

## 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

### < 目次 >

#### 1.6.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

###### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### i 格納容器代替スプレイ

###### ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

###### i 復旧

###### ii 重大事故等対処設備

###### b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

###### i 格納容器代替スプレイ

###### ii 格納容器代替除熱

###### iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

###### i 復旧

###### ii 重大事故等対処設備

###### c. 手順等

#### 1.6.2 重大事故等時の手順

##### 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

###### (1) フロントライン系故障時の対応手順

###### a. 格納容器代替スプレイ

###### (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのス

プレイ

- (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ
- (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
- (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
- (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 格納容器代替スプレイ

- (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
- (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ
- (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ
- (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

b. 格納容器代替除熱

- (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

c. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
- (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内への  
スプレイ
- (2) 残留熱除去系（サブレーション・プール水冷却モード）によるサブ  
レーション・プール水の除熱

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

## 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

### 【要求事項】

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

### 【解釈】

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

納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

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

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

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

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.6.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.6-1図）。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

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

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器

冷却モード)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

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

- ・ 残留熱除去ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)
- ・ 非常用交流電源設備

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

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

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

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、

その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.6-1 表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合には、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

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

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内の冷却

復水輸送系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。



- ・復水輸送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(iii) 消火系による原子炉格納容器内の冷却

消火系による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・補助消火ポンプ
- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(iv) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

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

- ・ 大量送水車
- ・ 輪谷貯水槽（西 1）
- ・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ ホース・接続口
- ・ 可搬型ストレーナ
- ・ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器代替スプレイで使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、格納容器スプレイ・ヘッド、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、大量送水車、ホース・接続口、格納容器代替スプレイ系配管・弁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。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、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、原子炉格納容器内を冷却する手段として有効である。

## (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

### i 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、「(a) i 格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急

用メタクラ（以下「緊急用M/C」という。）を受電した後，緊急用M/Cから非常用所内電気設備である非常用高圧母線C系（以下「M/C C系」という。）又は非常用高圧母線D系（以下「M/C D系」という。）へ電源を供給し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

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

- ・ 残留熱除去ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

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

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

- ・ 残留熱除去ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

ii 重大事故等対処設備

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

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

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

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 格納容器代替スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可

搬型)により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

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

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

#### ii 格納容器代替除熱

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

#### (i) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

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

- ・ドライウエル冷却装置
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)
- ・常設代替交流電源設備

#### iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器代替スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備としての位置付けは、「a. (a) ii 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生し

た場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

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

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、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、原子炉格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

- ・ドライウエル冷却装置

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

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

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が使用できない場合は，「(a) i 格納容器代替スプレー」及び「(a) ii 格納容器代替除熱」の手段に加え，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系へ電源を供給し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

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

ii 重大事故等対処設備

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

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

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により使用できない場合においても，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッ



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

c. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書(徴候ベース)(以下「EOP」という。)、事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める(第1.6-1表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する(第1.6-2表, 第1.6-3表)。

## 1.6.2 重大事故等時の手順

### 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

#### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 格納容器代替スプレイ

#### (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。

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

##### i 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

##### ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6-2図から第1.6-3図に、概要図を第1.6-9図に、タイムチャートを第1.6-10図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

②<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替えを実施するとともに、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能か確認する。

- ④中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤当直副長は、運転員に系統構成開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑦当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水流量指示値が $120\text{m}^3/\text{h}$ となるようFLSR注水隔離弁を調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水流量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。
- なお、ドライウエル圧力、ドライウエル温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、⑧にて調整開としたFLSR注水隔離弁を閉とし、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達していない場合は、F

L S R 注水隔離弁を調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHR注水弁及びF L S R注水隔離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

### iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの操作を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

S A 電源切替盤を使用した場合：30分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：45分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

### (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（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は、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイする。

原子炉格納容器内へのスプレイ作動後は格納容器圧力が負圧とならないように、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（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（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おいて、復水輸送系が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

ii 操作手順

復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.6-2図から第1.6-3図に、概要図を第1.6-11図に、タイムチャートを第1.6-12図に示す。（各スプレイ配管使用の場合について、手順⑦⑨⑩以外は同様）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥当直副長は、格納容器スプレイ先を第 1.6-4 表に基づきD/W又はS/Cを選択し、中央制御室運転員Aへ系統構成開始を指示する。
- ⑦<sup>a</sup> A-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合
- (a) D/Wスプレイの場合
- 中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- (b) S/Cスプレイの場合
- 中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、A-RHRトラススプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑦<sup>b</sup> B-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合
- (a) D/Wスプレイの場合
- 中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、B-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- (b) S/Cスプレイの場合
- 中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、B-RHRトラスス

プレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑨ 当直副長は、中央制御室運転員に復水輸送系による格納容器スプレイ開始を指示する。

⑨<sup>a</sup> A－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、RPV/PCV注入流量指示値が120m<sup>3</sup>/hとなるようA－RHR RPV代替注水弁を調整開とし、格納容器スプレイを開始する。

⑨<sup>b</sup> B－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

現場運転員B及びCは、B－RHR注水配管洗浄元弁を調整開とし、格納容器スプレイを開始する。

⑩<sup>a</sup> A－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合は、A－RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA－RHRドライウェル第2スプレイ弁又はA－RHRトラススプレイ弁の全開操作を実施後、A－RHR注水弁及びA－RHR RPV代替注水弁の全開操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

