用取水設備※<sup>1</sup> 燃料給油設備※<sup>2</sup></p>	自主対策設備	重大事故等対策要領

※<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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※<sup>3</sup>: 運転員による操作不要の設備である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（21／21）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	<p>（外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え）</p>	<p>代替淡水貯槽 サブプレッション・チェンバ 低圧代替注水系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（常設低圧代替注水系ポンプ） 代替循環冷却系（代替循環冷却系ポンプ）</p>	重大事故等対処設備	AM設備別操作手順書

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：運転員による操作不要の設備である。

第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			
重大事故等対策要領	判断基準	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 (代替淡水貯槽の水位が確保されており、可搬型代替注水大型ポンプによる送水ができる場合)	
	操作	代替淡水貯槽水位	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順 a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水			
重大事故等対策要領	判断基準	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	
	操作	西側淡水貯水設備水位	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水 (a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水			
非常時運転手順書II (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		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
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水 (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水			
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時運転手順書Ⅱ (停止時徴候ベース) 「停止時原子炉水位制御」等  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水 (d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (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)			
非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 メタルクラッド開閉装置 2 C 電圧 パワーセンタ 2 C 電圧 メタルクラッド開閉装置 2 D 電圧 パワーセンタ 2 D 電圧
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		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
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位
	操作	水源の確保	海を利用
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水) (a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水) (b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 代替淡水貯槽水位
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水) (c) 海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位

監視計器一覧 (5/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水) (a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	
	操作	水源の確保 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水) (b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位	
	操作	水源の確保 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位 西側淡水貯水設備水位	
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2) 西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水) (c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保 西側淡水貯水設備水位	
	操作	水源の確保 西側淡水貯水設備水位	
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源地の切替え a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源地の切替え			
AM設備別操作手順書	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位

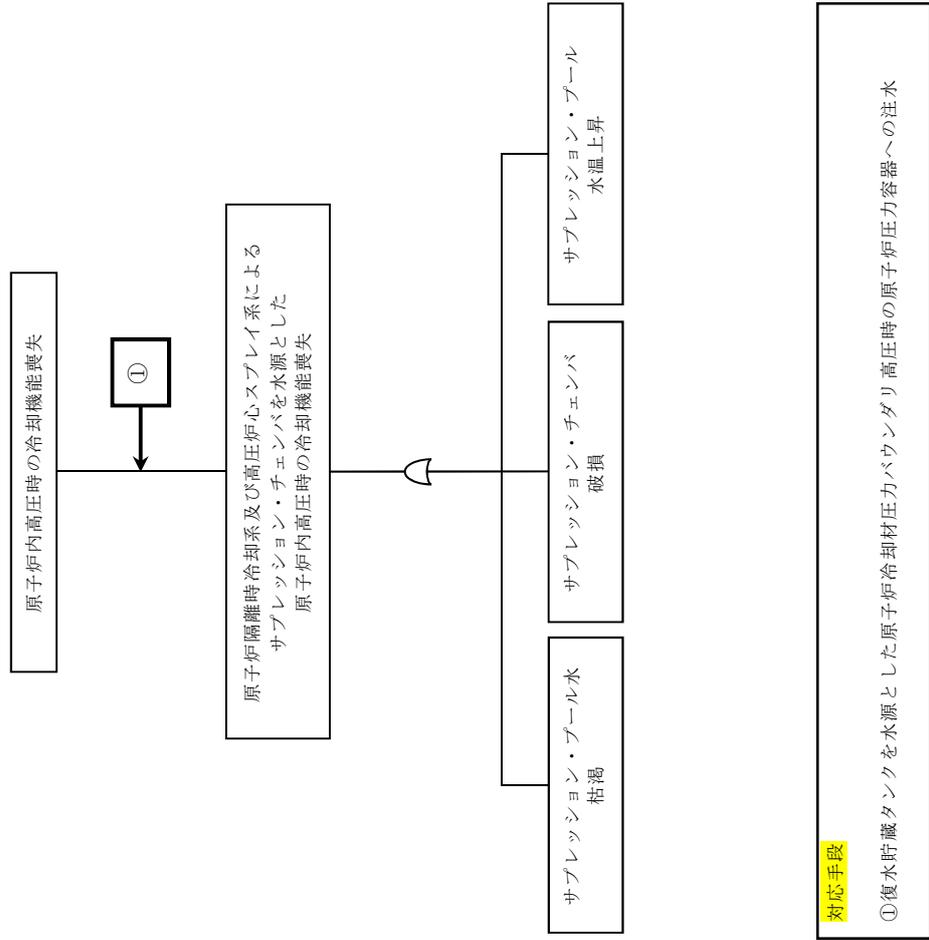
監視計器一覧 (6/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え			
AM設備別操作手順書	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え a. 代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位 海を利用
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え b. 西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え			
重大事故等対策要領	判断基準	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	西側淡水貯水設備水位 海を利用

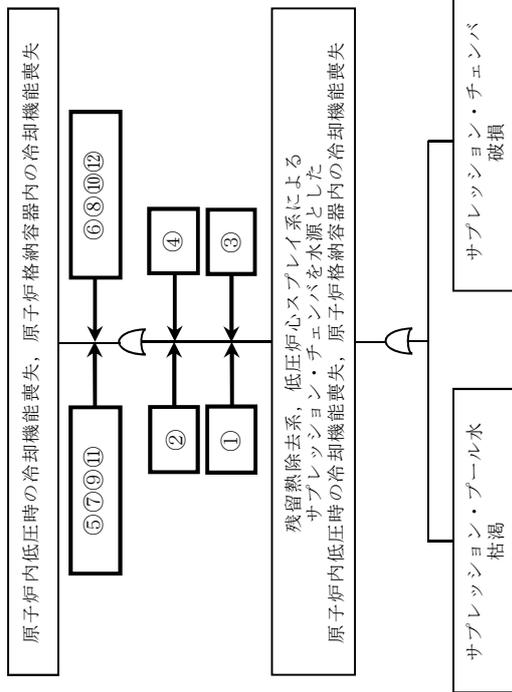
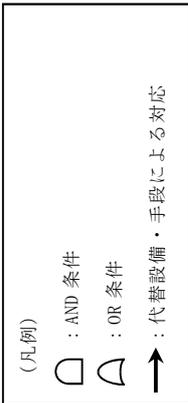
第 1.13-3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要となる 水の供給手順等</p>	<p>代替淡水貯槽水位（計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>サプレッション・プール水位 （計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>西側淡水貯水設備水位（計器）</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>

(凡例)  
 □ : AND 条件  
 ∩ : OR 条件  
 → : 代替設備・手段による対応



第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

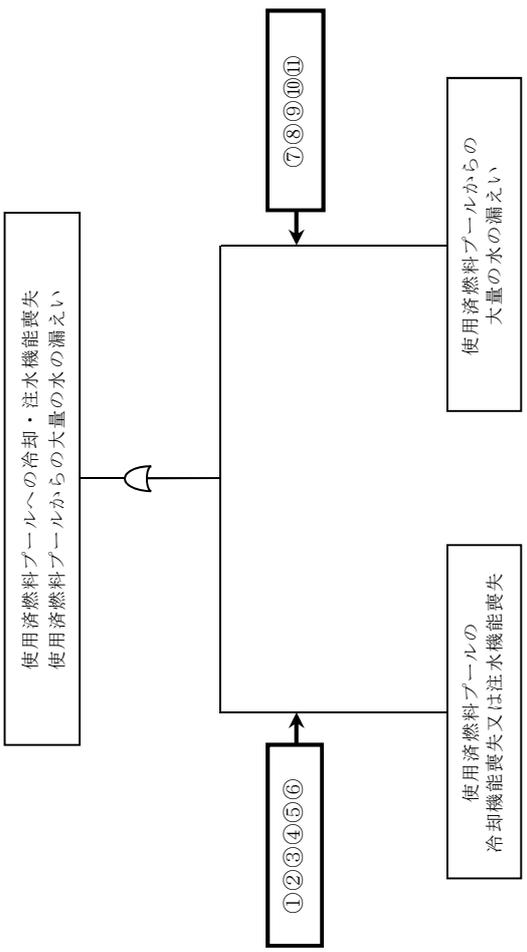


対応手段

- ① 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水 (常設)
- ② 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水 (可搬型)
- ③ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (常設)
- ④ 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (可搬型)
- ⑤ 西側淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水
- ⑥ 西側淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- ⑦ ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水
- ⑧ ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
- ⑨ 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水
- ⑩ 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
- ⑪ 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水
- ⑫ 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

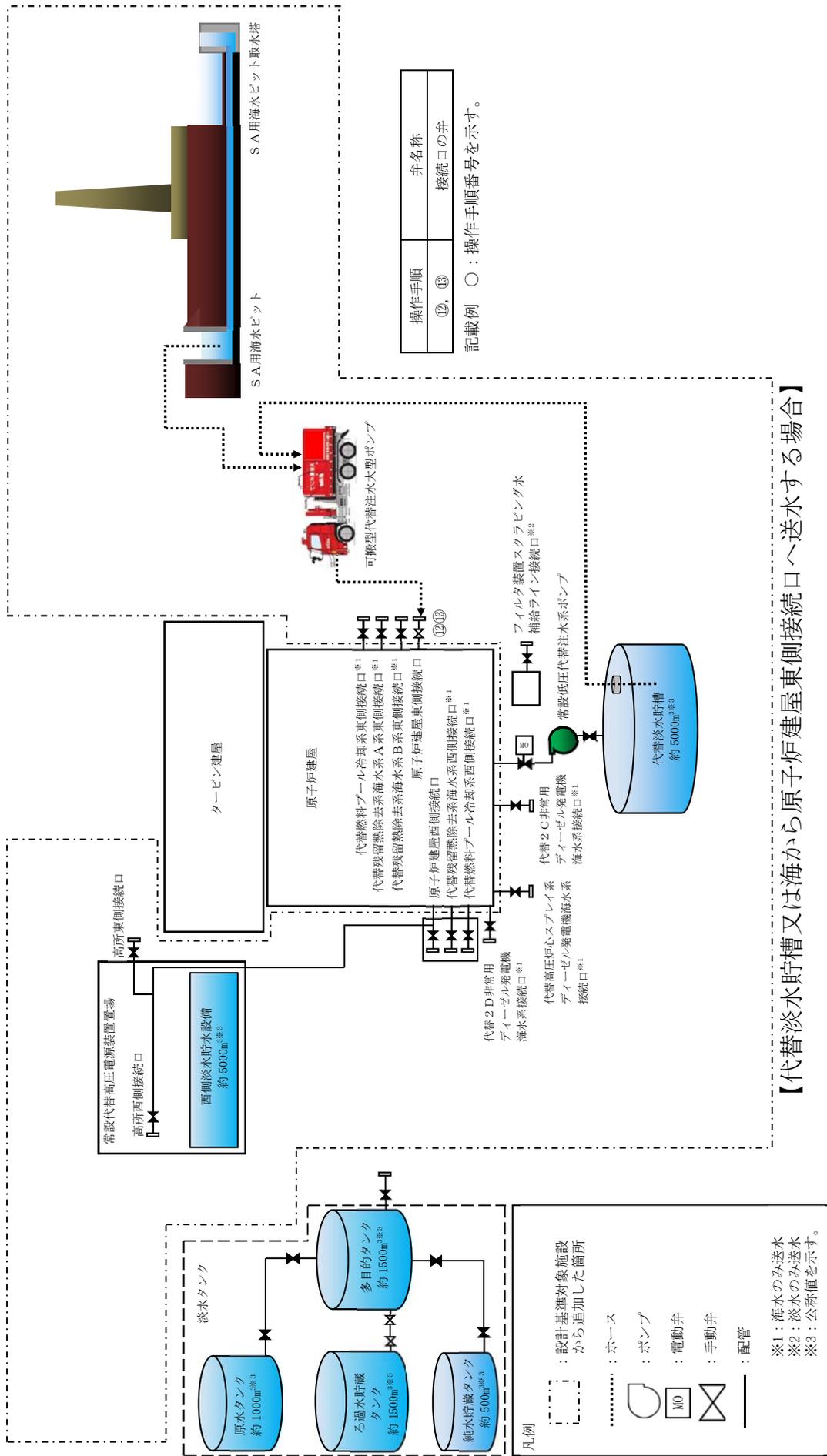
(凡例)  
 □ : AND 条件  
 ∩ : OR 条件  
 → : 代替設備・手段による対応



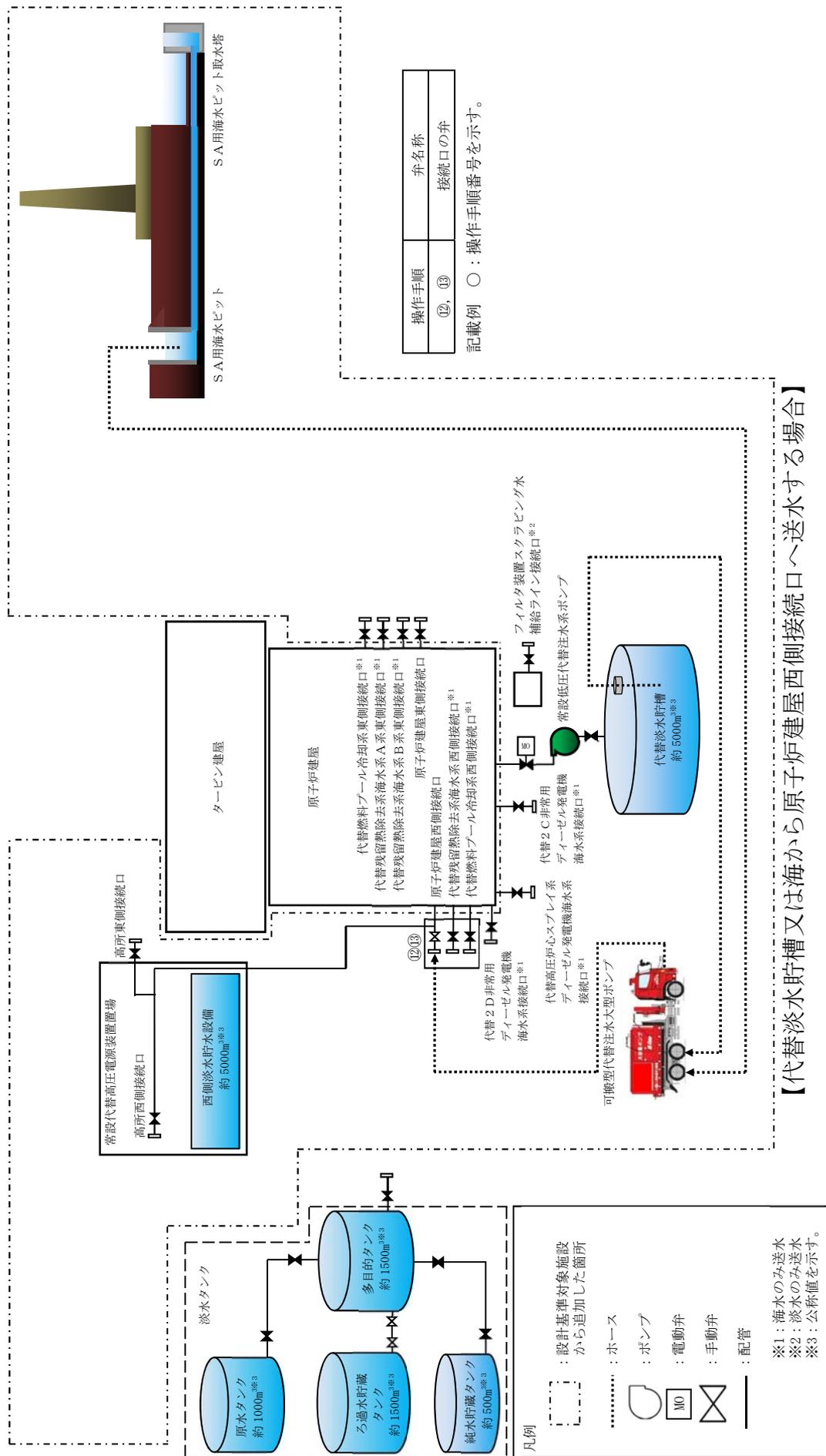
**対応手段**

- ① 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (常設)
- ② 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型)
- ③ 西側淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型)
- ④ ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクを水源とした使用済燃料ブールへの注水
- ⑤ 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料ブールへの注水
- ⑥ 海を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型)
- ⑦ 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (常設)
- ⑧ 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型) (常設スプレイヘッダを使用)
- ⑨ 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型) (可搬型スプレイノズルを使用)
- ⑩ 海を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型) (常設スプレイヘッダを使用)
- ⑪ 海を水源とした使用済燃料ブールへの注水 (可搬型) (可搬型スプレイノズルを使用)

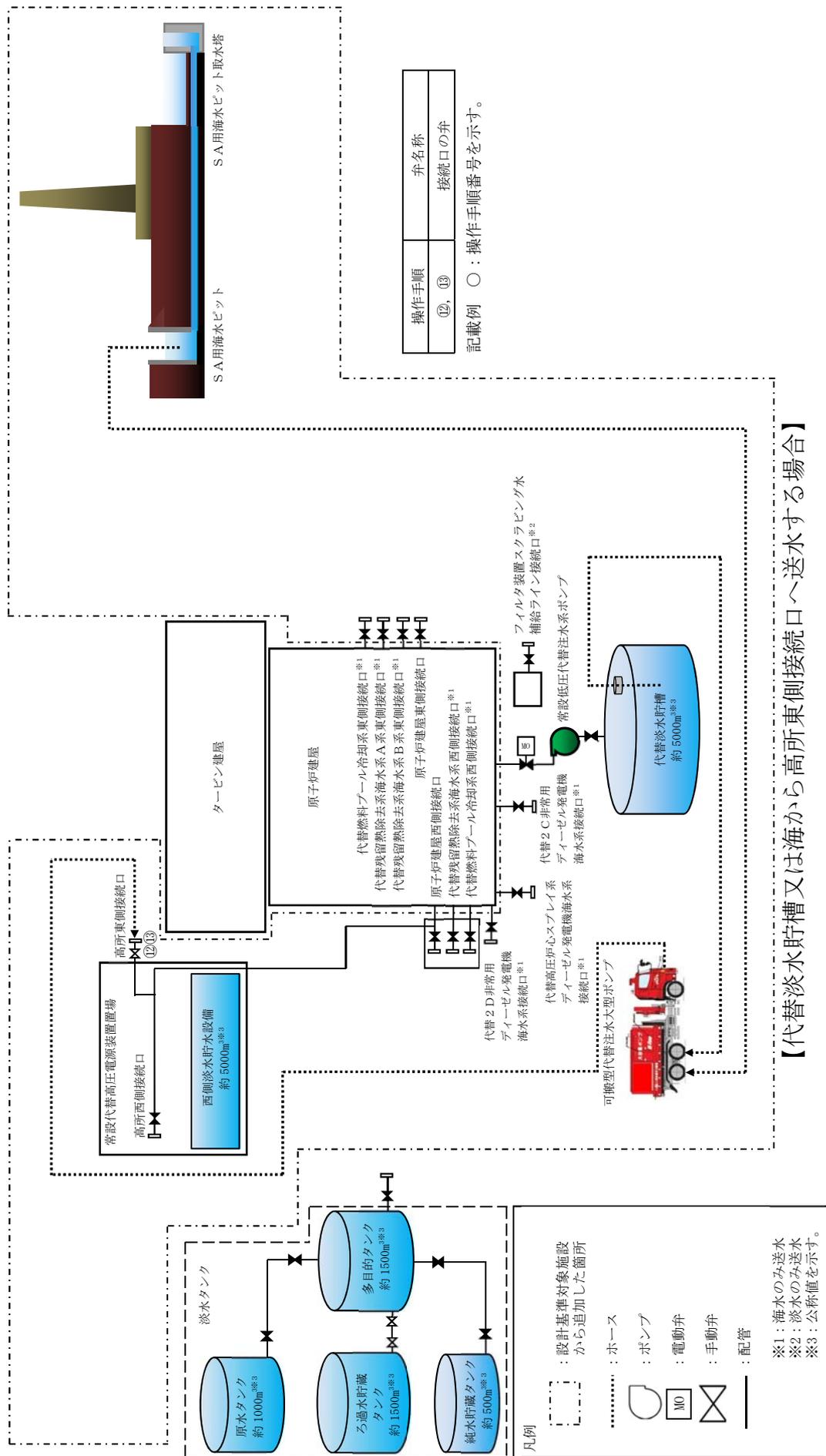
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（1/11）