⑩<sup>b</sup> B－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合は、B－RHRドライウェ



ル第1スプレイ弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はB-RHRトールススプレイ弁の全閉操作を実施後、B-RHR注水弁及びB-RHR注水配管洗浄元弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、ドライウエル圧力、ドライウエル温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達した場合は、⑨<sup>a</sup>にて調整開としたA-RHR R P V代替注水弁又は⑨<sup>b</sup>にて調整開としたB-RHR注水配管洗浄元弁を閉とし、格納容器スプレイを停止する。その後、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-4表)に再度到達し、サブプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準(第1.6-4表)に到達していない場合は、A-RHR R P V代替注水弁又はB-RHR注水配管洗浄元弁を調整開とし、格納容器スプレイを再開する。

※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必要となった場合は、A-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合はA-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトールススプレイ弁の全開操作を実施する。B-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合はB-RHRドライウエル第1スプレイ弁、B-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、B-RHRトールススプレイ弁の全開操作を実施する。

### iii 操作の成立性

復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転

員 1 名にて、B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

- ・ A－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：20 分以内
- ・ B－残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：30 分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレー実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

#### (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレー系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレーできない場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレーする。

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

##### i 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレーができず、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度

指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準  
(第 1.6-4 表) に達した場合。

ii 操作手順

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6-2 図から第 1.6-3 図に、概要図を第 1.6-13 図に、タイムチャートを第 1.6-14 図に示す。

(補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプレイする場合及び消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプレイする場合について、手順⑤以外は同様。また、各スプレイ配管使用の場合について、手順⑧⑩⑪以外は同様)

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。

④中央制御室運転員 A は、復水輸送系バイパス流防止として CWT T/B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。

⑤<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプレイする場合

中央制御室運転員 A は、補助消火ポンプを起動する。

⑤<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器内へスプレイする場合

中央制御室運転員 A は、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥当直副長は、原子炉格納容器内のスプレイ先を第 1.6-4 表に基づき D/W 又は S/C を選択し、運転員に系統構成開始を指示する。

⑦中央制御室運転員 A は、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成として、CWT 系・消火系連絡止め弁（消火系）、CWT 系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。

⑧<sup>a</sup> A-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

(a) D/W スプレイの場合

中央制御室運転員 A は、A-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

(b) S/C スプレイの場合

中央制御室運転員 A は、A-RHR トーラススプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑧<sup>b</sup> B-残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

(a) D/W スプレイの場合

中央制御室運転員 A は、消火系による格納容器スプレイの系統構成として、B-RHR ドライウェル第 1 スプレイ弁、B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

(b) S/C スプレイの場合

中央制御室運転員 A は、B-RHR トーラススプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑨当直副長は、運転員に消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。

⑩<sup>a</sup> A－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、A－RHR RPV代替注水弁を全開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

⑩<sup>b</sup> B－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

現場運転員B及びCは、B－RHR注水配管洗浄元弁を全開とし、格納容器スプレイを開始する。

⑪<sup>a</sup> A－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、A－RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA－RHRドライウェル第2スプレイ弁又はA－RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施後、A－RHR注水弁及びA－RHR RPV代替注水弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

⑪<sup>b</sup> B－残留熱除去系スプレイ配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器スプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、B－RHRドライウェル第1スプレイ弁及びB－RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB－RHRトーラススプレイ弁の全閉操作を実施後、B－RHR注水弁及びB－RHR注水配管洗浄元弁の

全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、ドライウエル圧力、ドライウエル温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6-4 表）に到達した場合は、⑩<sup>a</sup>にて開とした A-RHR RPV 代替注水弁又は⑩<sup>b</sup>にて開とした B-RHR 注水配管洗浄元弁を閉とし、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6-4 表）に再度到達し、サブプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6-4 表）に到達していない場合は、A-RHR RPV 代替注水弁又は B-RHR 注水配管洗浄元弁を開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必要となった場合は、A-残留熱除去系スプレイ配管使用時はA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトールススプレイ弁の全開操作を実施する。B-残留熱除去系スプレイ配管使用時はB-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、B-RHRトールススプレイ弁の全開操作を実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

### iii 操作の成立性

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員 1

名にて、B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

A－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：25分以内

B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

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

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

i 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※1</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※2</sup>。

※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」

とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6-4 表）に達した場合。

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6-2 図から第 1.6-3 図に、概要図を第 1.6-15 図及び第 1.6-17 図に、タイムチャートを第 1.6-16 図及び第 1.6-18 図に示す。（格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南），格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器へのスプレイ手順は、手順⑤⑧以外は同様）

[交流動力電源が確保されている場合]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 A 系配管又は残留熱除去系 B 系配管を使用した格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口への格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。
- ③<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁又は B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員 A は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示に



て確認する。

③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なA-R HRドライウエル第2スプレイ弁又はB-R HRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替えを実施するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④ 当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成開始を指示する。

⑤<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてA-R HRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑤<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてB-R

RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑤<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑥ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイのための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑦ 緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑧<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑧<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用し

た原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS B－注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑧<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、ACSS B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑨ 当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの確認を指示する。

⑩ 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

なお、ドライウェル圧力、ドライウェル温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、⑧<sup>a</sup>にて調整開としたACSS A－注水ライン流量調整弁、⑧<sup>b</sup>にて調整開としたACSS B－注水ライン流量調整弁又は⑧<sup>c</sup>にて調整開とした可搬型バルブを閉とし、原子炉格納容器

内へのスプレイを停止する。その後、サブレーション・チェンバ圧力、ドライウェル温度が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6-4 表）に再度到達し、サブレーション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6-4 表）に到達していない場合は、A C S S A-注水ライン流量調整弁、A C S S B-注水ライン流量調整弁又は可搬型バルブを調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

[全交流動力電源が喪失している場合]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成開始を指示する。

- ⑤<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合  
現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器内へのスプレイの系統構成としてA－RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑤<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合  
現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてB－RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑤<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
現場運転員B及びCは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成としてB－RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑥ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイのための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑦ 緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告すると

ともに、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車の起動を指示する。

- ⑧<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて  $120\text{m}^3/\text{h}$  となるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑧<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて  $120\text{m}^3/\text{h}$  となるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑧<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器内へのスプレイの場合

緊急時対策要員は、ACSS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量にて  $120\text{m}^3/\text{h}$  となるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑨ 当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）に

よる原子炉格納容器内へのスプレイの確認を指示する。

- ⑩中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下並びに原子炉格納容器内の水位の上昇により確認し、当直副長に報告する。

なお、ドライウェル圧力、ドライウェル温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、⑧<sup>a</sup>にて調整開としたACSS A-注水ライン流量調整弁、⑧<sup>b</sup>にて調整開としたACSS B-注水ライン流量調整弁又は⑧<sup>c</sup>にて調整開とした可搬型バルブを閉とし、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サブプレッション・プール水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、ACSS A-注水ライン流量調整弁、ACSS B-注水ライン流量調整弁又は可搬型バルブを調整開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

### iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち，運転員が実施する原子炉建物での系統構成を，中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流動力電源が確保されている場合]

S A 電源切替盤を使用した場合：25 分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40 分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]：40 分以内

また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち，緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は，格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合，作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合，作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 3 時間 10 分以内で可能である。



円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

#### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6-30 図に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統 1 系統以上を起動し、原子炉格納容器内へのスプレイのための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内

で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により，残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（格納容器冷却モード）の電源を復旧し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（格納容器冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

なお，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

また，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し，残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態<sup>\*1</sup>に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到

達した場合<sup>\*2</sup>。

※1：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル温度，サブプレッション・チェンバ温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

## ii 操作手順

残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（格納容器冷却モード）B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。）手順の対応フローを第1.6-2図から第1.6-5図に，概要図を第1.6-19図に，タイムチャートを第1.6-20図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，A-残留熱除去ポンプ及びA-残留熱除去封水ポンプが使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは，A-熱交バイパス弁の全閉操作を実施し，A-残留熱除去ポンプの起動操作を実施する。

⑤中央制御室運転員Aは、当直副長に残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

⑥当直副長は、中央制御室運転員に原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-4表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。

⑦<sup>a</sup>D/Wスプレイの場合

中央制御室運転員Aは、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

⑦<sup>b</sup>S/Cスプレイの場合

中央制御室運転員Aは、A-RHRトーラススプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

⑧中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことをA-残留熱除去系の系統流量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、当直副長に報告する。

なお、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル冷却器入口ガス温度、ドライウエル温度又はサブプレッション・チェンバ温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、⑦<sup>a</sup>にて開としたA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又は⑦<sup>b</sup>にて開としたA-RHRトーラススプレイ弁を閉とし、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレ

ッション・チェンバ温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に再度到達した場合は、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はA-RHRトールラススプレイ弁を開とし、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※D/WからS/Cへのスプレイ先の切替えが必要となった場合は、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHRトールラススプレイ弁の全開操作を実施する。

※D/Wスプレイ又はS/Cスプレイ実施中に原子炉压力容器への注水が必要となった場合は、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はA-RHRトールラススプレイ弁の全閉操作を実施後、A-RHR注水弁の全開操作を実施し、原子炉压力容器へ注水する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

### (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱

全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子

炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）にてサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

#### i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が使用可能な状態<sup>\*1</sup>に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

#### ii 操作手順

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）B系によるサブプレッション・プール水の除熱手順も同様。）手順の対応フローを第1.6-4図に、概要図を第1.6-21図に、タイムチャートを第1.6-22図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき中央制御室運転員に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、A－残留熱除去ポンプ及びA－残留熱除去封水ポンプが使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A－熱交バイパス弁の全閉操作を実施し、A－残留熱除去ポンプの起動操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、当直副長に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱の準備完了を報告する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A－RHRテスト弁を調整開とし、A－残留熱除去系の系統流量の上昇及びサブプレッション・プール水の温度の低下によりサブプレッション・プール水の除熱が開始されたことを確認する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで10分以内で可能である。

### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6-30図に示す。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、格納容器代替スプレイ系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。

#### 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 格納容器代替スプレイ

##### (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。

##### i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>\*3</sup>。

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



ニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）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起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

## ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-9図、タイムチャートは第1.6-10図と同様である。

## iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの操作を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

SA電源切替盤を使用した場合：30分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：45分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（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は、復水輸送系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（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おいて、復水輸送系が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

ii 操作手順

復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、  
「1.6.2.1(1) a.(b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのス

プレイ」の操作手順のうち、A－残留熱除去系スプレイ配管を使用した手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-11図、タイムチャートは第1.6-12図と同様である。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で可能である。

### (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

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

#### i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）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起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6-5 表）に達した場合。