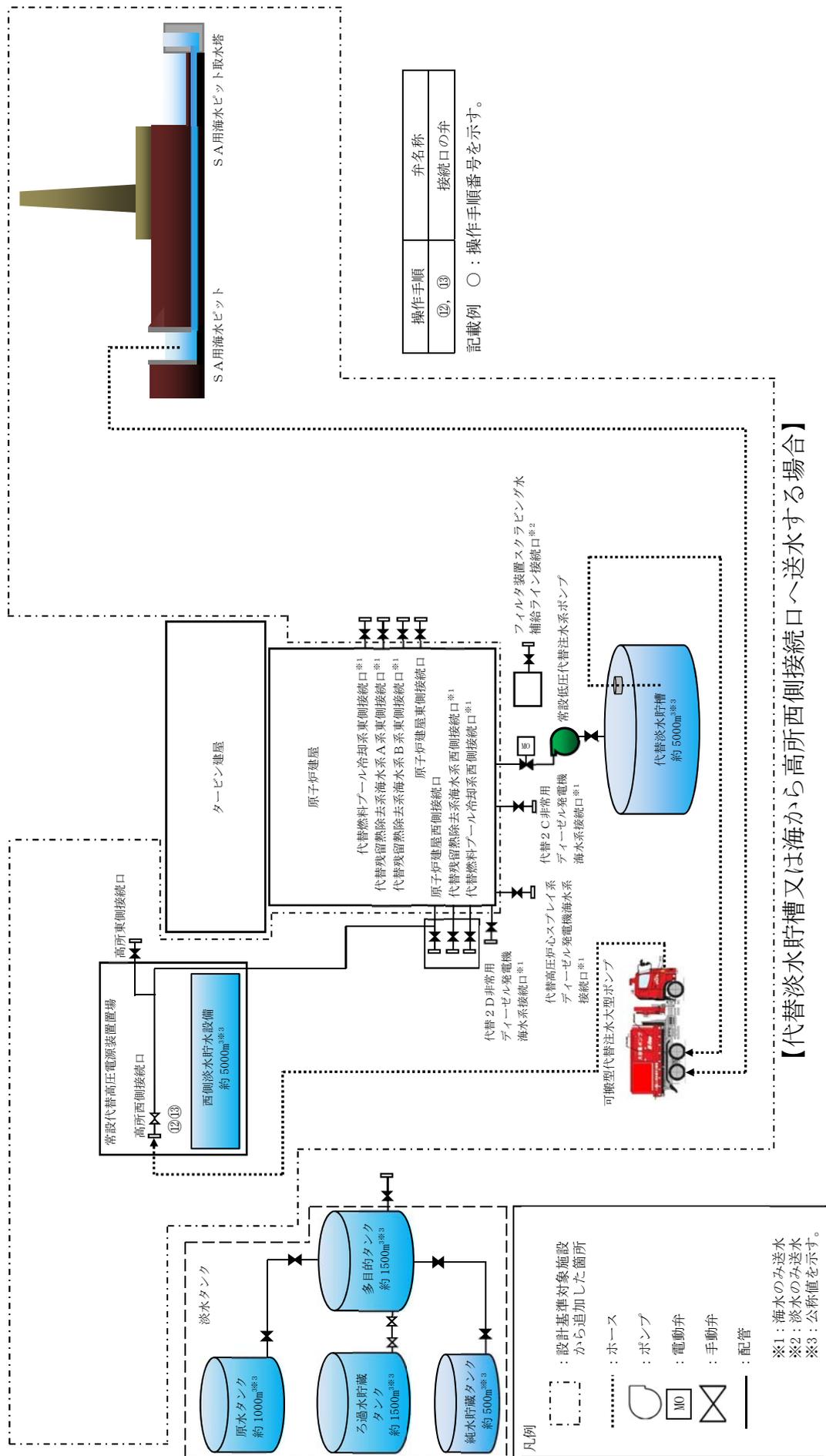


第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（2／11）

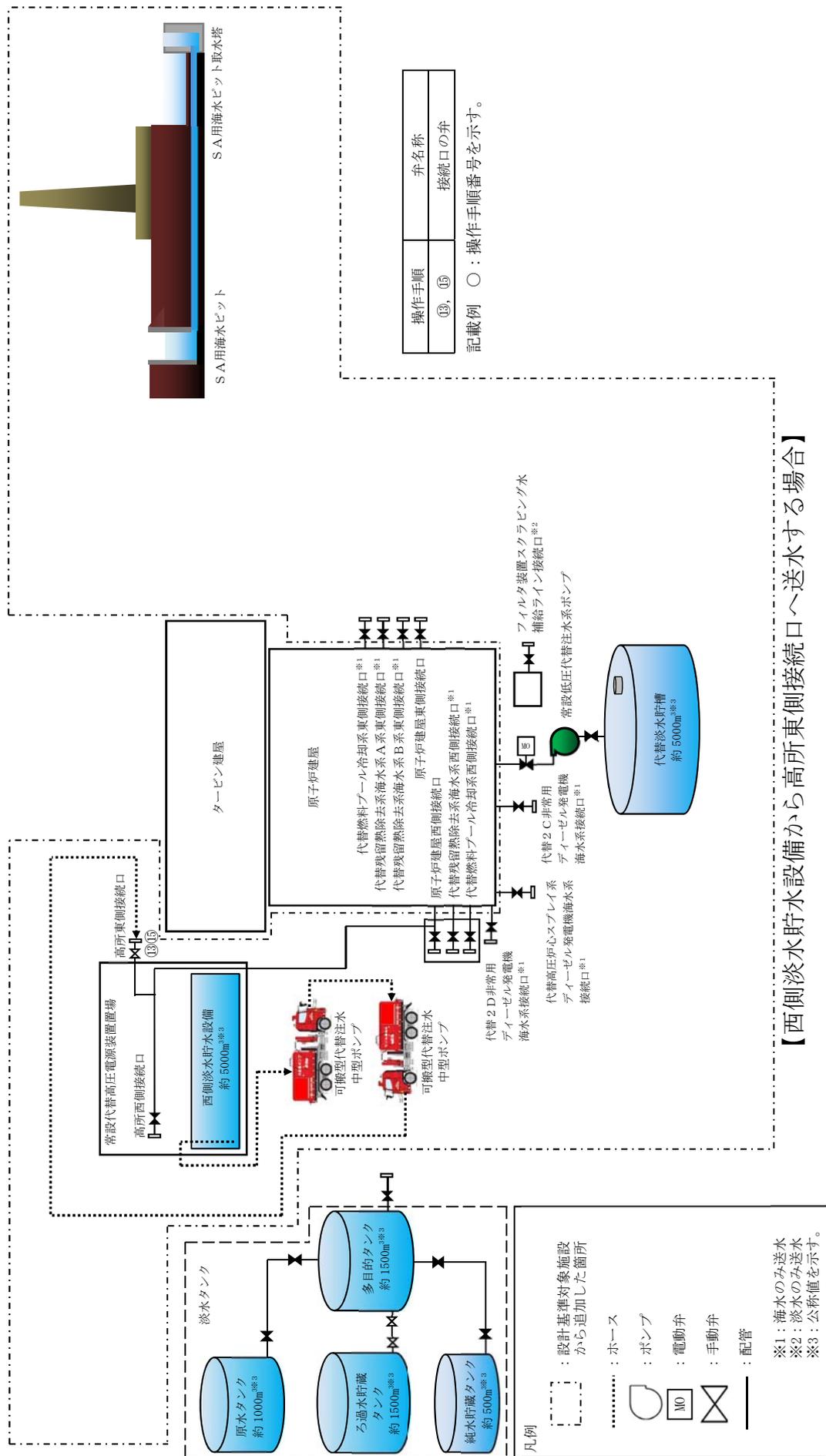


【代替淡水貯槽又は海から高所東側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（3／11）

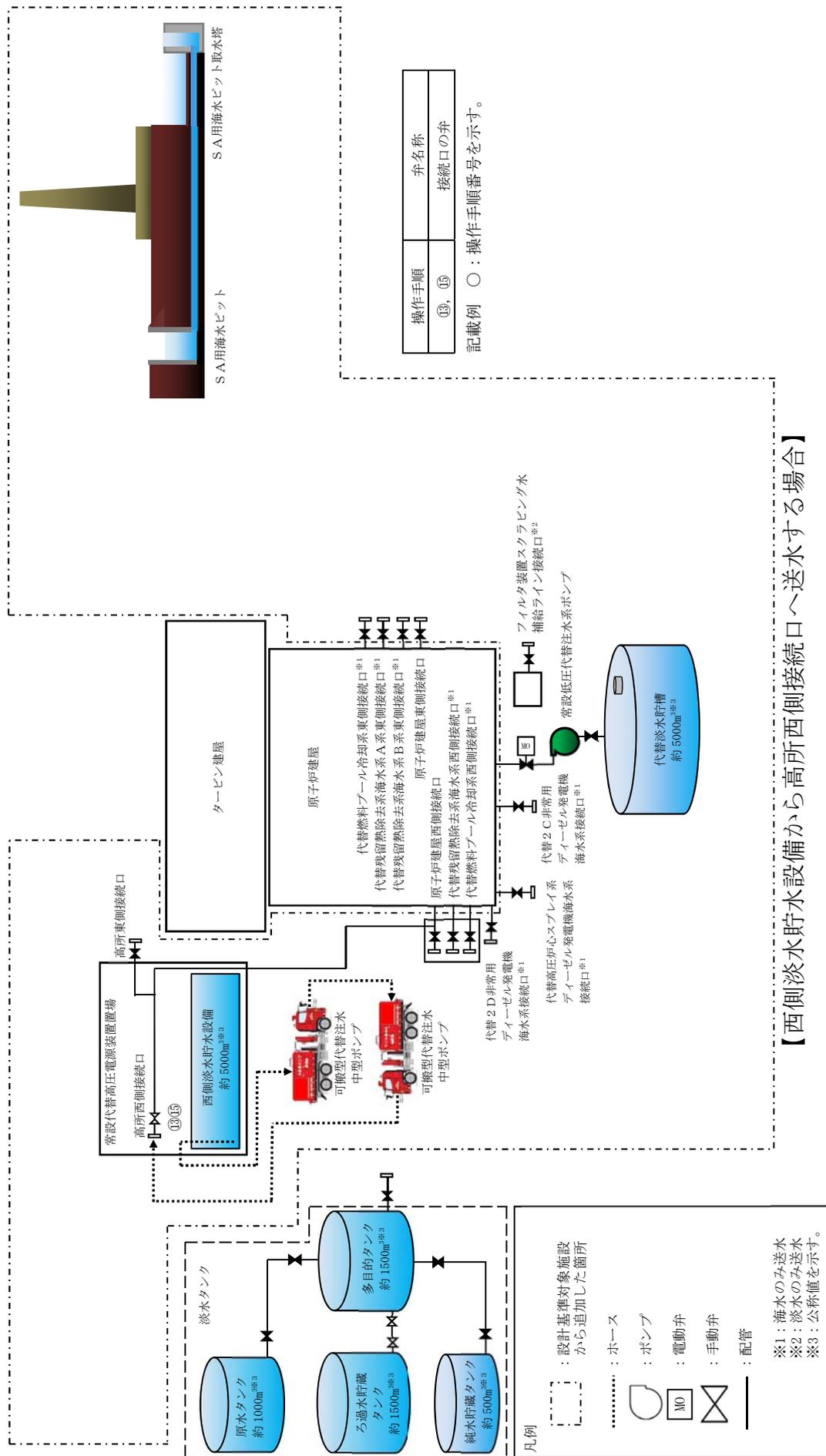


第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（4/11）

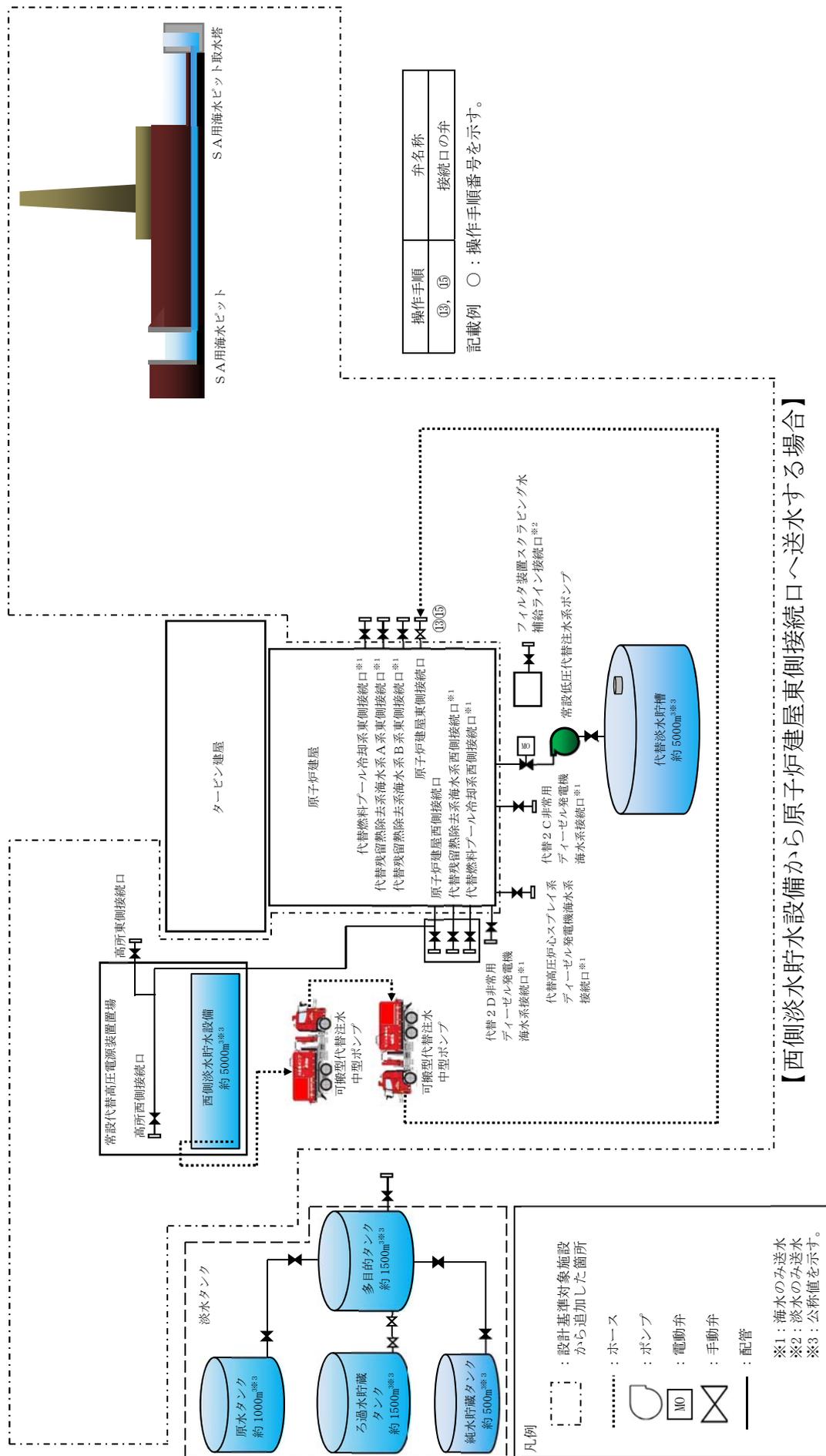


【西側淡水貯水設備から高所東側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（5/11）

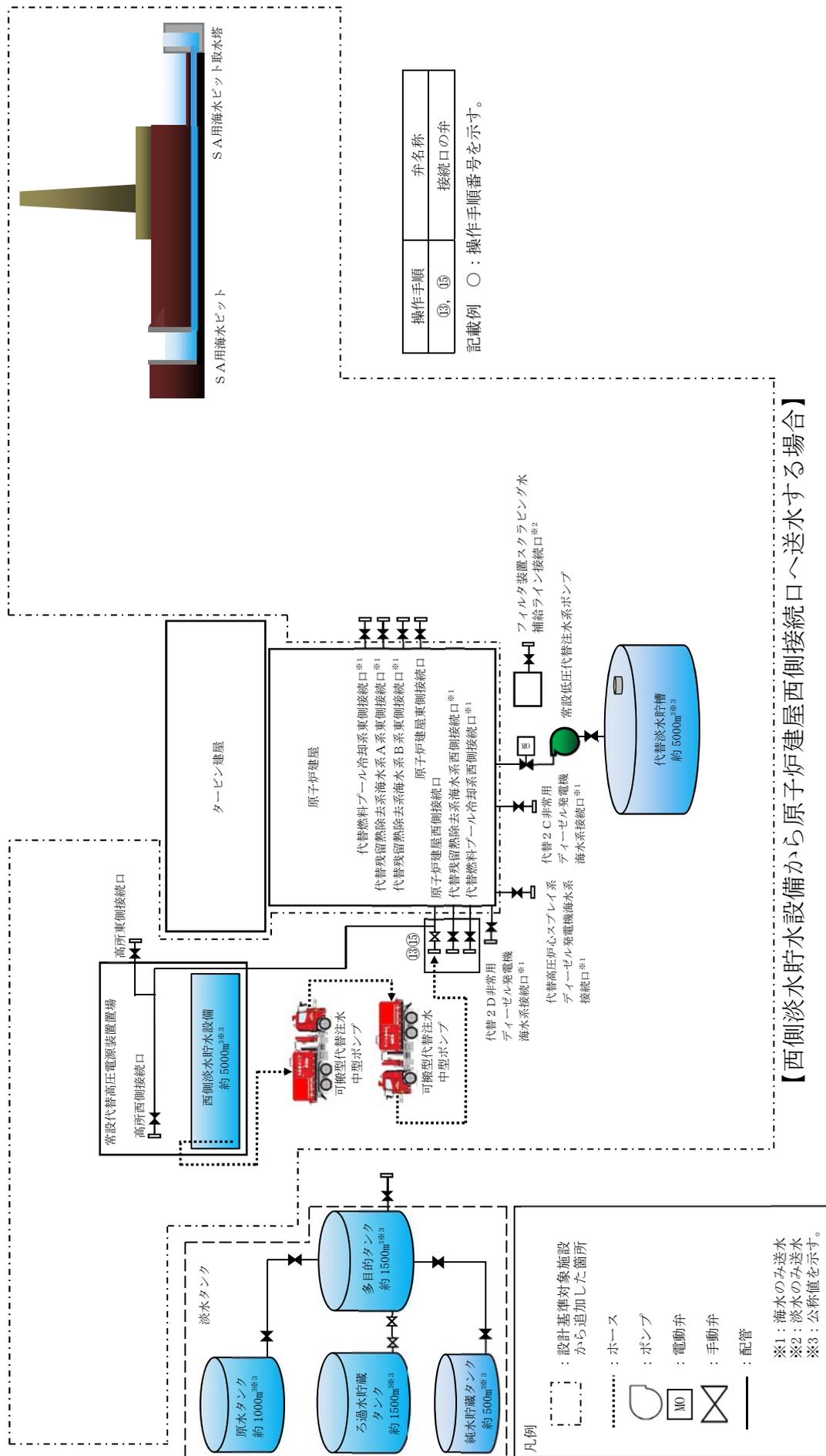


第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（6/11）



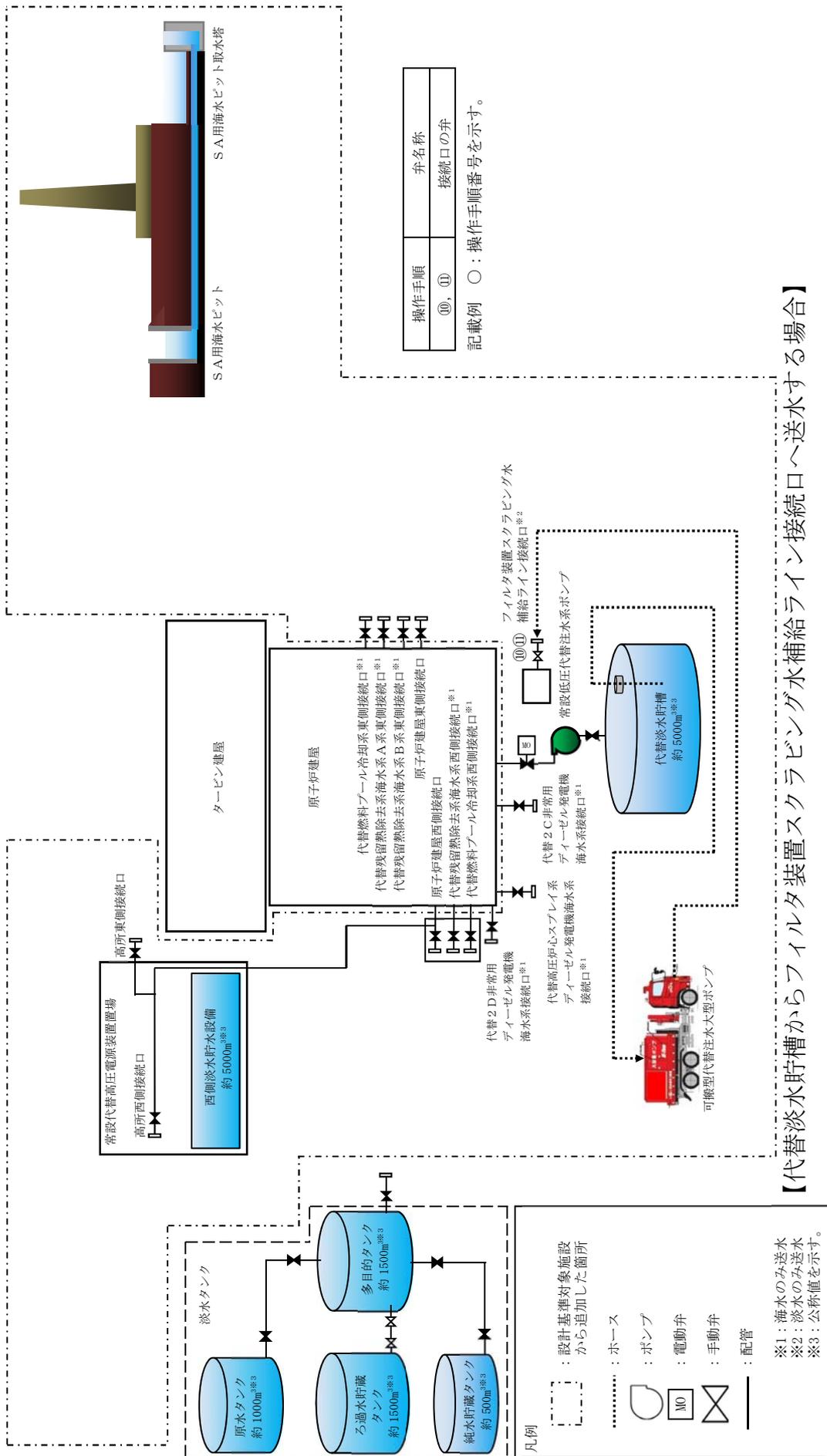
【西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（7/11）