## ii 操作手順

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1) a.(c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順のうち、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用した手順と同様である。ただし、スプレイの停止、再開及び流量は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6-5 表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第 1.6-6 図から第 1.6-8 図に示す。また、概要図は第 1.6-13 図、タイムチャートは第 1.6-14 図と同様である。

## iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、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 25 分以内で可能である。

## (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

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

容器冷却モード)が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系(常設)、復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器内にスプレイする。

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

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

#### i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系(可搬型)が使用可能な場合<sup>※2</sup>で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源(輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2))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起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準(第1.6-5表)に達した場合。

#### ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(d) 格納容器代替スプ

レイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」の操作手順のうち，[交流動力電源が確保されている場合]の操作手順と同様である。ただし，スプレイの停止，再開及び流量は，原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお，手順の対応フローを第1.6-6図から第1.6-8図に示す。また，概要図は第1.6-15図，タイムチャートは第1.6-16図と同様である。

### iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち，運転員が実施する原子炉建物での系統構成を，中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

S A電源切替盤を使用した場合：25分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち，緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は，格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）

又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで2時間 10 分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで3時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

## b. 格納容器代替除熱

### (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

格納容器代替スプレイ系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウェル冷却装置を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。

ドライウェル冷却装置を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却装置コイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。

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

i 手順着手の判断基準

格納容器代替スプレイ及び残留熱除去による原子炉格納容器内の除熱ができず、常設代替交流電源設備により、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が復旧可能である場合。

ii 操作手順

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6-7 図から第 1.6-8 図に、概要図を第 1.6-23 図及び第 1.6-24 図に、タイムチャートを第 1.6-25 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱に必要な冷却装置、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ドライウエル冷却系が使用可能か確認する。
- ④現場運転員 B 及び C は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成前準備として、A、B-原子炉補助継電器盤にて隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑤当直副長は、運転員にドライウエル冷却系の冷却水通水開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の系統構成（冷却水通水操作）として、A、B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁、A、B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁の開操作を実施し、原子炉補機冷却系の系統流量指示値の上昇を確認し、当直副長に報告する。



⑦中央制御室運転員Aは、ドライウェル冷却装置起動前準備として、空調換気制御盤にてリレー引き抜きにより、起動阻止隔離信号を除外する。

⑧当直副長は、運転員にドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の開始を指示する。

⑨中央制御室運転員Aは、上部下部A、B及びCードライウェル冷却装置の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇率が緩和することを確認する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱開始まで45分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

### c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6-30図に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。

低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び

格納容器代替スプレイ系（可搬型）の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統1系統以上を起動し、原子炉格納容器内へのスプレイのための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウェル冷却装置の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

## (2) サポート系故障時の対応手順

### a. 復旧

#### (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（格納容器冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

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

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態<sup>※2</sup>に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※3</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又はサブプレッション・チェンバ温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

ii 操作手順

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ手順については、「1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第

1.6-5 表) に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第 1.6-7 図から第 1.6-8 図に示す。  
また、概要図は第 1.6-19 図、タイムチャートは第 1.6-20 図と同様である。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレー開始まで 10 分以内で可能である。

### (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）にてサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

### i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又

はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が使用可能な状態<sup>\*2</sup>に復旧された場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

## ii 操作手順

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

なお、手順の対応フローを第1.6-7図から第1.6-8図に示す。また、概要図は第1.6-21図、タイムチャートは第1.6-22図と同様である。

## iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで10分以内で可能である。

## b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6-30図に示す。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器冷却モード）

又は残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、格納容器代替スプレイ系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。

#### 1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

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

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

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

##### a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合<sup>※1</sup>。

※1：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、

ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレッション・チェンバ温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

##### b. 操作手順

残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。ただし、原子炉格納容器内へのスプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起

動・停止の判断基準（第 1.6-4 表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器冷却モード）B系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様。）

概要図を第 1.6-26 図に，タイムチャートを第 1.6-27 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき中央制御室運転員に残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は，A-RHR バイパス弁の全開操作を実施し，残留熱除去ポンプの起動操作を実施する。

③中央制御室運転員 A は，当直副長に残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。

④当直副長は，中央制御室運転員に原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6-4 表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。

⑤<sup>a</sup> D/W スプレイの場合

中央制御室運転員 A は，A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

⑤<sup>b</sup> S/C スプレイの場合

中央制御室運転員 A は，A-RHR トーラススプレイ弁を全開として原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。

⑥中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを A-RHR 系の流れの上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，当直副長に報告する。なお，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル冷却器入口ガス温度，ドライウエル温度又はサブプレッ

ョン・チェンバ温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6-4 表）に到達した場合は，⑤<sup>a</sup>にて開とした A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁又は⑤<sup>b</sup>にて開とした A-RHR トーラススプレイ弁を閉とし，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル温度，サブプレッション・チェンバ温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6-4 表）に再度到達した場合は，A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁又は A-RHR トーラススプレイ弁を開とし，原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※D/W から S/C へのスプレイ先の切替えが必要となった場合は，A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁，A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁の全閉操作を実施後，A-RHR トーラススプレイ弁の全開操作を実施する。

※D/W スプレイ又は S/C スプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，A-RHR ドライウエル第 1 スプレイ弁及び A-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁又は A-RHR トーラススプレイ弁の全閉操作を実施後，A-RHR 注水弁の全開操作を実施し，原子炉圧力容器へ注水する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器冷却モード）A 系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 10 分以内で可能である。

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

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が健全な場合



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

a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッション・プール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

b. 操作手順

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）B系によるサブプレッション・プール水の除熱手順も同様。）概要図を第 1.6-28 図に、タイムチャートを第 1.6-29 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、A-熱交バイパス弁の全閉操作を実施し、残留熱除去ポンプの起動操作を実施する。
- ③中央制御室運転員 A は、当直副長に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱の準備完了を報告する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱の開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、A-RHR テスト弁を調整開とし、残留熱除去系の系統流量の上昇及びサブプレッション・プール水の温度の低下によりサブプレッション・プール水の除熱が開始されたこと

を確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大量送水車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。

非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による低圧原子炉代替注水ポンプ、復水輸送ポンプ、消火ポンプ、残留熱除去ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 7)  
(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による 原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C温度制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (サブプレッション・プールの除熱) によるサブプレッション・プールの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/7)  
 (炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード)	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 <sup>*1</sup> 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>*2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>*2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/7)  
 (炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサ プレッション・プール水冷却モ ード)	原子 格納 容器 代替 スプレ イ系 (可搬 型) による 原子 格納 容器 内への スプレ イ(淡水 /海水)	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 燃料補給設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup>	重大事故等 対処設備
			輪谷貯水槽(西1) <sup>※1, ※4</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>※1, ※4</sup>	自主 対策 設備

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（4 / 7）  
 （炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	原子炉格納容器内へのスプレイ	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	サブプレッション・プール水の除熱	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「S/C温度制御」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対応設備，手順書一覧(5/7)  
 (炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	による原子炉格納容器内へのスプレー 格納容器代替スプレー系(常設)	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 <sup>※1</sup> 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレー・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対応設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレー」
		原子炉格納容器内へのスプレー 復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレー・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレー」
		原子炉格納容器内へのスプレー 消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 る過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレー・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレー」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対応設備，手順書一覧(6 / 7)  
 (炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	原子炉格納容器内へのスプレイ系(可搬型)による 格納容器代替スプレイ系(淡水/海水)	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 燃料補給設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対応設備  AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) <sup>※1, ※4</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>※1, ※4</sup>	自主対策設備
		ドライウエル冷却系による 格納容器内の代替除熱	ドライウエル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  AM設備別操作要領書 「HVDによる格納容器除熱」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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



対応手段，対処設備，手順書一覧(7/7)  
 (炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	原子炉格納容器内へのスプレイ	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	サブプレッション・プールの除熱	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) <sup>※3</sup>	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

## 第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧(1 / 15)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

# 監視計器一覧(2 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

# 監視計器一覧(3 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

# 監視計器一覧(4/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)			
事故時操作要領書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)

# 監視計器一覧(5 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の水位	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 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A - 残留熱除去ポンプ出口圧力 B - 残留熱除去ポンプ出口圧力
原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・プール水位 (SA)	

# 監視計器一覧(6 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		最終ヒートシンクの確保	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R C W熱交換器出口温度 II-R C W熱交換器出口温度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		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 (SA)
	操作	補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R C W熱交換器出口温度 II-R C W熱交換器出口温度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)

監視計器一覧(7 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位



監視計器一覧(8 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

# 監視計器一覧(9 / 15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書「シビアアクシデント」 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (S A) ドライウエル温度 (S A)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S A)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (S A) ドライウエル温度 (S A)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S A)
		原子炉格納容器への注水量	R P V / P C V 注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

# 監視計器一覧(10/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
		原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)

# 監視計器一覧(11/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器代替除熱 (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「HVDによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ出口圧力 原子炉補機冷却系常用流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) ドライウエル温度 (SA)
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力

# 監視計器一覧(12/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)

# 監視計器一覧(13/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		最終ヒートシンクの確保	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉格納容器の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
		原子炉格納容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)

# 監視計器一覧(14/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	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 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
原子炉格納容器内の水位		サプレッション・プール水位 (SA)	

# 監視計器一覧(15/15)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水の除熱		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」	判断基準	原子炉格納容器内の温度 サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		最終ヒートシンクの確保 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度 (SA)
	操作	補機監視機能 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保 A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
		原子炉格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 (SA)



第 1.6-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備  SA-L/C</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備  SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備  M/C C系 M/C D系</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系</p>

第 1.6-4 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動, 停止の判断基準  
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準	格納容器代替スプレイ <sup>※2, ※3</sup>	RHRによるスプレイ	スプレイ停止の判断基準				
				格納容器代替スプレイ	RHRによるスプレイ			
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力 制御	ドライウエル圧力指示値が 13.7kPa[gage] 以上で原子炉水位指示値が L-1 (-381cm) 以下を経験し, かつ L-0 (-539cm) 以上で安定している場合	—	①D/W ②S/C	P C V 圧力 制御	ドライウエル圧力が 334kPa[gage] 以下まで低下した場合  ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が 13.7kPa[gage] 以下まで低下した場合		
		サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa[gage] 以上で, 24 時間継続した場合	—	S/C				
		サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 98kPa[gage] 以上で 24 時間継続した場合	—	①D/W ②S/C				
		サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa[gage] 以上の場合	—	①D/W ②S/C				
		サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 384kPa[gage] 以上 <sup>※1</sup> の場合	①D/W ②S/C <sup>※4</sup>	①D/W ②S/C				
	S D / C W 温度 制御	S D / C W 温度 制御	ドライウエル温度指示値が 171°C に接近した場合	①D/W ②S/C <sup>※4</sup>	D/W	S D / C W 温度 制御	ドライウエル冷却器入口ガス温度 60°C 未滿かつドライウエル温度 (局所) 65°C 未滿まで低下した場合	
			サブプレッション・チェンバ温度指示値が 104°C に到達前	—	S/C		—	サブプレッション・チェンバ温度指示値が 65°C 未滿まで低下した場合
		S / C 水位 制御	S / C 水位 制御	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+1.29m 以上の場合	—	D/W	S / C 水位 制御	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+1.29m 以上の場合