【西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口へ送水する場合】

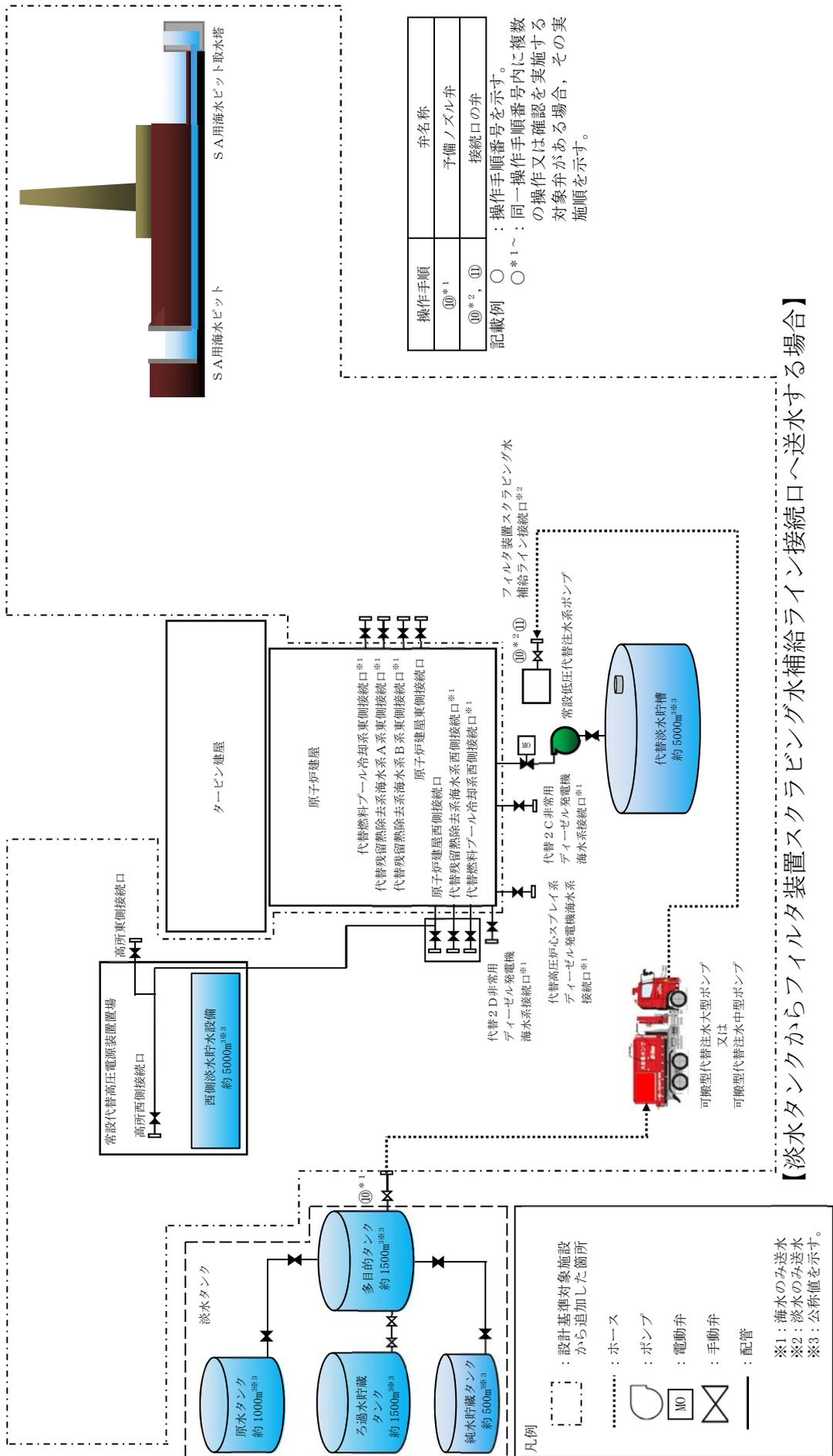
第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（8/11）



【代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水/海水）概要図（9/11）





【淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口へ送水する場合】

第 1.13-2 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図（11／11）

		経過時間 (分)														備考														
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150	160	170	180	190	200	210	220						
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																					535分							
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																								代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備			
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し																											
			代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置																											
			ホース敷設																											
			ホース接続																											
			送水準備																											
			送水開始																											

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 205 分以内と想定する。】

		経過時間 (分)														備考													
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150	160	170										
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																					170分						
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																								代替淡水貯槽から原子炉建屋西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備		
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し																										
			代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置																										
			ホース敷設																										
			原子炉建屋西側接続口蓋開放, ホース接続																										
			送水準備																										
			送水開始																										

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内と想定する。】

		経過時間 (分)														備考													
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150	160	170	180	190	200	210	220					
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																					215分						
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																								代替淡水貯槽から高所東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備		
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し																										
			代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置																										
			ホース敷設																										
			ホース接続																										
			送水準備																										
			送水開始																										

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所東側接続口への送水開始まで 170 分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水) タイムチャート (1/6)

		経過時間 (分)																		備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																		175分	
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																		代替淡水貯槽から高所西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し																		
			代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置																		
			ホース敷設																		
			ホース接続																		
			送水準備																		
			送水開始																		

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所西側接続口への送水開始まで 165 分以内と想定する。】

		経過時間 (分)																								備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240		250	260	270	280	290	300	310
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水																								320分							
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																								西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台 (直列)						
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																														
			西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 (※2)																														
			ホース敷設																														
			ホース接続																														
			送水準備																														
			送水開始																														

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋東側接続口への送水開始まで 190 分以内と想定する。】

		経過時間 (分)																								備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240		250	260	270	280	290	300	310
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水																								205分							
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)																								西側淡水貯水設備から原子炉建屋西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台 (直列)						
			ホース積込み, 移動 (南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																														
			西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 (※2)																														
			ホース敷設																														
			移動 (西側淡水貯水設備周辺～原子炉建屋西側接続口), 原子炉建屋西側接続口蓋開放																														
			ホース接続																														
			送水準備																														
送水開始																																	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 165 分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水) タイムチャート (2/6)

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水															150分 ▽	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から高所東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)
		ホース積み込み, 移動(南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																
		西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置(※2)																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
																	送水開始 →	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所東側接続口への送水開始まで160分以内と想定する。】

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水															140分 ▽	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																西側淡水貯水設備から高所西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備 ※2: 可搬型代替注水中型ポンプ2台(直列)
		ホース積み込み, 移動(南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し																
		西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所西側接続口への送水開始まで140分以内と想定する。】

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	330	340	350	360	370		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水															370分 ▽	
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 8	出動準備(※1)																海水取水箇所(SA用海水ビット)から原子炉建屋東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備
		ホース積み込み, 移動(南側保管場所～SA用海水ビット周辺), ホース荷卸し																
		SA用海水ビット蓋開放, ポンプ設置																
		ホース敷設																
		ホース接続																
		送水準備																
																	送水開始 →	

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋東側接続口への送水開始まで135分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート(3/6)

		経過時間 (分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	240	250	260	290	300	310			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																310分	
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															海水取水箇所 (S A用海水ビット) から原子炉建屋西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
			ホース横込み, 移動 (南側保管場所～S A用海水ビット周辺), ホース荷卸し																
			S A用海水ビット蓋開放, ポンプ設置																
			ホース敷設																
			原子炉建屋西側接続口蓋開放, ホース接続																
			送水準備																
			送水開始																

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 原子炉建屋西側接続口への送水開始まで 150 分以内と想定する。】

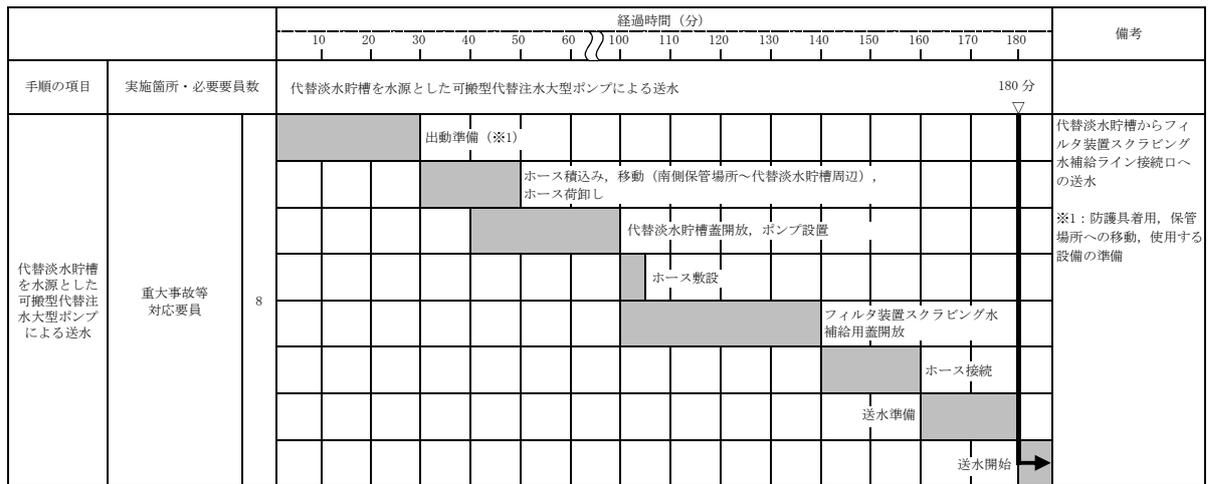
		経過時間 (分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	170	180	190	200	210	220			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																220分	
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															海水取水箇所 (S A用海水ビット) から高所東側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
			ホース横込み, 移動 (南側保管場所～S A用海水ビット周辺), ホース荷卸し																
			S A用海水ビット蓋開放, ポンプ設置																
			ホース敷設																
			ホース接続																
			送水準備																
			送水開始																

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所東側接続口への送水開始まで 155 分以内と想定する。】

		経過時間 (分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	170	180	190	200	210	220	230			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水																225分	
海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員	8	出動準備 (※1)															海水取水箇所 (S A用海水ビット) から高所西側接続口への送水 ※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
			ホース横込み, 移動 (南側保管場所～S A用海水ビット周辺), ホース荷卸し																
			S A用海水ビット蓋開放, ポンプ設置																
			ホース敷設																
			ホース接続																
			送水準備																
			送水開始																

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 高所西側接続口への送水開始まで 150 分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水/海水) タイムチャート (4/6)



【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで180分以内と想定する。】



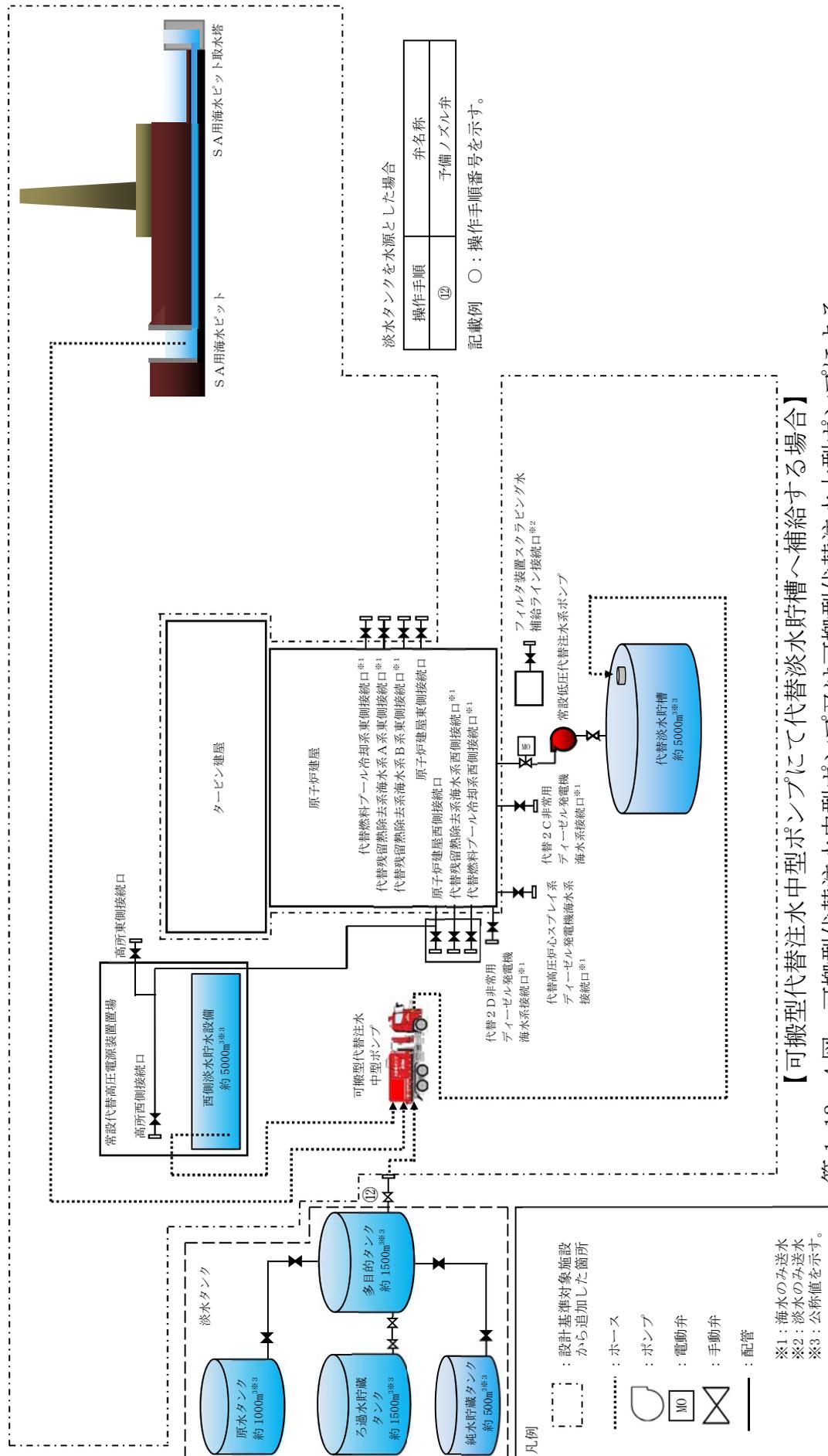
【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート(5/6)

		経過時間 (分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		160	170
手順の項目	実施箇所・必要員数	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水															165分		
淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員	8	出動準備 (※1)																淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水  ※1：防護具着用，保管場所への移動，使用する設備の準備
			ホース横込み，移動（南側保管場所～淡水タンク周辺）， ホース荷卸し																
			ポンプ設置																
			ホース敷設																
			移動（淡水タンク周辺～格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺）																
			フィルタ装置スクラビング水補給用蓋開放																
			ホース接続																
			送水準備																
															送水開始				

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水開始まで165分以内と想定する。】

第 1.13-3 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）タイムチャート（6／6）



【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 1.13-4 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる

代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図（1/2）

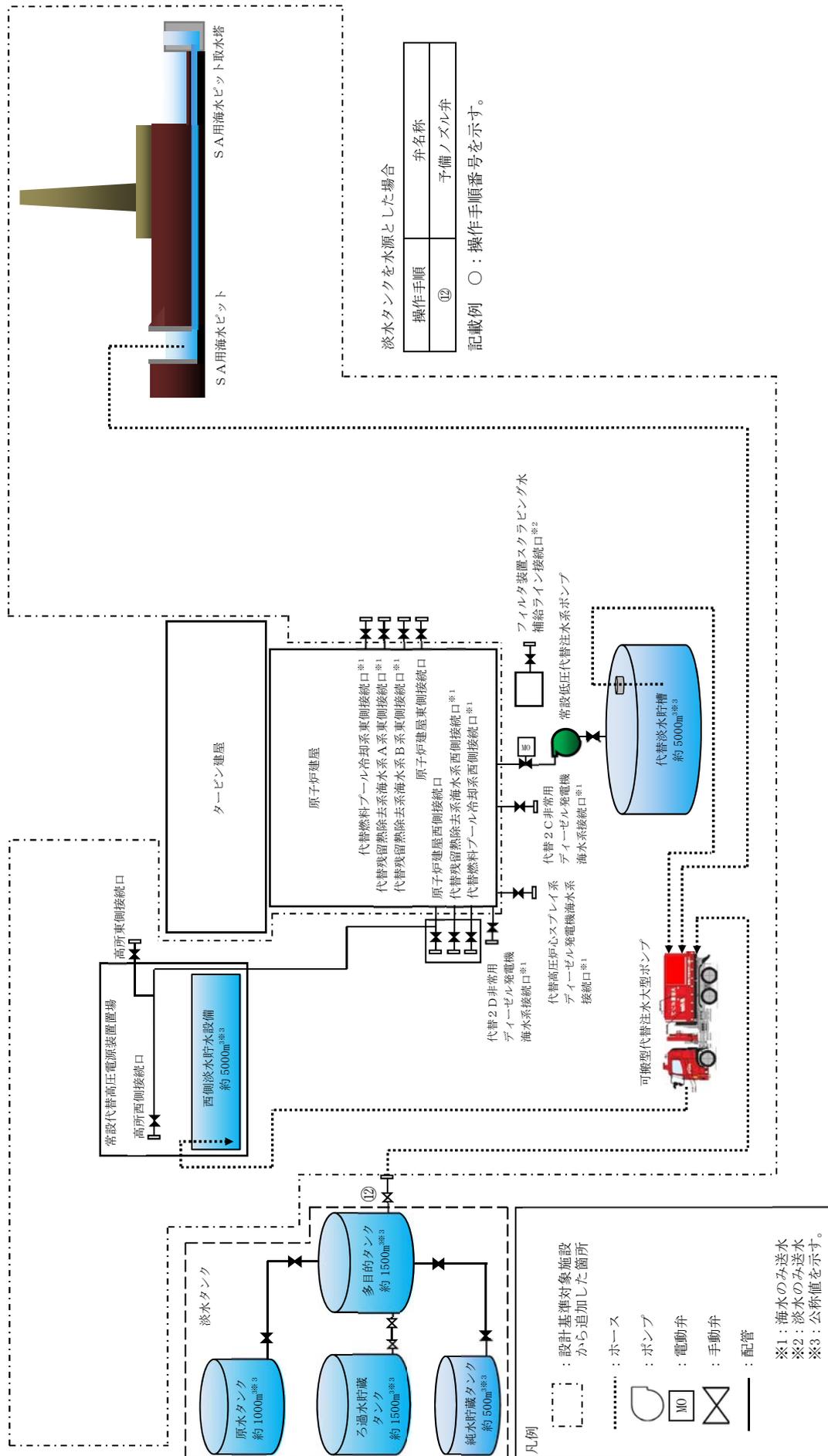




手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160				
		海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給																160分			
海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	2																代替淡水貯槽水位確認	海水取水箇所(SA用海水ビット)から代替淡水貯槽への補給		
	重大事故等対応要員	8																	出動準備(※1)	※1: 防護具着用, 保管場所への移動, 使用する設備の準備	
																					ホース積込み, 移動(南側保管場所~SA用海水ビット周辺), ホース荷卸し
																					SA用海水ビット蓋開放, ポンプ設置
																					ホース敷設
																					移動(SA用海水ビット周辺~代替淡水貯槽周辺)
																					代替淡水貯槽蓋開放
																					ホース接続
																					補給準備
																					補給開始

【ホース敷設にホース運搬車を使用する場合, 補給開始まで160分以内と想定する。】

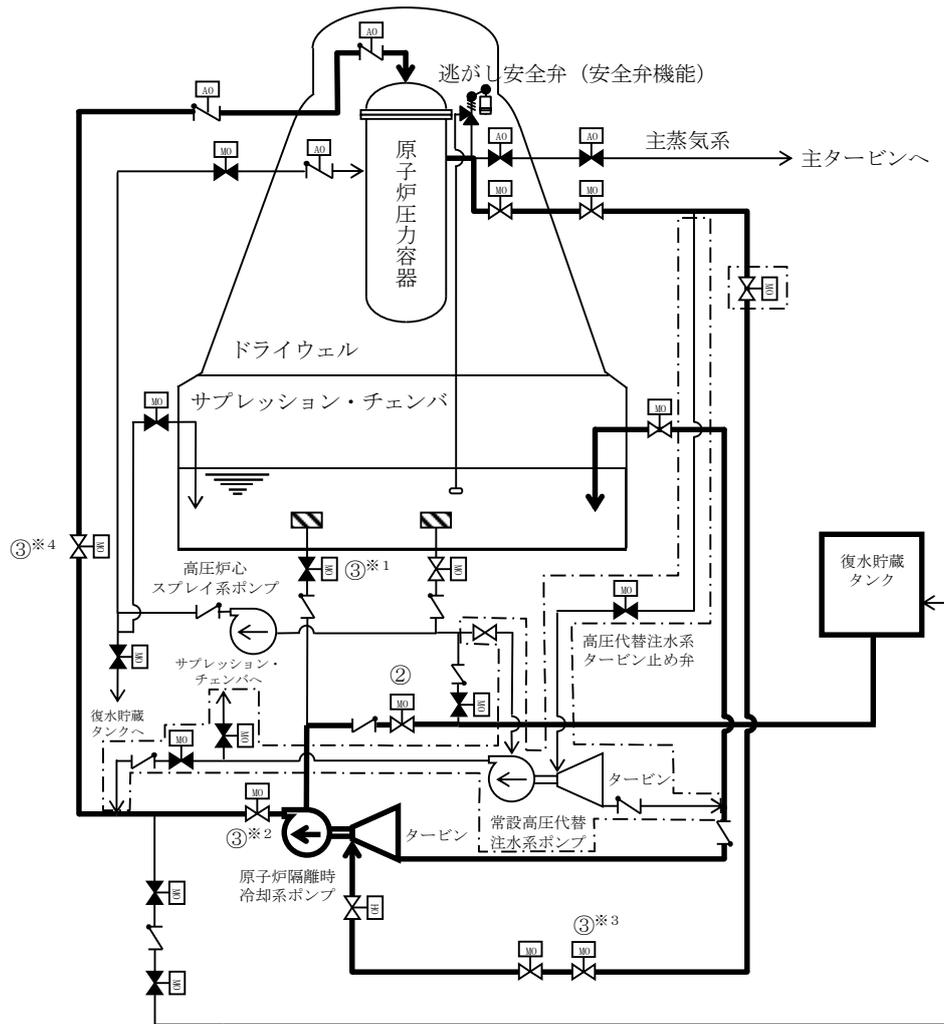
第 1.13-5 図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)タイムチャート(2/2)



第 1.13-6 図 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）概要図



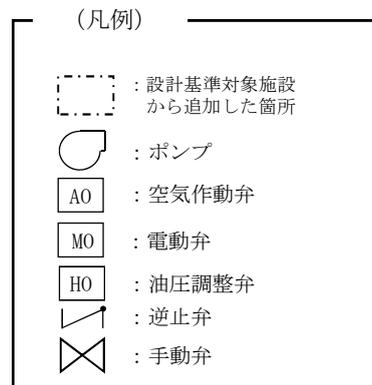




操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③*1	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁
③*2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
③*3	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
③*4	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

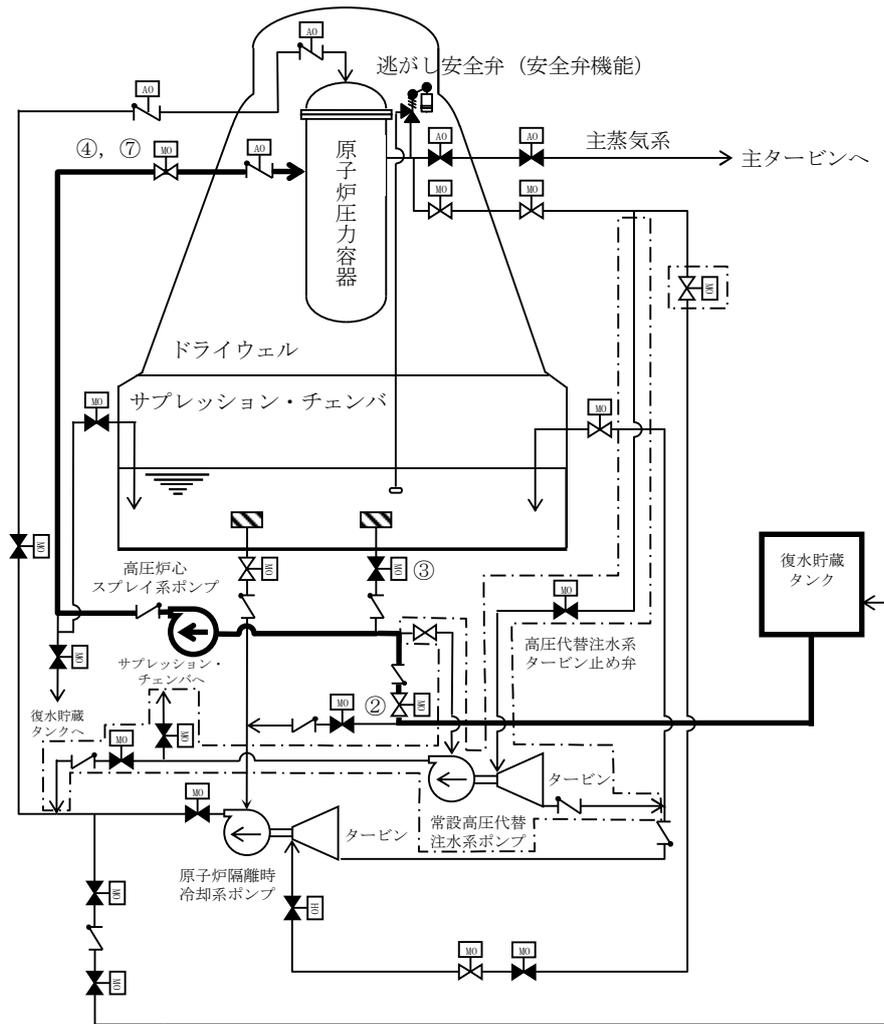
○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。