①, ②は優先順位を示す。

※1: 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) が 1 系統のみ使用可能であり, 残留熱除去系 (低圧注水モード) により, 発電用原子炉の冷却を実施している場合は, サプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa[gage] 到達時であっても, 発電用原子炉の冷却を優先するが, サプレッション・チェンバ圧力指示値が 384kPa[gage] (0.9Pd) 以上の場合は, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による発電用原子炉の冷却を停止し, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することにより, 原子炉格納容器の健全性を維持する。

※2: 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイが実施できない場合, 格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

※3: 外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

※4: 復水輸送系, 消火系による格納容器内へのスプレイに限る。

第 1.6-5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動, 停止の判断基準  
(格納容器破損を防止するための対応)

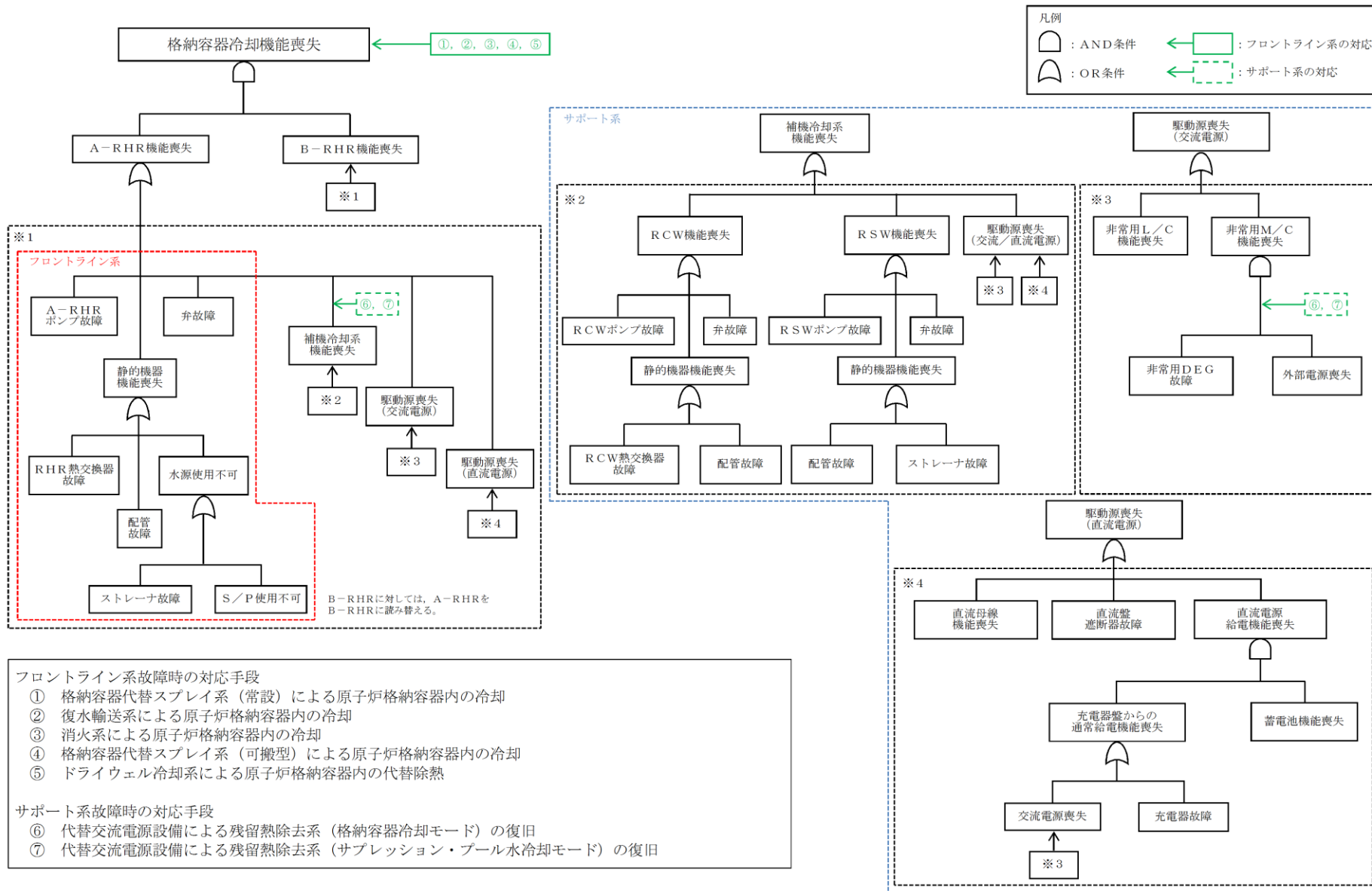
	スプレイ 起動の判断基準		圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	スプレイ 停止の判断基準		スプレイ流量 (m <sup>3</sup> /h)		
防止するための対応 格納容器破損を 格納容器代替スプレイ	除熱-1, 除熱-2	ドライウエル温度が 190℃ 以上の場合 <sup>※2</sup>	①D/W ②S/C <sup>※3</sup>	①D/W ②S/C <sup>※3</sup>	サブプレッション・プール 水位指示値が通常水位 +1.29m に到達した場合	120			
		ドライウエル温度が 171℃以下の場合 <sup>※2</sup>			サブプレッション・プール 水位指示値が通常水位 +1.29m に到達した場合				
ドライウエル圧力又はサブ プレッション・チェンバ圧力 が 640kPa[gage] 以上の場合	①D/W ②S/C <sup>※3</sup>	①D/W ②S/C <sup>※3</sup>	ドライウエル圧力又は サブプレッション・チェン バ圧力が 588kPa[gage] 以下の場合 <sup>※2</sup>						
RHR によるスプレイ	ドライウエル圧力又はサブ プレッション・チェンバ圧力 が 245kPa[gage] 以上もしくは ドライウエル温度が 171℃又はサブプレッショ ン・チェンバ温度が 104℃の 場合	D/W S/C	D/W S/C	ドライウエル圧力指示 値が 13.7kPa[gage] 未満 まで低下した場合	1218				
抑制するための対応 <sup>※1</sup> 原子炉格納容器の過温を	注水-3a	格納容器代替スプレイ	原子炉圧力容器下鏡部温度 指示値が 300℃に到達した 場合	D/W	—	注水-3a	格納容器代替スプレイ	ベDESTAL 水位が 2.4m に到達した場合	120

①, ②は優先順位を示す。

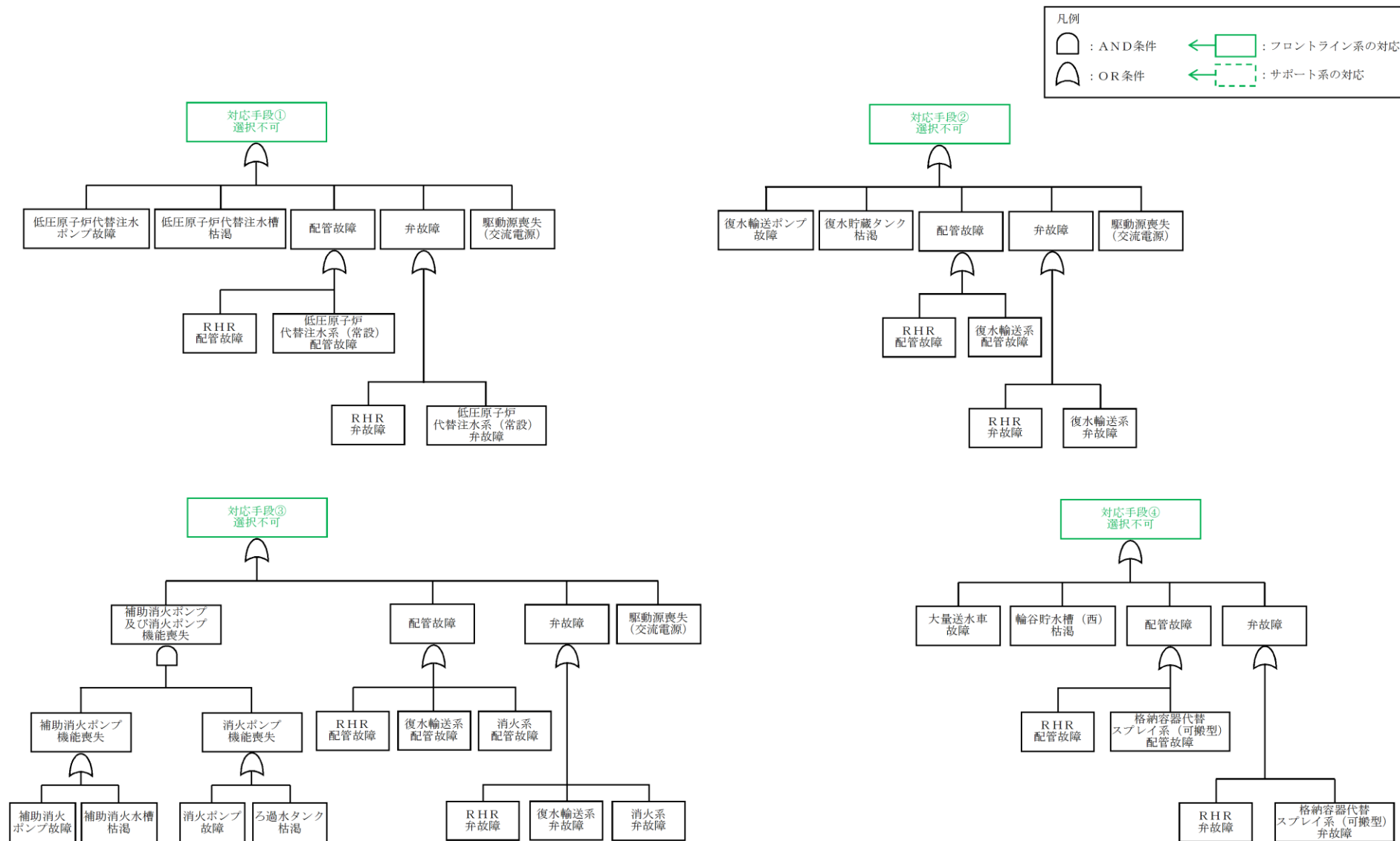
※1 : 原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで, 格納容器温度の上昇を抑制し, 逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし, 本操作をしない場合であっても, 評価上, 原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間, 逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