第 1.13-8 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水概要図

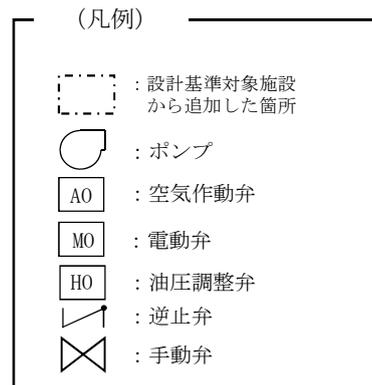
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 6分										
原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 (手動起動)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1							▽			
									→			

第 1.13-9 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水タイムチャート



操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (復水貯蔵タンク)
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 (サブプレッション・プール)
④, ⑦	高圧炉心スプレイ系注入弁

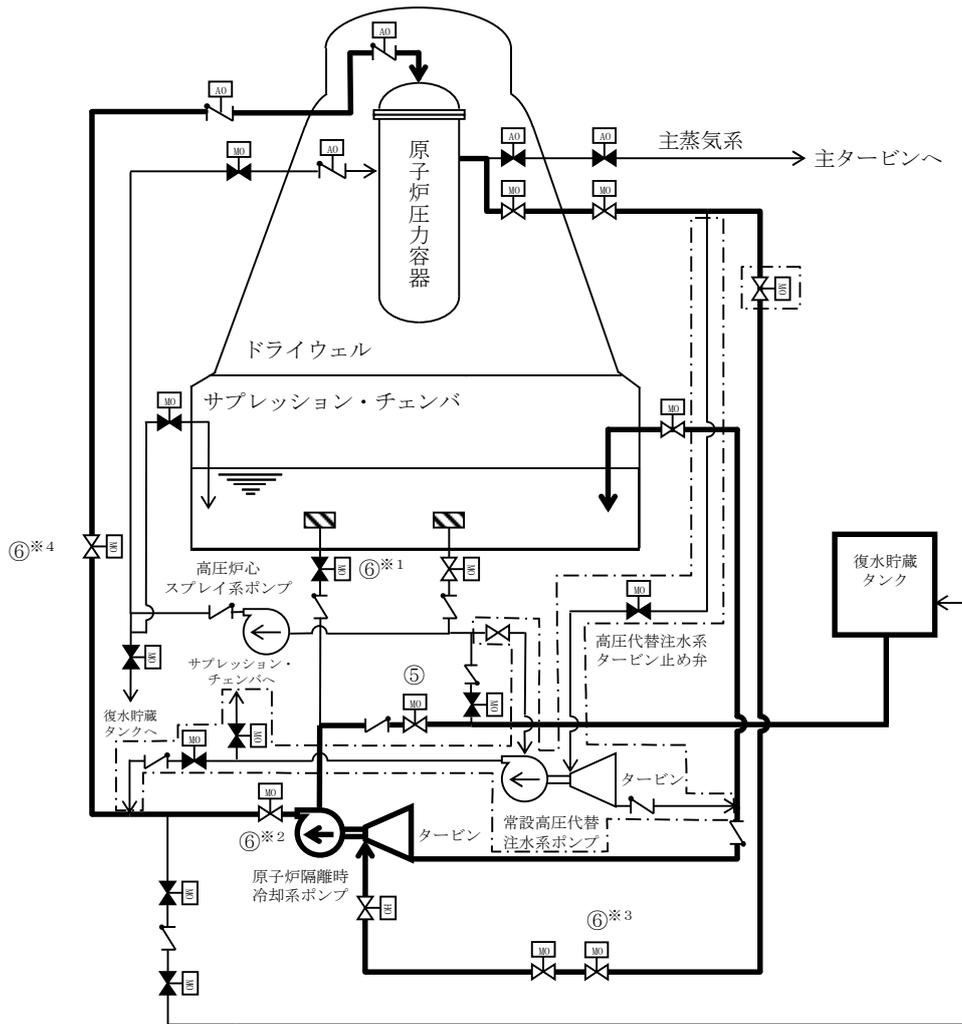
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第 1.13-10 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 7分									
高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水 (手動起動)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1										

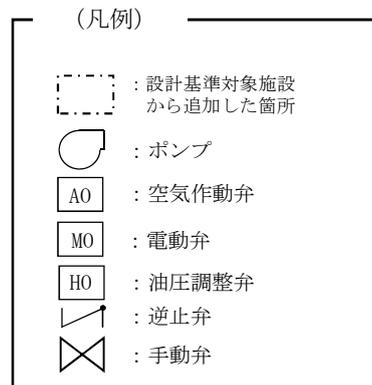
第 1.13-11 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
⑥※1	原子炉隔離時冷却系サブプレッション・プール水供給弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
⑥※3	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
⑥※4	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

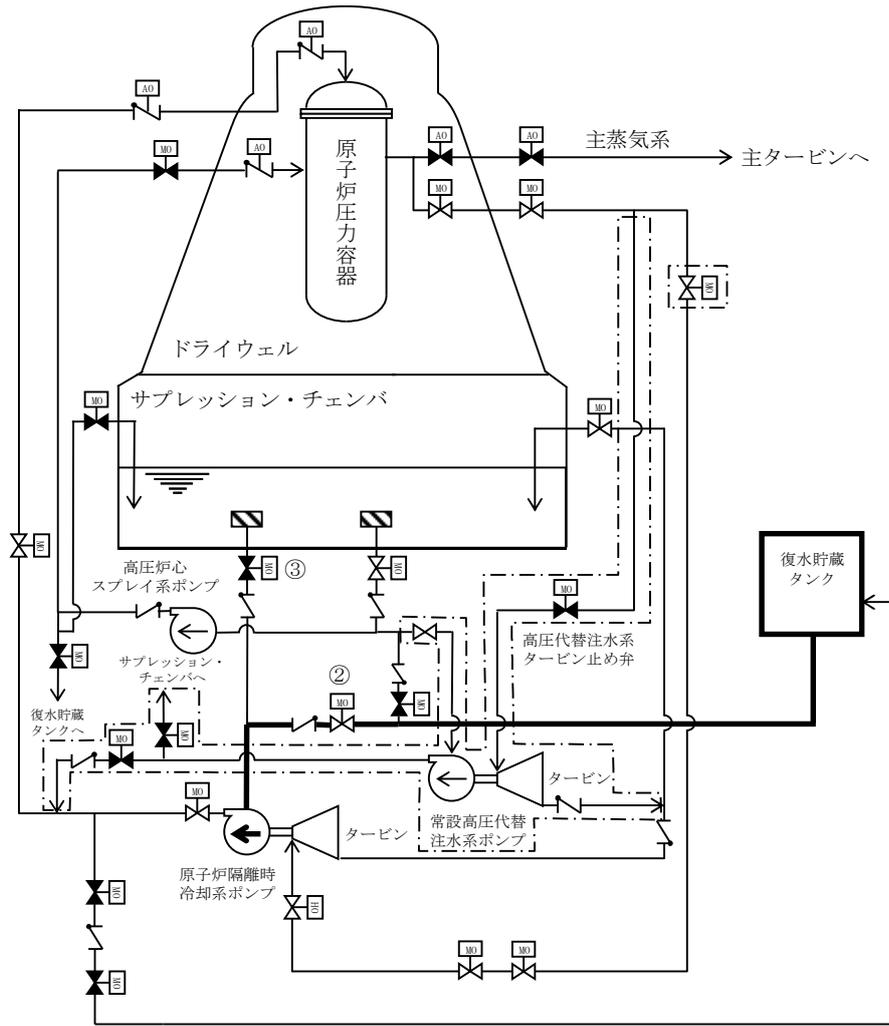
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。



第 1.13-12 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）概要図

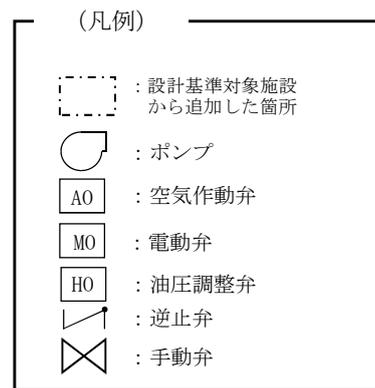
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）										
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）（手動起動）	運転員等（当直運転員）（中央制御室）	1							注水開始			
									操作			

第 1.13-13 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（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）タイムチャート



操作手順	弁名称
②	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁
③	原子炉隔離時冷却系サプレッション・プール水供給弁

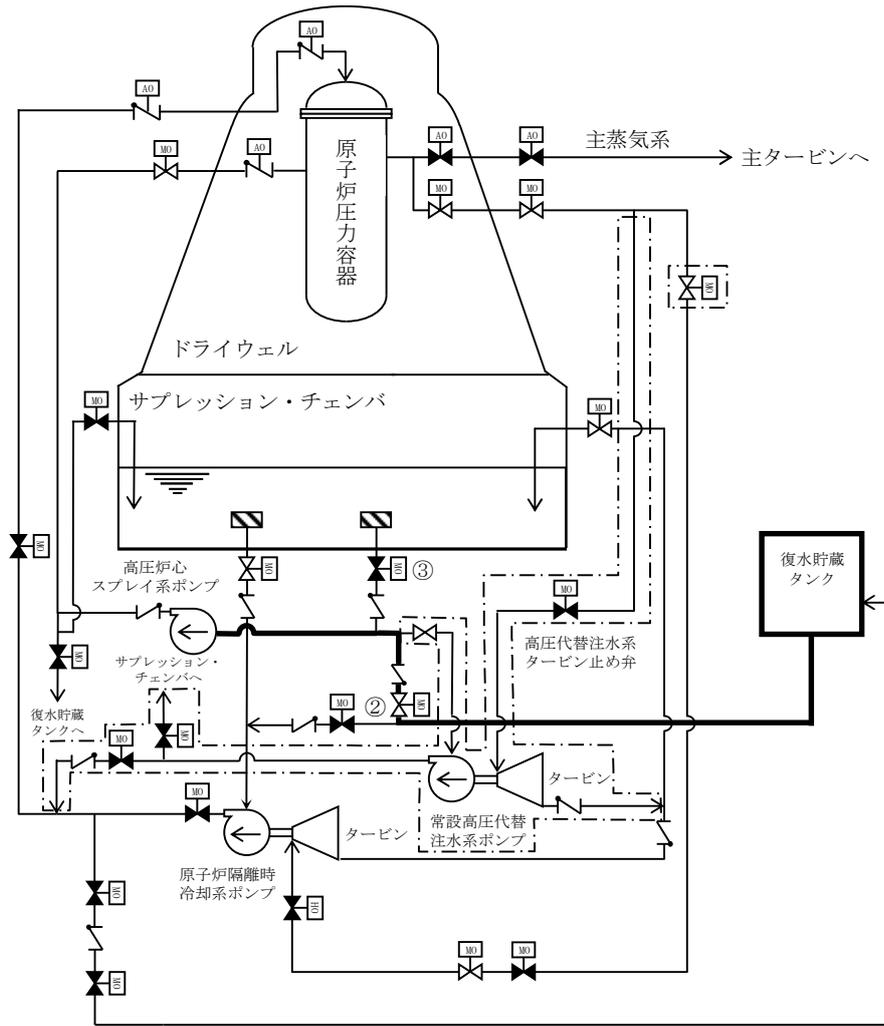
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第 1.13-14 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え概要図

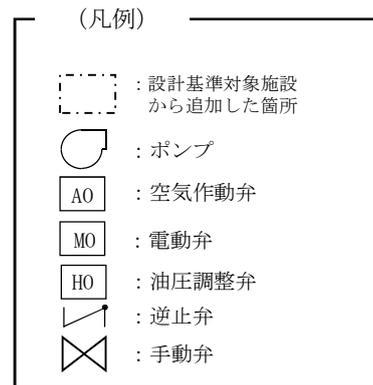
		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え										
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1				3分 ▼	水源切替え操作					
						→						

第 1.13-15 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え  
タイムチャート



操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）
③	高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サプレッション・プール）

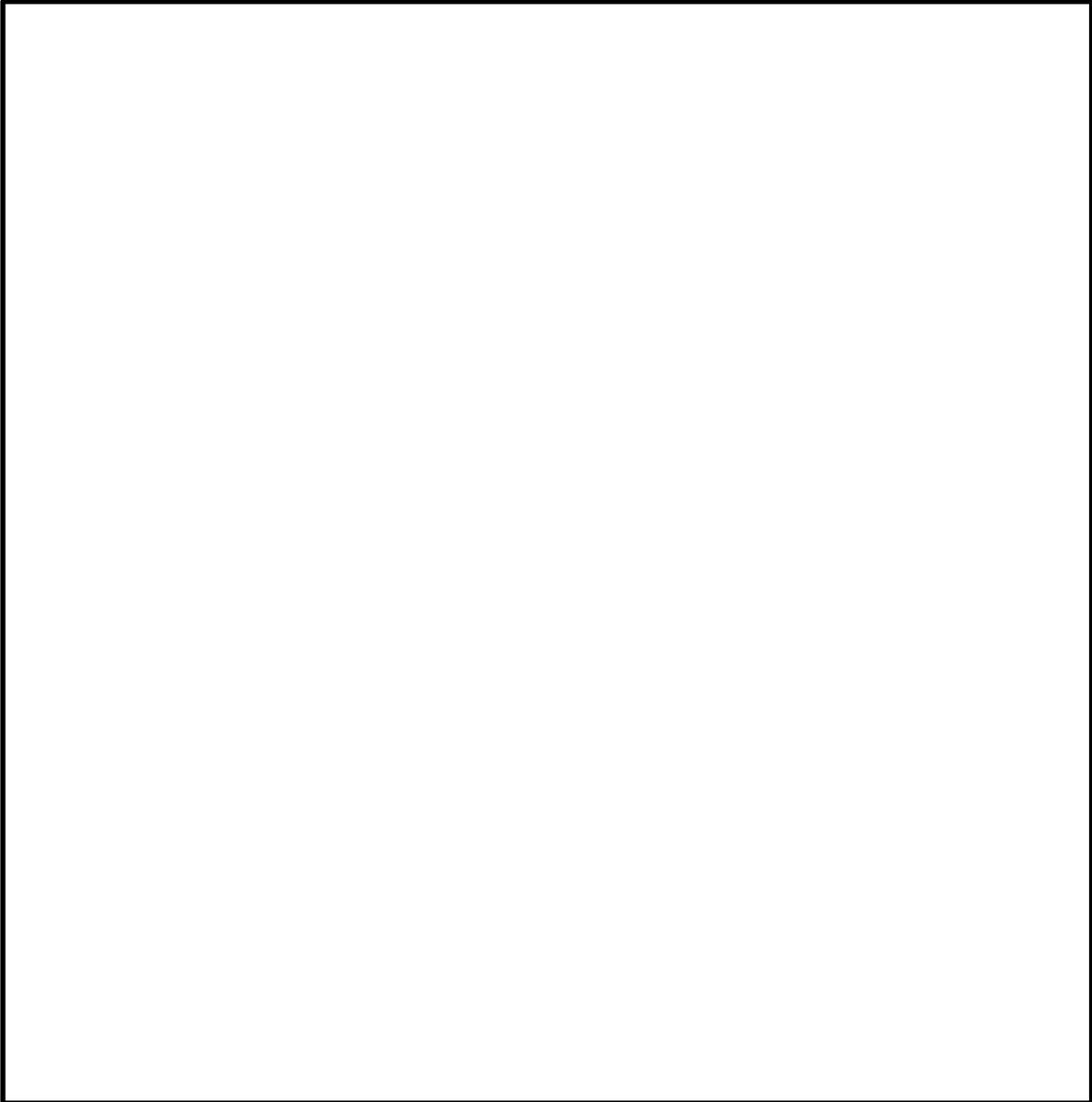
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第 1.13-16 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え概要図

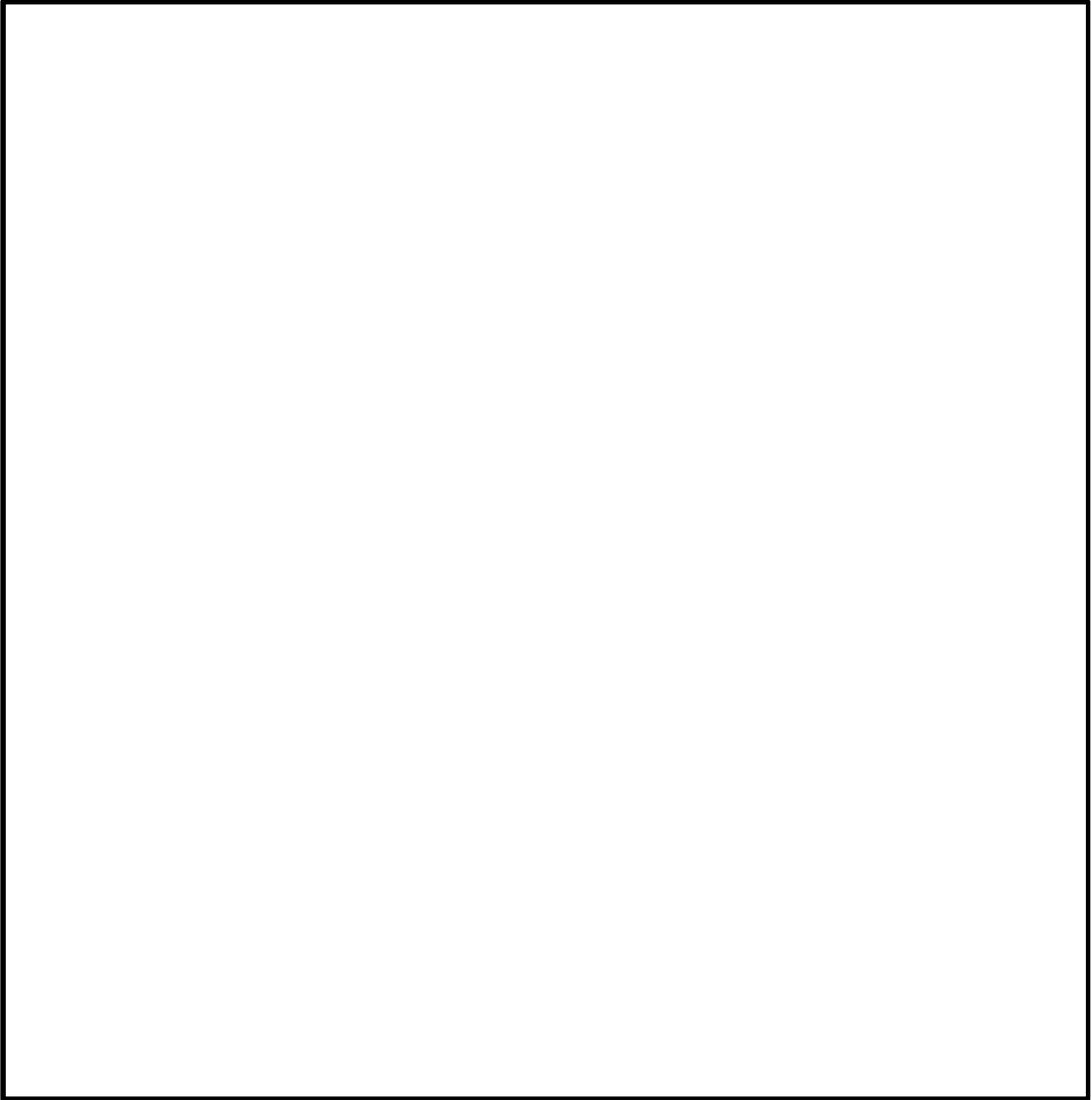
		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え									
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え				水源切替え操作				
							→				

第 1.13-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え  
タイムチャート



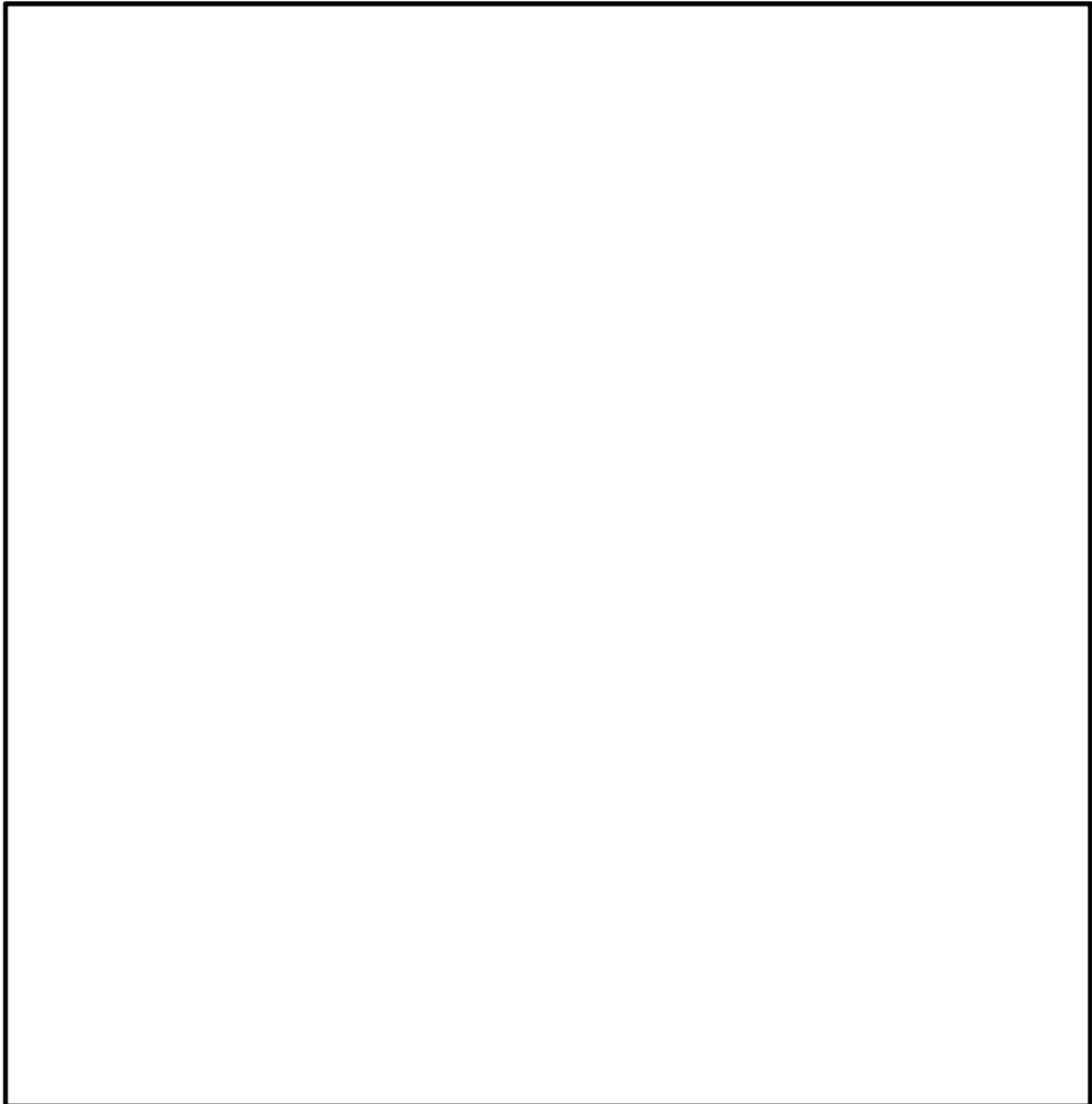
(原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水)

第 1.13-18 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (1/2)



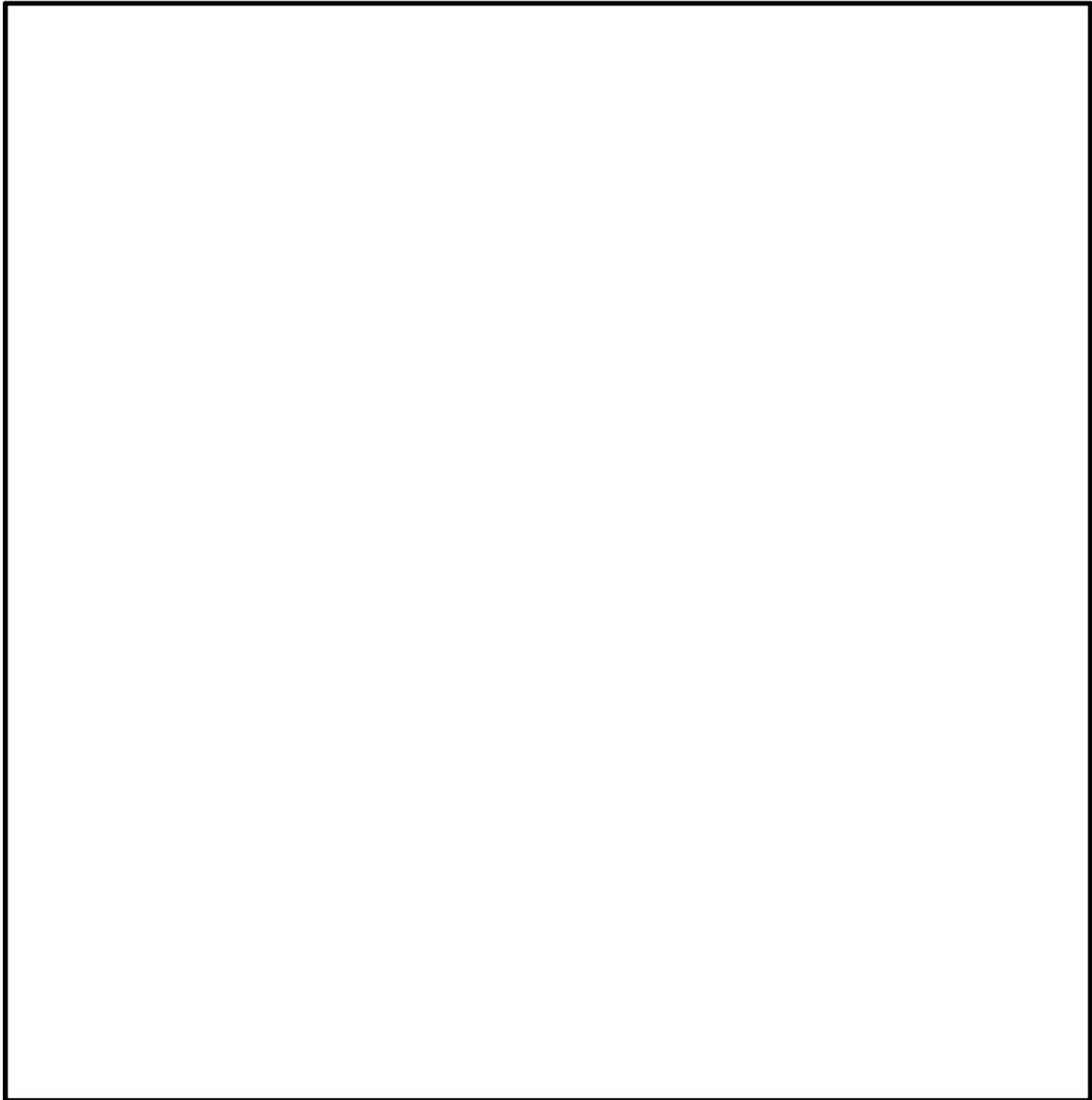
(高所東側接続口又は高所西側接続口への送水)

第 1.13-18 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (2/2)



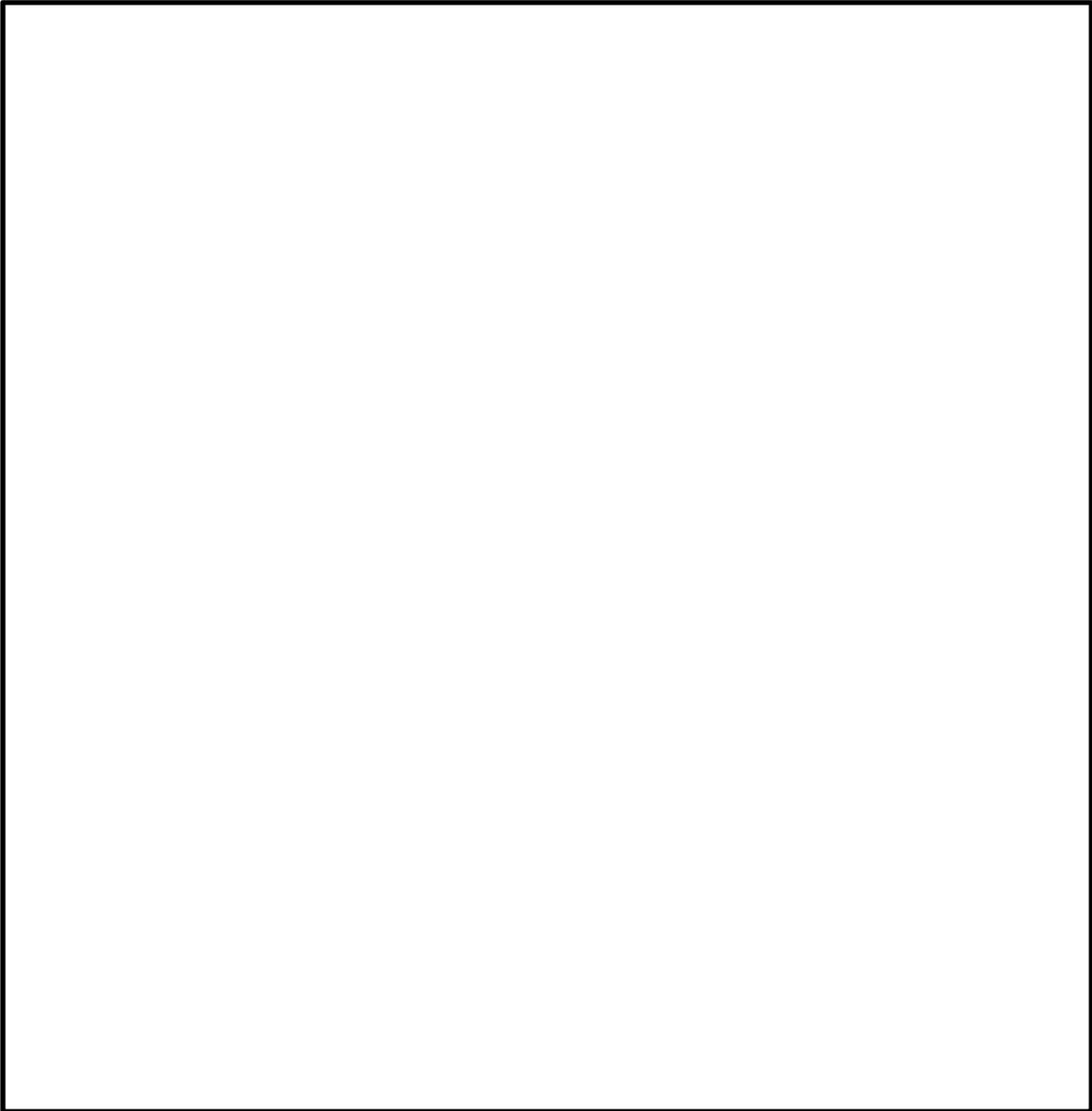
(高所東側接続口又は高所西側接続口への送水)

第 1.13-19 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水  
中型ポンプによる送水) (1/2)



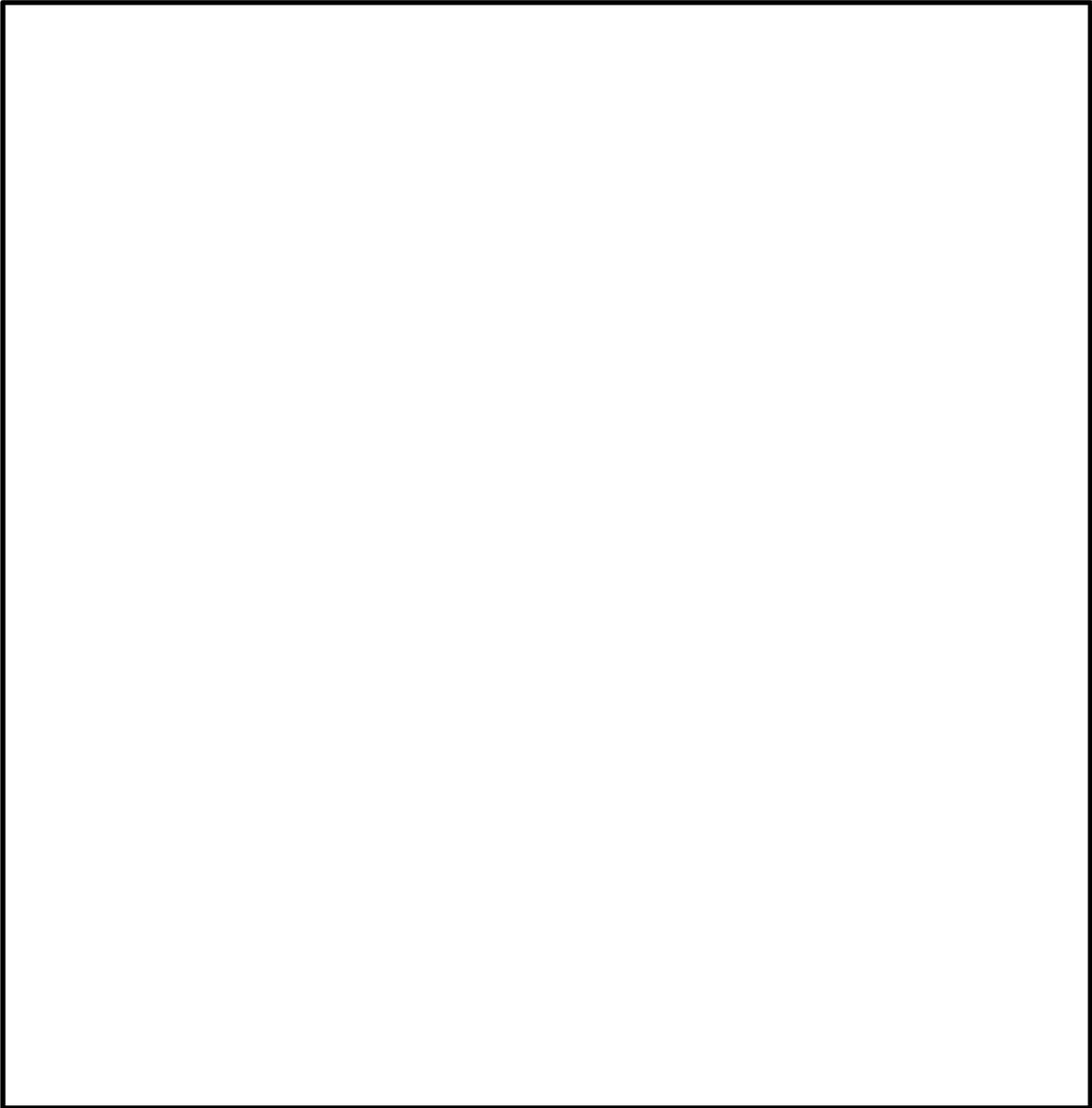
(原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水)

第 1.13-19 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水) (2/2)



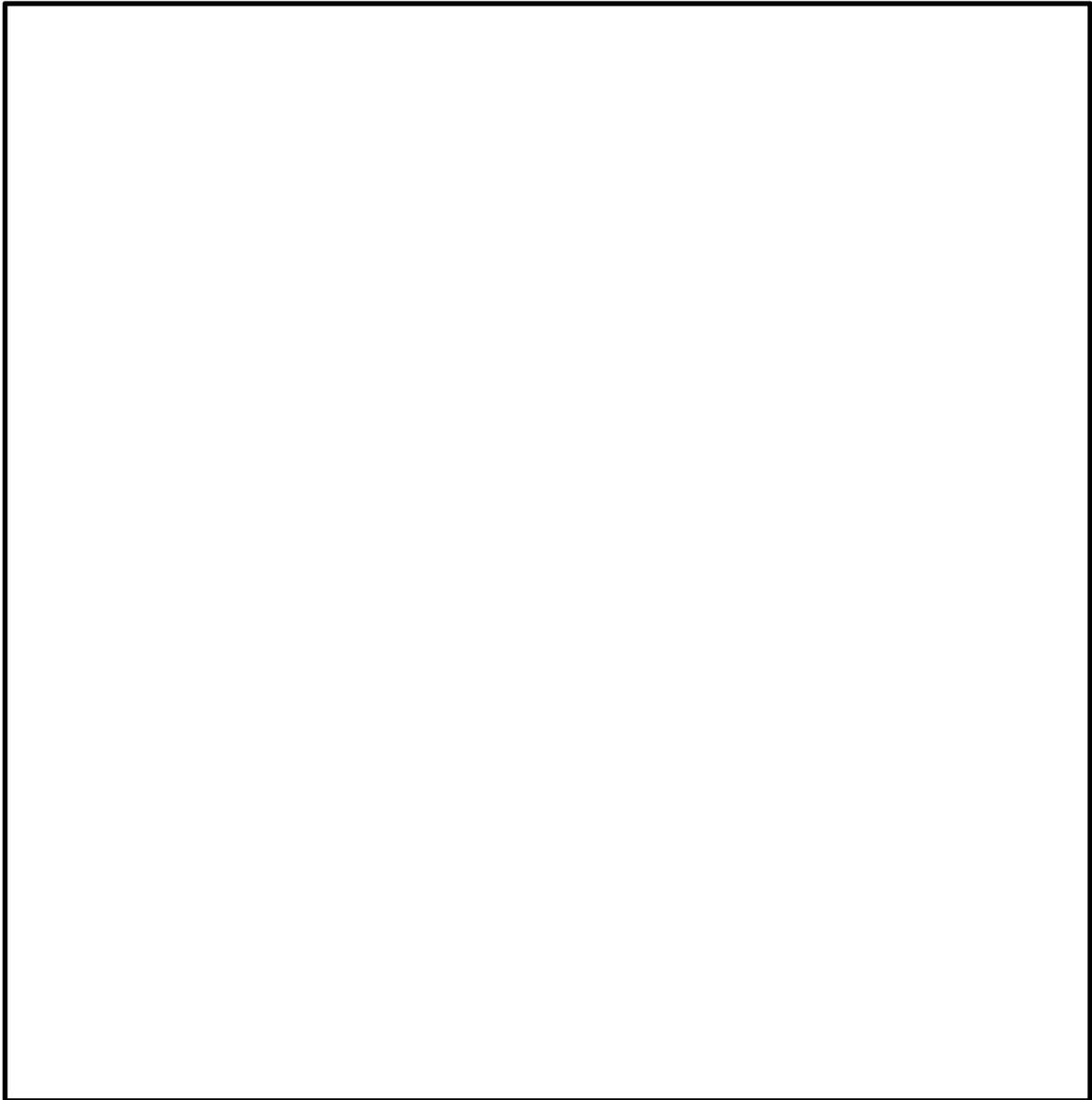
(原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口への送水)

第 1.13-20 図 ホース敷設図 (海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (1/2)



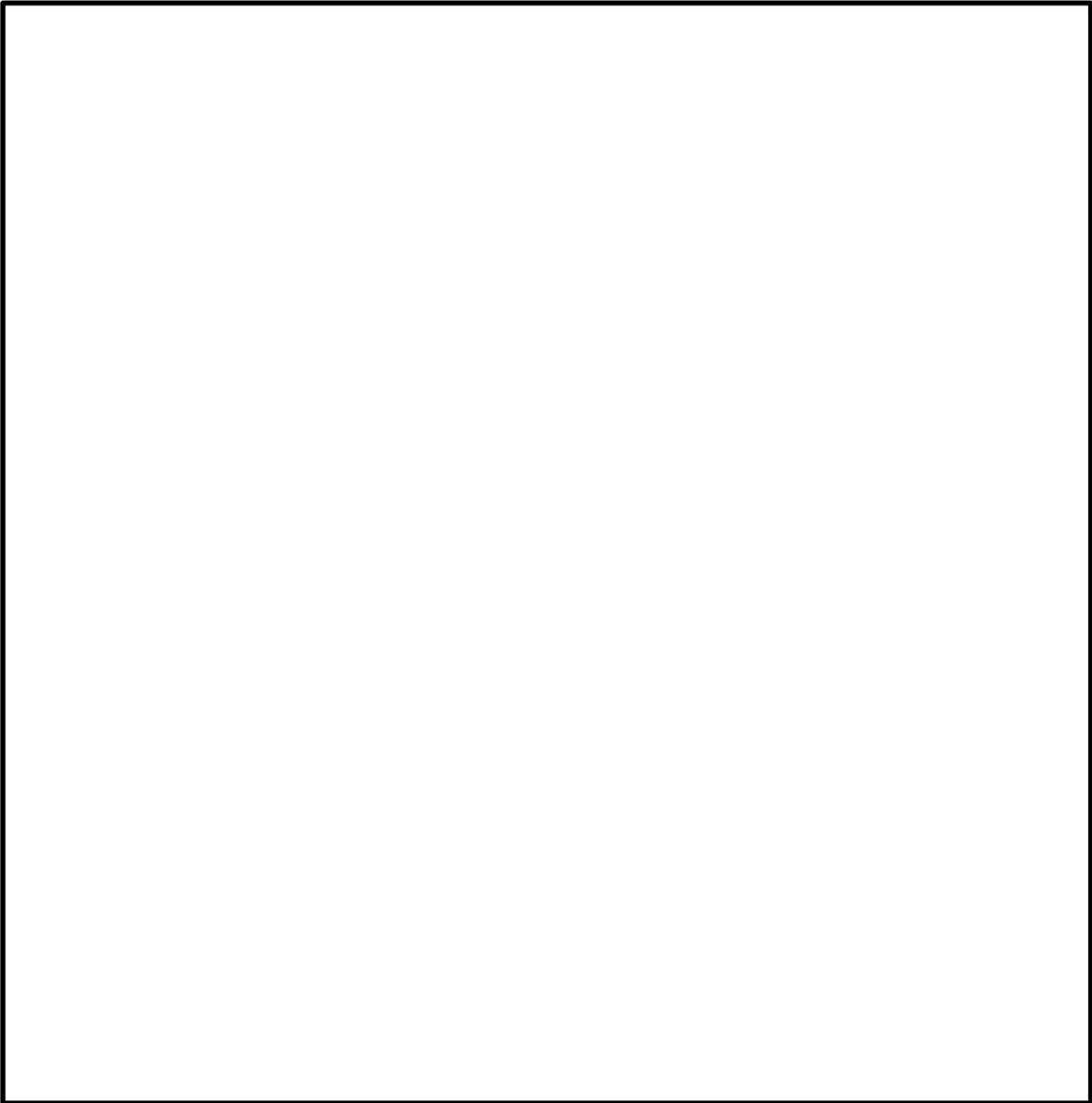
(高所東側接続口又は高所西側接続口への送水)

第 1.13-20 図 ホース敷設図 (海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水) (2/2)



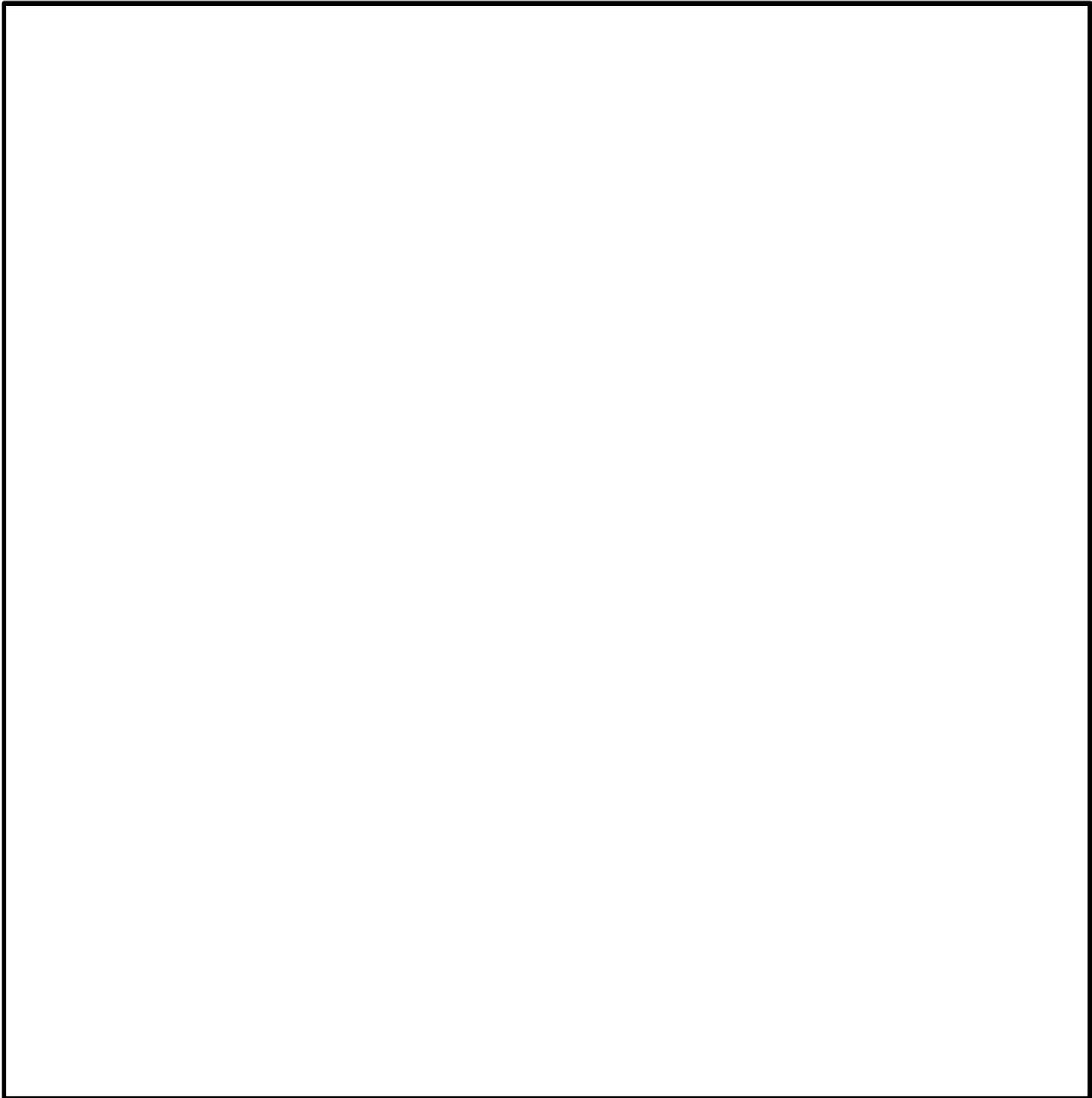
(フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)

第 1.13-21 図 ホース敷設図 (代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水)



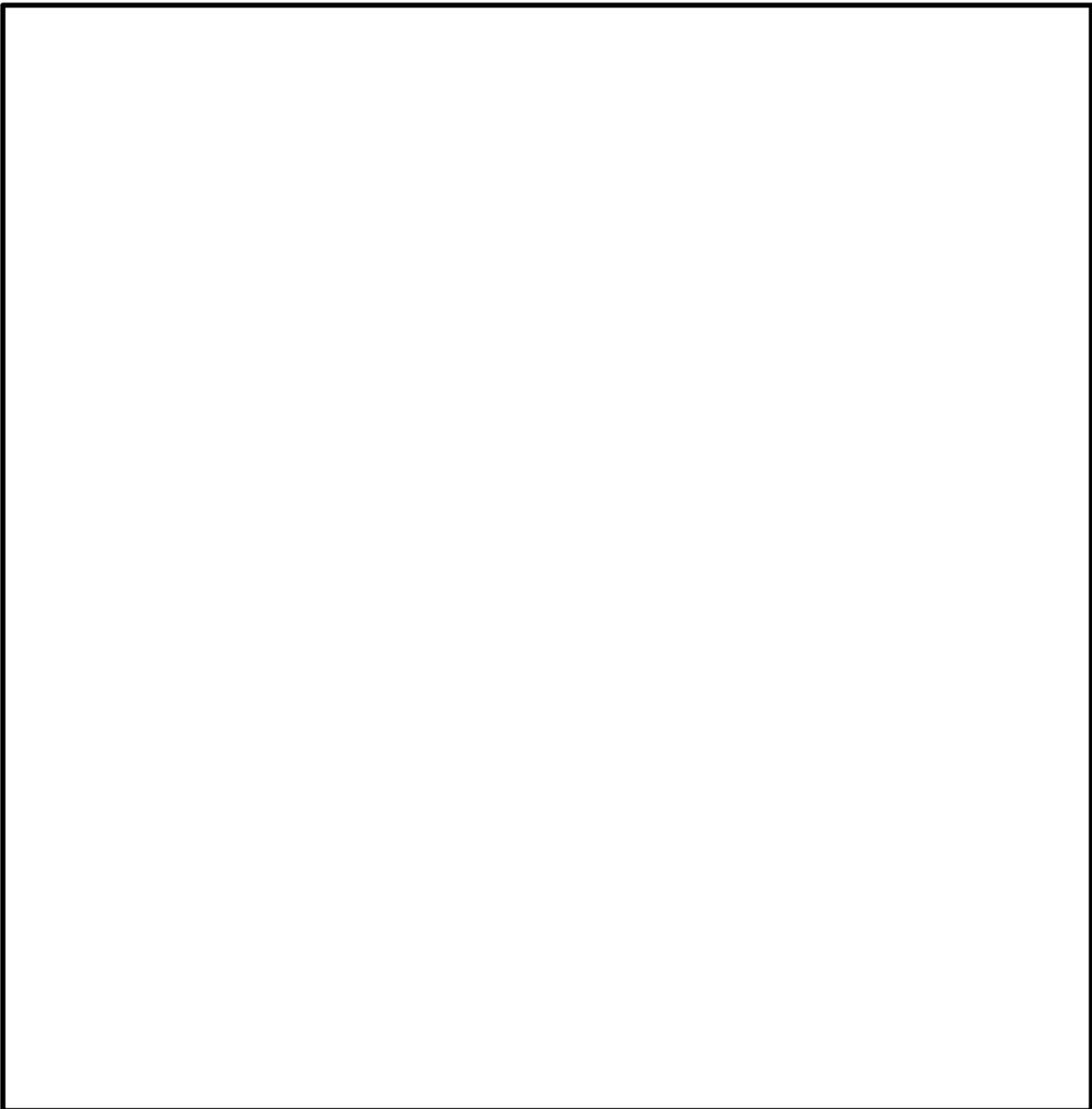
(フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)

第 1.13-22 図 ホース敷設図 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水  
中型ポンプによる送水)

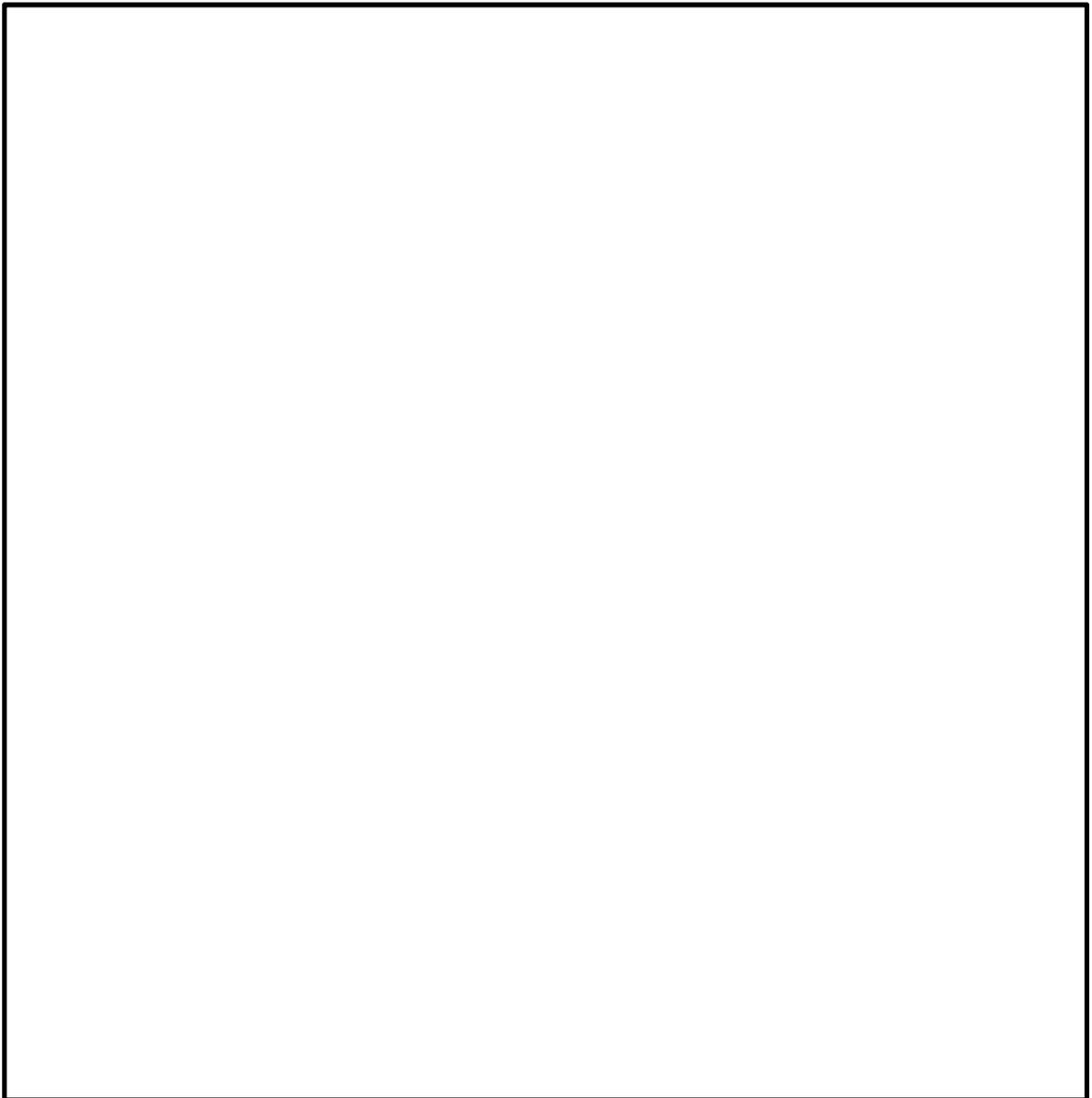


(フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口への送水)

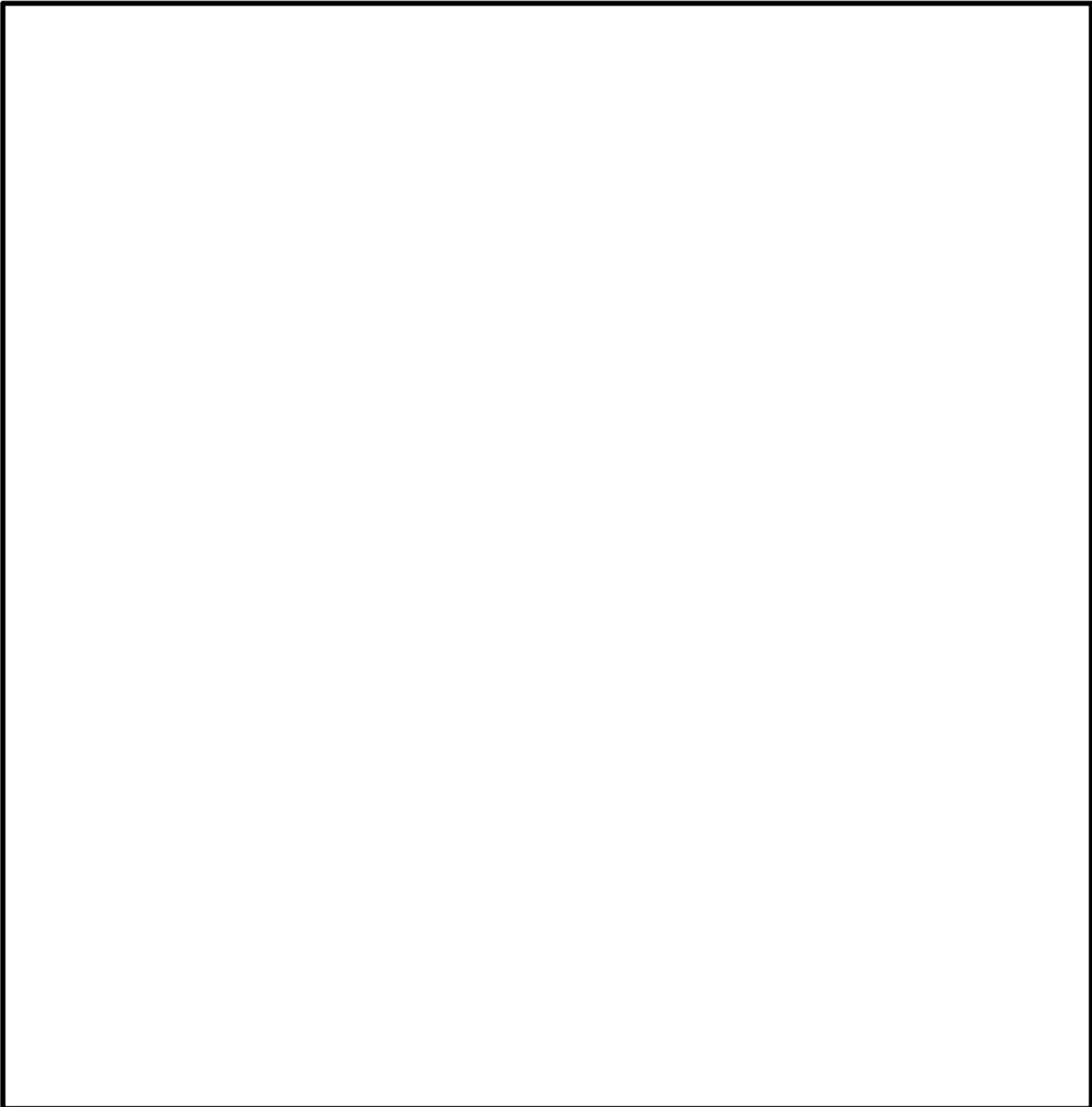
第 1.13-23 図 ホース敷設図 (淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水)



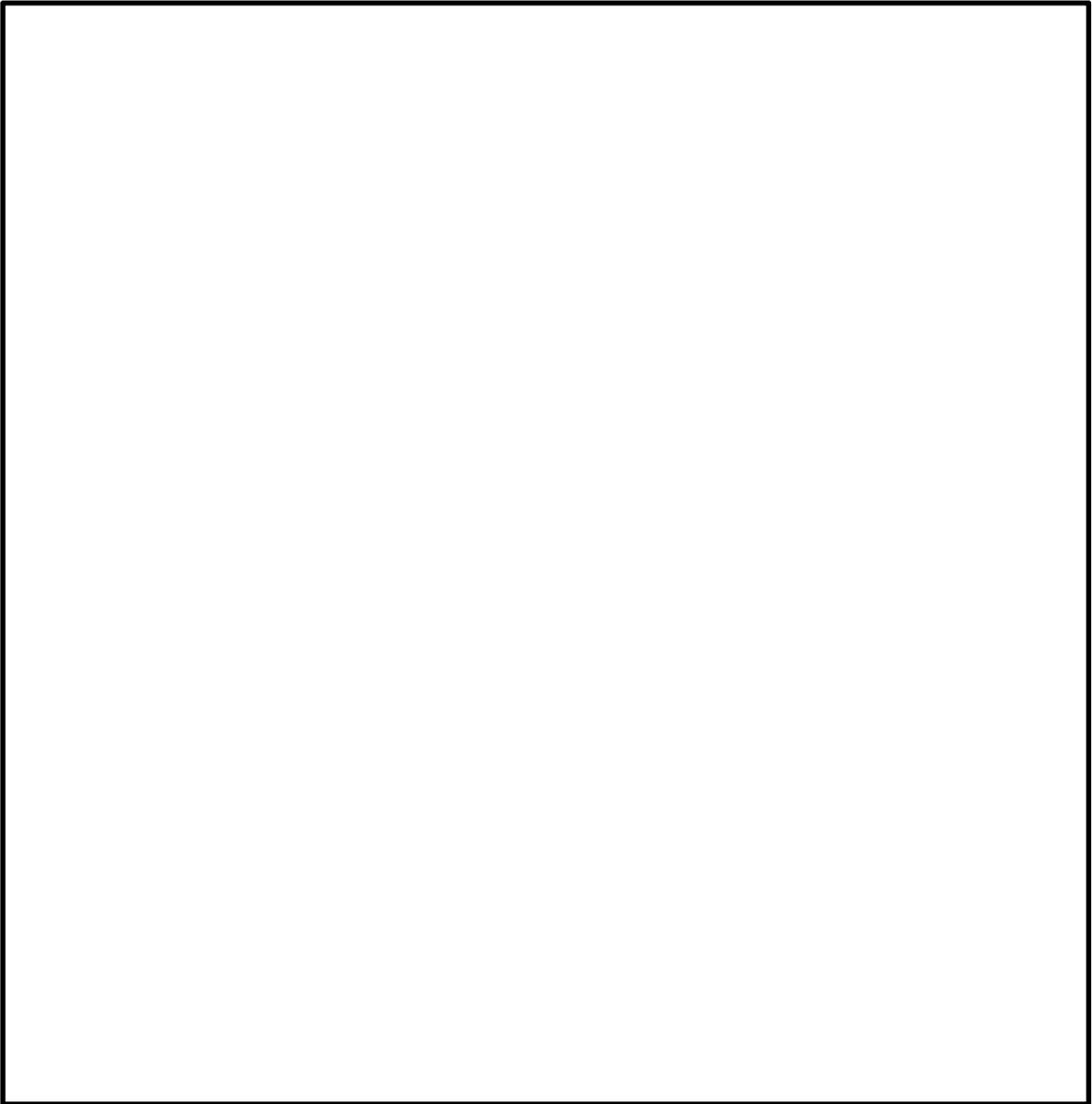
第 1.13-24 図 ホース敷設図（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



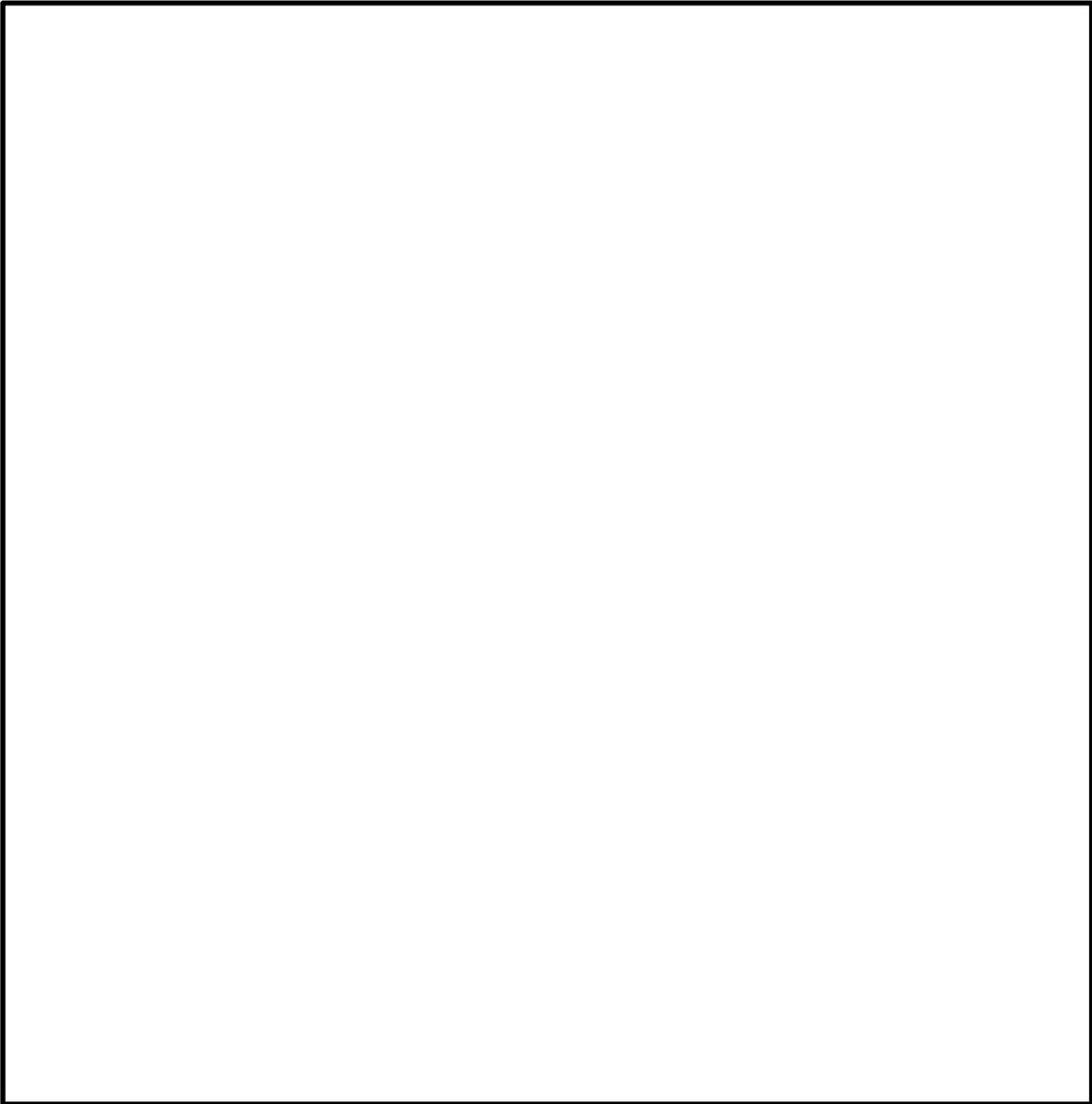
第 1.13-25 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



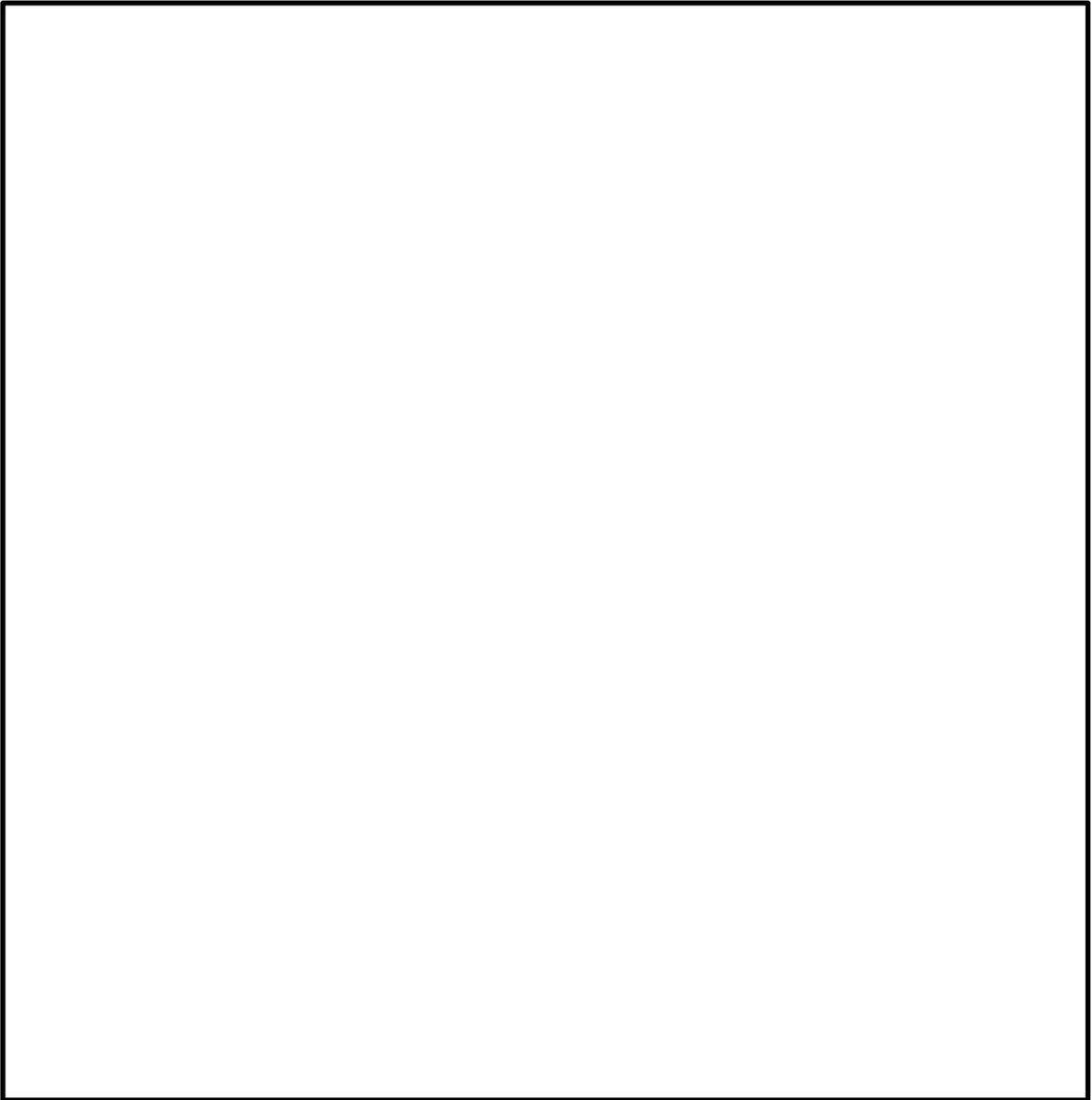
第 1.13-26 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



第 1.13-27 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）



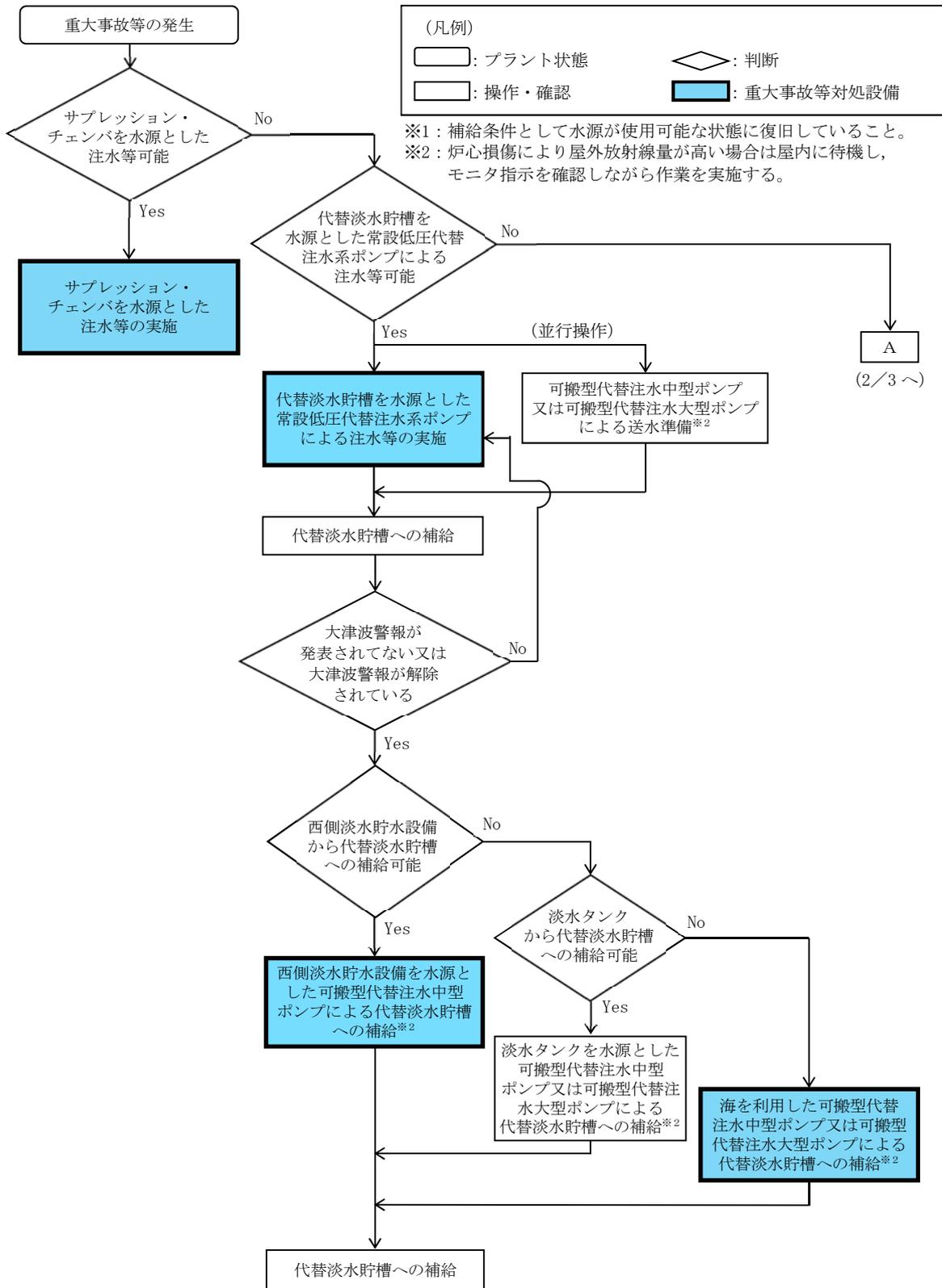
第 1.13-28 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）



第 1.13-29 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給）

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

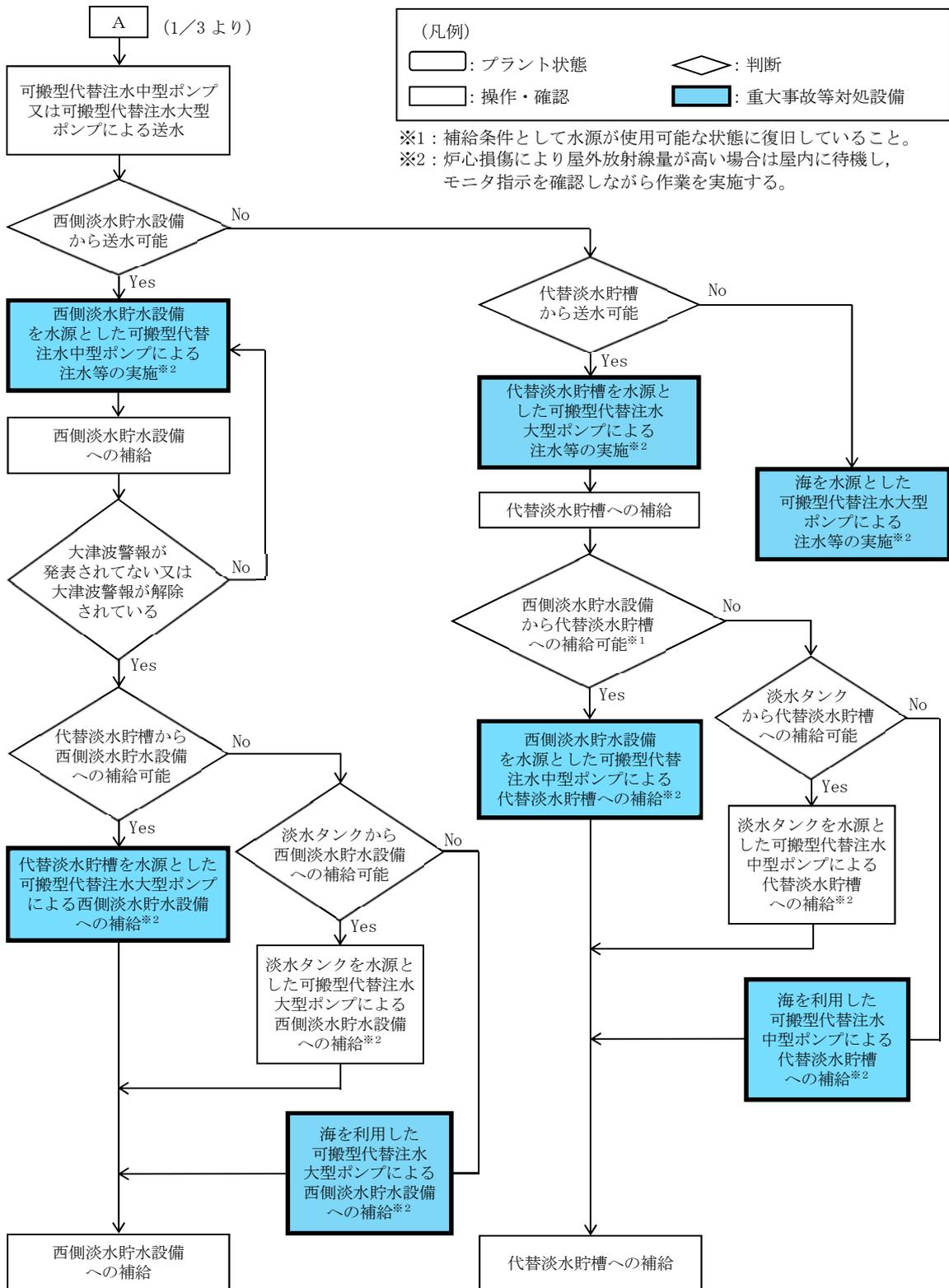
(1) 常設設備を使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



第 1.13-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

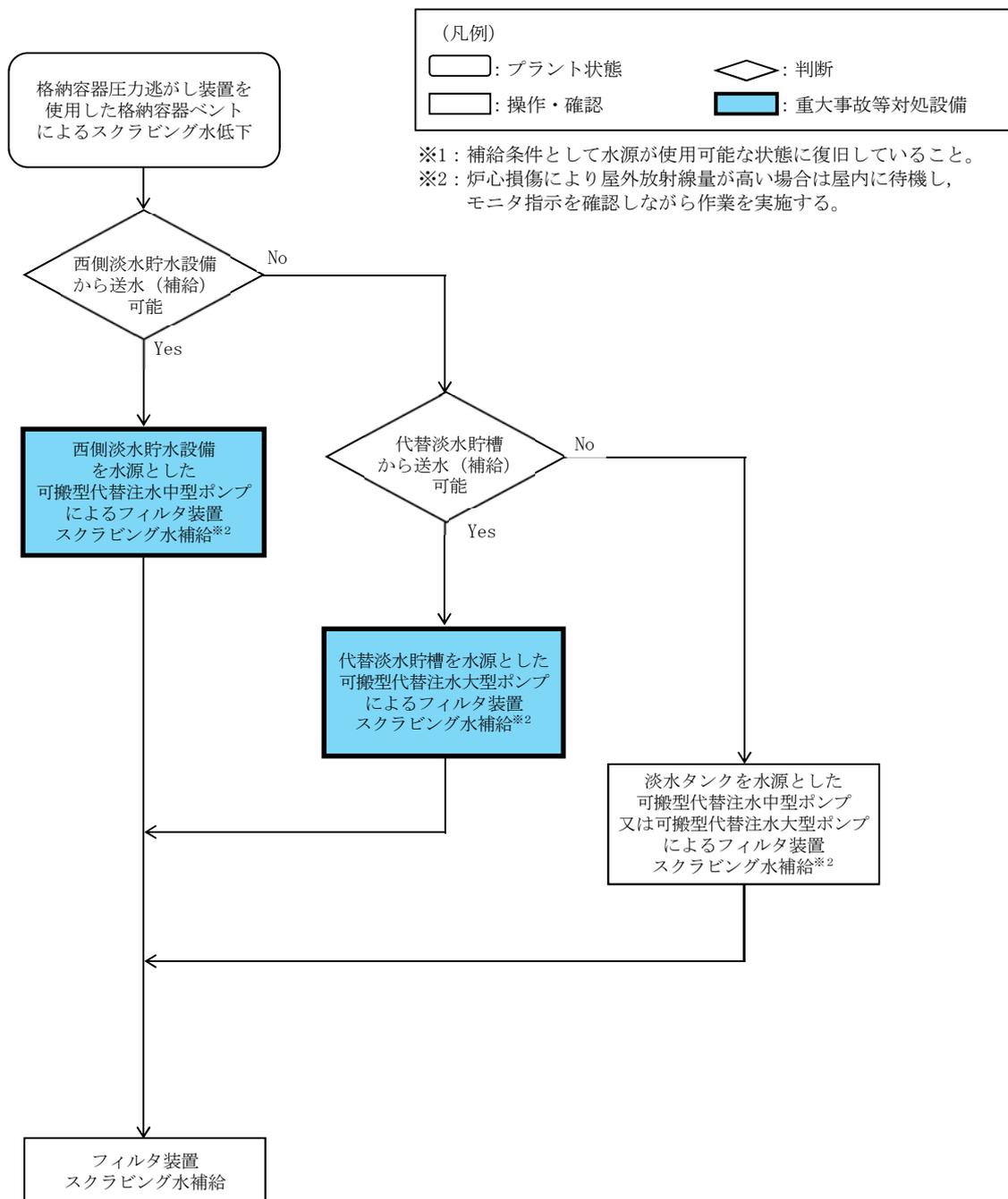
(2) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用して注水等を行う場合の対応手段の選択



第 1.13-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

水源を利用した対応手順及び水源へ水を補給するための対応手順

(3) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してフィルタ装置スクラビング水を補給する場合の対応手段の選択



第 1.13-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/8)

技術的能力審査基準 (1.13)	番号	設置許可基準規則 (56 条)	技術基準規則 (71 条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>                      設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>                      設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p><b>【解釈】</b>                      1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第 56 条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b>                      1 第 71 条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	—

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(可搬型代替注水大型ポンプを使用した対応)	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		-	
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				
	低压代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	低压代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設	-			
	代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				
	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	格納容器頂部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	代替燃料プール注水系 (可搬型) (可搬型代替注水大型ポンプ, ホース・接続口等)	新設				
西側淡水貯水設備を水源とした対応	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬		-	
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				
	低压代替注水系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	燃料給油設備	新設				
	低压代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水中型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設	-			
	代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水中型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				
	ホース・接続口	新設				
	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水中型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	格納容器頂部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水中型ポンプ, ホース・接続口等)	既設 新設				
	代替燃料プール注水系 (可搬型) (可搬型代替注水中型ポンプ, ホース・接続口等)	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	復水貯蔵タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク
						原子炉隔離時冷却系ポンプ
						高圧炉心スプレイ系ポンプ
						逃がし安全弁 (安全弁機能)
						原子炉圧力容器
						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
						高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
						常設代替直流電源設備
可搬型代替直流電源設備						
燃料給油設備						
-	-	-	-	-	淡水タンクを水源とした対応	多目的タンク
						ろ過水貯蔵タンク
						原水タンク
						純水貯蔵タンク
						可搬型代替注水 <b>中</b> 型ポンプ
						可搬型代替注水 <b>大</b> 型ポンプ
						<b>ホース・接続口</b>
						格納容器圧力逃がし装置配管・弁
						多目的タンク配管・弁
						燃料給油設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/8)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	-	-	-
	ホース・接続口	新設				
	低圧代替注水系配管・弁	新設				
	非常用取水設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
	低圧代替注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設	-			
	代替格納容器スプレィ冷却系 （可搬型）（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	格納容器下部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	格納容器頂部注水系（可搬型） （可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替燃料プール注水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	新設				
	代替残留熱除去系海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	新設				
	放水砲	新設				
	ホース	新設				
	泡混合器	新設				
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	新設				
	代替2C非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替2D非常用ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
	代替高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機海水系（可搬型代替注水大型ポンプ，ホース・接続口等）	既設 新設				
燃料給油設備	新設					
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	① ② ⑧ ⑨	-	-	-
	ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給)	西側淡水貯水設備	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬		(淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給)	多目的タンク
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				代替淡水貯槽
	-	-				可搬型代替注水中型ポンプ
(海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給)	代替淡水貯槽	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬		-	可搬型代替注水中型ポンプ
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				ホース
	ホース	新設				多目的タンク配管・弁
	非常用取水設備	新設				燃料給油設備
	燃料給油設備	新設				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給)	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬		(淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給)	多目的タンク
	西側淡水貯水設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	燃料給油設備	新設				西側淡水貯水設備
	-	-				可搬型代替注水大型ポンプ
(海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給)	西側淡水貯水設備	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬		-	ホース
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				多目的タンク配管・弁
	ホース	新設				燃料給油設備
	非常用取水設備	新設				-
	燃料給油設備	新設				-
	-	-				-
-	-	-	-	-	高圧炉心スプレイ系の水源の切替え (原子炉隔離時冷却系及び水を切り替えるための対応)	復水貯蔵タンク
						サブプレッション・チェンバ
						原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ
						高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
						非常用交流電源設備
						燃料給油設備
-						

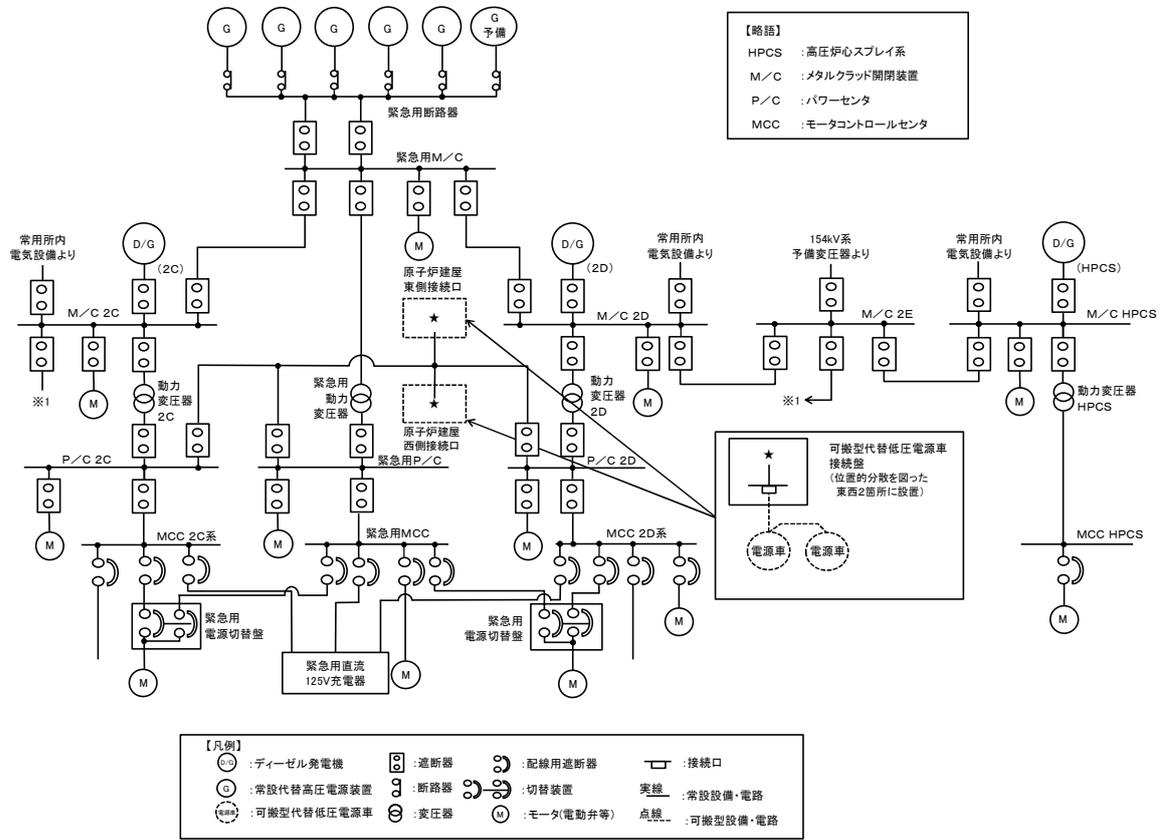
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/8)

■ : 重大事故等対処設備

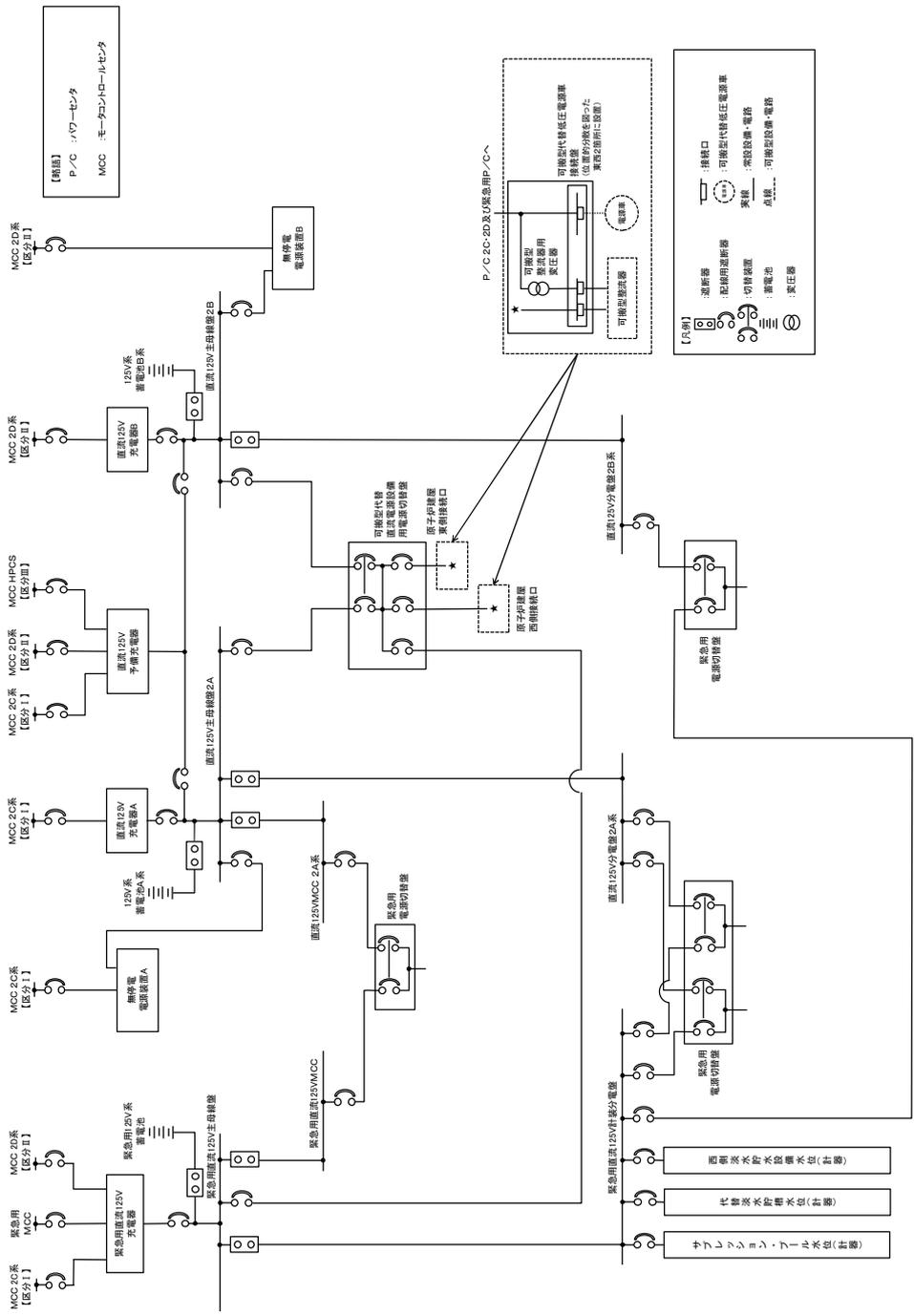
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
水源を切り替えるための対応 (西側淡水貯水設備から補給している場合)	西側淡水貯水設備	新設	① ⑦ ⑧		水源を切り替えるための対応 (淡水から海水への切替え)	多目的タンク
	代替淡水貯槽	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				原水タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				純水貯蔵タンク
	ホース	新設				代替淡水貯槽
	非常用取水設備	新設				可搬型代替注水中型ポンプ
	燃料給油設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
-	-	-	ホース	多目的タンク配管・弁	非常用取水設備	燃料給油設備
-	-	-	-	-	-	-
水源を切り替えるための対応 (西側淡水貯水設備から補給している場合)	代替淡水貯槽	新設	① ⑦ ⑧		水源を切り替えるための対応 (西側淡水貯水設備から補給している場合)	多目的タンク
	西側淡水貯水設備	新設				ろ過水貯蔵タンク
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				原水タンク
	ホース	新設				純水貯蔵タンク
	非常用取水設備	新設				西側淡水貯水設備
	燃料給油設備	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
-	-	-	ホース	多目的タンク配管・弁	非常用取水設備	燃料給油設備
-	-	-	-	-	-	-
水源を切り替えるための対応 (外部水源(代替淡水貯槽)から内部水源 (サブプレッション・チェンバ)への切替え)	代替淡水貯槽	新設	① ⑦ ⑧		-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設				
	低圧代替注水系(常設)(常設低圧代替注水系ポンプ)	既設 新設				
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)(常設低圧代替注水系ポンプ)	既設 新設				
	代替循環冷却系(代替循環冷却系ポンプ)	既設 新設				
-	-	-	-	-	-	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/8)

技術的能力審査基準 (1.13)	適合方針
<p><b>【本文】</b>            発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバとは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及びほう酸水貯蔵タンクに確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なサブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p>	<p>想定される重大事故等の収束までの間、重大事故等の収束に必要な水源であるサブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、海水及びほう酸水貯蔵タンクによる十分な量の水を供給できる手順等を整備する。</p>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p>	<p>複数の代替淡水源として、代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び淡水タンクを確保する。</p>
<p>c) 海を水源として利用できること。</p>	<p>海水取水箇所（SA用海水ピット）から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いて海水を取水することにより、海を水源として利用する。</p>
<p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p>	<p>構内のアクセスルートの状況を考慮してホースを敷設することで、代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海（海水取水箇所（SA用海水ピット））からの移送ルートを確保する。</p>
<p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>代替水源である代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備及び海からの水の移送に使用するホース、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、南側保管場所及び西側保管場所にホース接続に必要な使用工具とともに準備する。</p>
<p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>	<p>水の供給が中断することがないように、淡水から海水へ水源を切り替える手順等及び外部水源（代替淡水貯槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への供給に切り替える手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／ 可搬	耐震性	容量	揚程	個数
ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 1500 m <sup>3</sup> ※2	—	1 基
多目的タンク	常設	Cクラス	約 1500 m <sup>3</sup> ※2	—	1 基
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	約 2000 m <sup>3</sup> (1 基当たり) ※2	—	2 基
原水タンク	常設	Cクラス	約 1000 m <sup>3</sup> ※2	—	1 基
純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	約 500 m <sup>3</sup> ※2	—	1 基

※1：Sクラスの機能維持

※2：公称値を示す。

## 重大事故対策の成立性

## 1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

## (1) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

## a. 操作概要

災害対策本部長代理は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）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、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

## c. 必要要員数及び所要時間

- (a) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水
- 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ）として，

原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数       ：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8名  
                          （重大事故等対応要員8名）  
                          「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名  
                          （重大事故等対応要員8名）

所要時間目安<sup>※</sup>：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」535分  
                          以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を  
                          含む）  
                          「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」170分  
                          以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を  
                          含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

- (b) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水  
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水）として，高所東側接続口又は高所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       ：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）  
                          「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※：「高所東側接続口を使用した場合」215分以内  
(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「高所西側接続口を使用した場合」175分以内  
(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

- (c) 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水  
代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水  
(フィルタ装置スクラビング水補給)として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名(重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※：180分以内(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋)を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外の

ため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 2. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

### (1) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

#### a. 操作概要

災害対策本部長代理は、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水が必要な状況において、水源の確保（西側淡水貯水設備への可搬型代替注水中型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）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、西側淡水貯水設備を水源として可搬型代替注水中型ポンプにより送水する。

#### b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備）周辺）

#### c. 必要要員数及び所要時間

##### (a) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる高所東側接続口又は高所西側接続口を使用した送水

西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水）として，高所東側接続口又は高所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 : 「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事

故等対応要員 8 名)

「高所西側接続口を使用した場合」8 名 (重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「高所東側接続口を使用した場合」150 分以内  
(放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「高所西側接続口を使用した場合」140 分以内  
(放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

- (b) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水  
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水 (原子炉圧力容器への注水, 原子炉格納容器内の冷却, 原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水) として, 原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」8 名  
(重大事故等対応要員 8 名)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8 名  
(重大事故等対応要員 8 名)

所要時間目安※ : 「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」320 分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」205分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

- (c) 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水  
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として，フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※ : 175分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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 : 可搬型代替注水中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。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段 : 衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

3. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

(1) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長代理は、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又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、水源の確保（淡水タンクへの可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ設置）及び接続口（ホース接続箇所）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、淡水タンクを水源として可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺、取水箇所（淡水タンク）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（フィルタ装置スクラビング水補給）として、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安<sup>※</sup> : 165分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷

設を含む)

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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：可搬型代替注水中型ポンプ又は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。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」8名  
(重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※：「原子炉建屋東側接続口を使用した場合」370分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「原子炉建屋西側接続口を使用した場合」310分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる高所東側接続口  
又は高所西側接続口を使用した送水

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水（原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水）として，高所東側接続口又は高所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：「高所東側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

「高所西側接続口を使用した場合」8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※：「高所東側接続口を使用した場合」220分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「高所西側接続口を使用した場合」225分以内

(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

(1) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

a. 操作概要

災害対策本部長代理は、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された補給ルートを確保した上で、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外（代替淡水貯槽周辺、取水箇所（西側淡水貯水設備、淡水タンク、SA用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給として、水源ごとの補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「西側淡水貯水設備を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「淡水タンクを水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

「海を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

所要時間目安※：「西側淡水貯水設備を水源とした場合」160分以内  
(放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む)

「淡水タンクを水源とした場合」165分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」160分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，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：可搬型代替注水中型ポンプ又は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。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な

設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

## 6. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

### (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給

#### a. 操作概要

災害対策本部長代理は、可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決める。

現場では、指示された補給ルートを確認した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

#### b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置置場周辺、取水箇所（代替淡水貯槽、淡水タンク、SA用海水ピット）周辺）

#### c. 必要要員数及び所要時間

代替淡水貯槽、淡水タンク及び海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給として、水源ごとの補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数       ：「代替淡水貯槽を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

                      「淡水タンクを水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

                      「海を水源とした場合」10名（重大事故等対応要員8名、運転員等2名）

所要時間目安<sup>\*</sup>   ：「代替淡水貯槽を水源とした場合」165分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

「淡水タンクを水源とした場合」150分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

「海を水源とした場合」220分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

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

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

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室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



ホース接続訓練



東海港での送水訓練  
(ホース敷設)



東海港での送水訓練  
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



夜間での送水訓練（放水）



放射線防護具着用による送水訓練  
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練  
（水中ポンプユニット設置）

7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第1表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質※	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表、可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第3表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約61mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約26mSvとなり、作業可能である。

第2表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
線量評価点	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
	西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近		西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施3時間後以降					
作業時間（移動時間含む） 線量率 （格納容器ベント実施3時間後）	75分 （約1.3時間）	65分 （約1.1時間）	20分 （約0.4時間）	360分 （6.0時間）※1	90分 （1.5時間）	175分（25分×7回） （約2.9時間）
	約6.0mSv/h	約15mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	約6.0mSv/h	
実効線量（マスク考慮）	約61mSv					
主な評価条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて作業員の実効線量を評価</li> <li>大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を考慮して作業員の実効線量を評価</li> <li>格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは、フィルタ装置の位置、形状等を考慮して作業員の実効線量を評価</li> </ul>					
	<ul style="list-style-type: none"> <li>大気中へ放出される放射性物質</li> </ul>					
	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質</li> </ul>					

※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする）。



## 8. 取水源からの取水時の異物管理について

重大事故等時には、常設設備の水源より原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを実施するが、常設設備の水源は水量が有限であるため、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽、西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海（海水取水箇所（S A用海水ピット））を水源とした接続口への直接送水又は注水等で使用している水源への補給を実施する。

常設設備へ送水する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所にかれき等の漂流物が浮遊又は水底に堆積していることが懸念されるが、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットについては、吸込み部を水面より低く着底しない位置に固定して設置するため、漂流物の影響を受けにくい。また、水中ポンプユニットの吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



ストレーナ

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ  
付属の水中ポンプユニット



手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧 (1/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1	水源を利用した対応手順	
1.13.2.1(1)	代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)	
1.13.2.1(1)a.	代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	
1.13.2.1(1)a.(a)	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(a)】 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水
1.13.2.1(1)a.(b)	低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(a)】 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(1)a.(c)	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1)c.】 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(1)b.	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	
1.13.2.1(1)b.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	【1.6.2.2(1)b.(a)】 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(1)b.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	【1.6.2.3(1)b.(a)】 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(1)c.	代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	
1.13.2.1(1)c.(a)	格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水	【1.8.2.1(1)a.】 格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水

リンク先一覧 (2/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(1)d. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水		
1.13.2.1(1)d.(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	格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエルへの注水 【1.10.2.1(3)a.】
1.13.2.1(1)e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ		
1.13.2.1(1)e.(a)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 【1.11.2.1(1)a.】
1.13.2.1(1)e.(b)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ 【1.11.2.2(1)a.】
1.13.2.1(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)		
1.13.2.1(2)a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載
1.13.2.1(2)b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(2)b.(a)	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 (淡水/海水) 【1.4.2.2(1)a.(b)】
1.13.2.1(2)b.(b)	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 (淡水/海水) 【1.4.2.2(3)a.(b)】
1.13.2.1(2)b.(c)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	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) 【1.8.2.2(1)d.】
1.13.2.1(2)c. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(2)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 【1.6.2.2(1)b.(b)】
1.13.2.1(2)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 【1.6.2.3(1)b.(b)】
1.13.2.1(2)d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(2)d.(a)	フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置スクラビング水補給 【1.5.2.2(1)a.(b)】 【1.7.2.1(2)c.】

リンク先一覧 (3/11)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(2)e. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水			
1.13.2.1(2)e.(a)	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水	【1.8.2.1(1)b.】	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペデスタル (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(2)f. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉ウエルへの注水			
1.13.2.1(2)f.(a)	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	【1.10.2.1(3)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)
1.13.2.1(2)g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ			
1.13.2.1(2)g.(a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)b.】	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)
1.13.2.1(2)g.(b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水)
1.13.2.1(2)g.(c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水)
1.13.2.1(3) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順			
1.13.2.1(3)a. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(3)a.(a)	高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水 (中央制御室からの高圧代替注水系起動)	【1.2.2.2(1)a.】 【1.2.2.3(1)a.】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
1.13.2.1(3)a.(b)	高圧代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水 (現場での人力操作による高圧代替注水系起動)	【1.2.2.3(1)b.】	現場での人力操作による高圧代替注水系起動
1.13.2.1(3)a.(c)	原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水	【1.2.2.1(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
1.13.2.1(3)a.(d)	高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水	【1.2.2.1(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
1.13.2.1(3)a.(e)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1)a.】	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(3)a.(f)	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1)b.】	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧 (4/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(3)b. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(3)b.(a)	残留熱除去系による原子炉注水	<a href="#">【1.4.2.1(1)】</a> <a href="#">【1.4.2.2(2)a.(a)】</a>
1.13.2.1(3)b.(b)	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	<a href="#">【1.4.2.1(2)】</a> <a href="#">【1.4.2.2(2)a.(b)】</a>
1.13.2.1(3)c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱		
1.13.2.1(3)c.(a)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	<a href="#">【1.6.2.1(1)】</a> <a href="#">【1.6.2.2(2)a.(a)】</a> <a href="#">【1.6.2.3(2)a.(a)】</a>
1.13.2.1(3)c.(b)	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱	<a href="#">【1.6.2.1(2)】</a> <a href="#">【1.6.2.2(2)a.(b)】</a> <a href="#">【1.6.2.3(2)a.(b)】</a>
1.13.2.1(3)d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱		
1.13.2.1(3)d.(a)	代替循環冷却系による原子炉注水	<a href="#">【1.4.2.2(1)a.(c)】</a>
1.13.2.1(3)d.(b)	代替循環冷却系による残留溶融炉心の冷却	<a href="#">【1.4.2.2(3)a.(c)】</a>
1.13.2.1(3)d.(c)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱（炉心損傷前）	<a href="#">【1.6.2.2(1)a.(a)】</a>
1.13.2.1(3)d.(d)	代替循環冷却系によるサブプレッション・プールの除熱（炉心損傷後）	<a href="#">【1.6.2.3(1)a.(a)】</a>
1.13.2.1(3)d.(e)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷前）	<a href="#">【1.6.2.2(1)a.(b)】</a>
1.13.2.1(3)d.(f)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）	<a href="#">【1.6.2.3(1)a.(b)】</a>
1.13.2.1(3)d.(g)	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	<a href="#">【1.7.2.1(1)】</a>
1.13.2.1(3)d.(h)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドラウエル部）の床面への落下遅延・防止）	<a href="#">【1.8.2.2(1)e.】</a>

リンク先一覧 (5/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(4) 西側淡水貯水設備を水源とした対応手順		
1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水		
1.13.2.1(4) b. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(4) b. (a)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	<b>【1.4.2.2(1) a. (b)】</b>
1.13.2.1(4) b. (b)	低圧代替注水系 (可搬型) による残存熔融炉心の冷却	<b>【1.4.2.2(3) a. (b)】</b>
1.13.2.1(4) b. (c)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (熔融炉心のベデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	<b>【1.8.2.2(1) d.】</b>
1.13.2.1(4) c. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(4) c. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	<b>【1.6.2.2(1) b. (b)】</b>
1.13.2.1(4) c. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	<b>【1.6.2.3(1) b. (b)】</b>
1.13.2.1(4) d. 西側淡水貯水設備を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(4) d. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	<b>【1.5.2.2(1) a. (b)】</b> <b>【1.7.2.1(2) c.】</b>
1.13.2.1(4) e. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(4) e. (a)	格納容器下部注水系 (可搬型) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水	<b>【1.8.2.1(1) b.】</b>
1.13.2.1(4) f. 西側淡水貯水設備を水源とした原子炉ウエルへの注水		
<b>1.13.2.1(4) f. (a)</b>	<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</b>	<b>【1.10.2.1(3) b.】</b>
1.13.2.1(4) g. 西側淡水貯水設備を水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(4) g. (a)	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)	<b>【1.11.2.1(1) b.】</b>

リンク先一覧 (6/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(5)a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(5)a.(a)	消火系による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(d)】 消火系による原子炉注水
1.13.2.1(5)a.(b)	消火系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(d)】 消火系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(5)a.(c)	消火系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1)f.】 消火系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(5)b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(5)b.(a)	消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	【1.6.2.2(1)b.(c)】 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(5)b.(b)	消火系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	【1.6.2.3(1)b.(c)】 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(5)c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(5)c.(a)	消火系によるペデスタル (ドライウエル部) への注水	【1.8.2.1(1)c.】 消火系によるペデスタル (ドライウエル部) への注水
1.13.2.1(5)d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(5)d.(a)	消火系による使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)d.】 消火系による使用済燃料プール注水
1.13.2.1(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(6)a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(6)a.(a)	原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	本資料に記載
1.13.2.1(6)a.(b)	高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉注水	本資料に記載
1.13.2.1(6)a.(c)	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	【1.2.2.5(1)b.】 制御棒駆動水圧系による原子炉注水
1.13.2.1(6)a.(d)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	本資料に記載

リンク先一覧 (7/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(6) b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
1.13.2.1(6) b. (a)	補給水系による原子炉注水	【1.4.2.2(1) a. (e)】 補給水系による原子炉注水
1.13.2.1(6) b. (b)	補給水系による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3) a. (e)】 補給水系による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(6) b. (c)	補給水系による原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心のペデスタル (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止)	【1.8.2.2(1) g.】 補給水系による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(6) c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却		
1.13.2.1(6) c. (a)	補給水系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	【1.6.2.2(1) b. (d)】 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(6) c. (b)	補給水系による原子炉格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	【1.6.2.3(1) b. (d)】 補給水系による原子炉格納容器内へのスプレイ
1.13.2.1(6) d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水		
1.13.2.1(6) d. (a)	補給水系によるペデスタル (ドライウエル部) への注水	【1.8.2.1(1) d.】 補給水系によるペデスタル (ドライウエル部) への注水
1.13.2.1(6) e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水		
1.13.2.1(6) e. (a)	補給水系による使用済燃料プールへの注水	【1.11.2.1(1) c.】 補給水系による使用済燃料プール注水
1.13.2.1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(7) a.	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水	本資料に記載
1.13.2.1(7) b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
1.13.2.1(7) b. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.2(1) a. (b)】 【1.7.2.1(2) c.】 フィルタ装置スクラビング水補給



リンク先一覧 (9/11)

手順等		リンク先
1.13.2.1(8) <b>g</b> .	海を水源とした残留熱除去系海水系による冷却水の確保	
1.13.2.1(8) <b>g</b> . (a)	残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.1(1)】 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) <b>h</b> .	海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	
1.13.2.1(8) <b>h</b> . (a)	緊急用海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1) a.】 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) <b>h</b> . (b)	代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1.5.2.3(1) b.】 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(8) <b>i</b> .	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	
1.13.2.1(8) <b>i</b> . (a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	【1.12.2.1(1) a.】 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
1.13.2.1(8) <b>j</b> .	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	
1.13.2.1(8) <b>j</b> . (a)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	【1.12.2.2(2) a.】 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲、泡混合器及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火
1.13.2.1(8) <b>k</b> .	海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保	
1.13.2.1(8) <b>k</b> . (a)	2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電）	【1.14.2.1(1)】 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
1.13.2.1(8) <b>k</b> . (b)	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系による冷却水の確保（高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電）	【1.14.2.2(2)】 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電
1.13.2.1(8) <b>l</b> .	海を水源とした2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系への代替送水	
1.13.2.1(8) <b>l</b> . (a)	2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧	【1.14.2.2(3)】 2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機海水系への代替送水による2C・2D非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧

リンク先一覧 (10/11)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8)m.	海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱		
1.13.2.1(8)m. (a)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	【1.11.2.4(1) a. (a)】	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱
		【1.11.2.4(1) a. (b)】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
		【1.11.2.4(1) a. (c)】	代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保
1.13.2.1(9)	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
1.13.2.1(9)a.	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入		
1.13.2.1(9)a. (a)	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」	【1.1.2.1(2)】	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
1.13.2.1(9)a. (b)	ほう酸水注入系による原子炉注水	【1.2.2.5(1) a.】	ほう酸水注入系による原子炉注水
1.13.2.1(9)a. (c)	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（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1) 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
1.13.2.2	水源へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(1)	代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順		
1.13.2.2(1)a.	可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）		
1.13.2.2(1)a. (a)	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載
1.13.2.2(1)a. (b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載
1.13.2.2(1)a. (c)	海を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載

リンク先一覧 (11/11)

	手順等	リンク先
1.13.2.2(2)	西側淡水貯水設備へ水を補給するための対応手順	
1.13.2.2(2) a.	可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給 (淡水/海水)	
1.13.2.2(2) a. (a)	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) a. (b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.2(2) a. (c)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給	本資料に記載
1.13.2.3	水源を切り替えるための対応手順	
1.13.2.3(1)	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	
1.13.2.3(1) a.	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(1) b.	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2)	淡水から海水への切替え	
1.13.2.3(2) a.	代替淡水貯槽へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(2) b.	西側淡水貯水設備へ補給する水源の切替え	本資料に記載
1.13.2.3(3)	外部水源から内部水源への切替え	
1.13.2.3(3) a.	外部水源 (代替淡水貯槽) から内部水源 (サブレーション・チェンバ) への切替え	本資料に記載