※2 : 外部からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

※3 : 復水輸送系, 消火系による格納容器内へのスプレイに限る。



第 1.6-1 図 機能喪失原因対策分析(1 / 2)



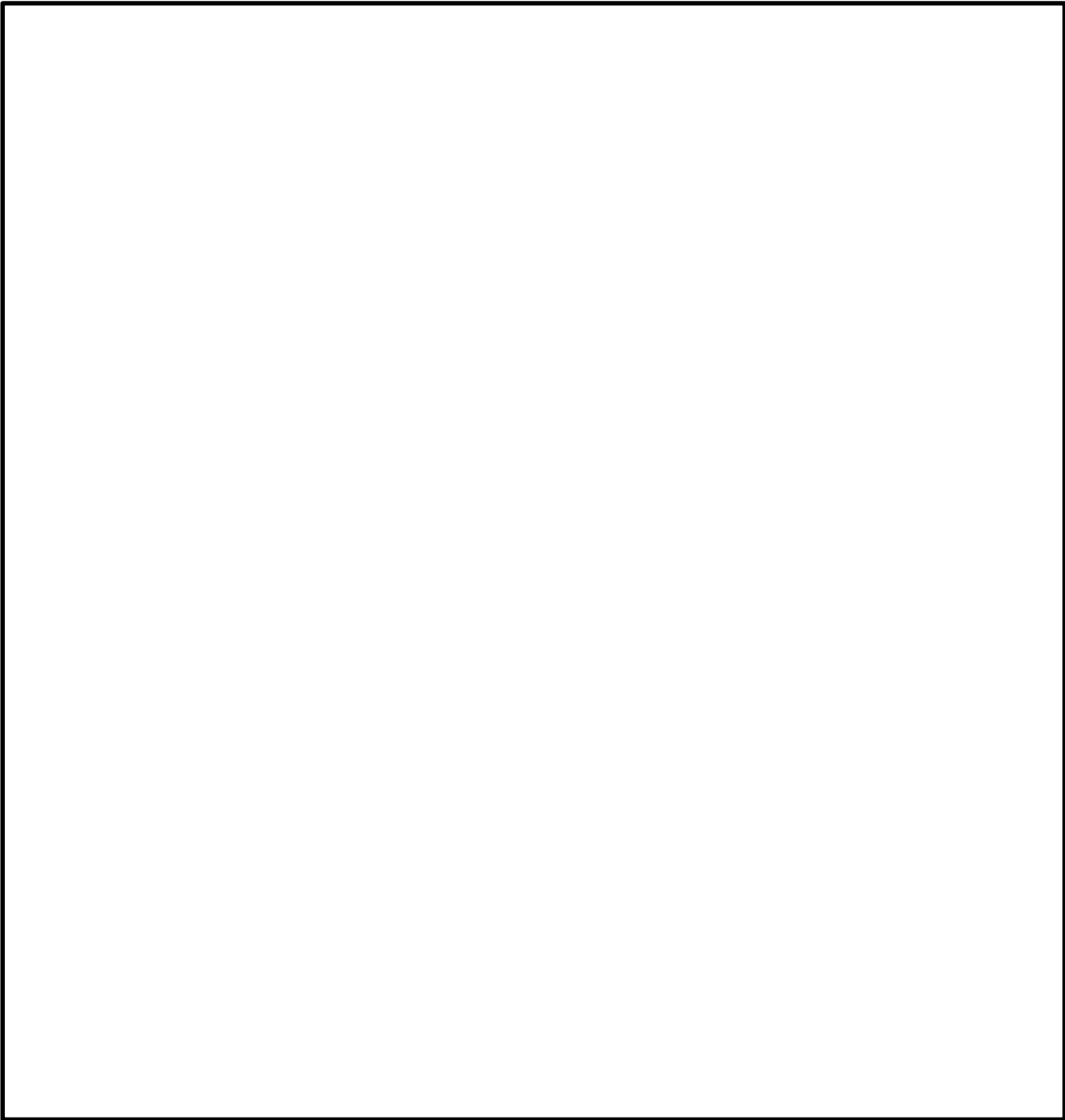
第 1.6-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
格納容器冷却機能喪失	A-RHR機能喪失 ※1	RHRポンプ故障							
		弁故障							
		静的機器機能喪失	RHR熱交換器故障						
			配管故障						
			水源使用不可	S/P使用不可					
		補機冷却系機能喪失	RCW機能喪失	RCWポンプ故障					
				弁故障					
				静的機器機能喪失	RCW熱交換器故障				
			RSW機能喪失	RSWポンプ故障					
				弁故障					
				静的機器機能喪失	配管故障				
		駆動源喪失(交流/直流電源)	※2同様						
		駆動源喪失(交流電源) ※2	非常用L/C機能喪失	※3同様					
			非常用M/C機能喪失	非常用DEG故障					
			外部電源喪失						
	駆動源喪失(直流電源) ※3	直流母線機能喪失							
		直流盤遮断器故障							
		直流母線への直流電源給電機能喪失	蓄電池機能喪失						
			充電器故障						
	充電器盤からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	※2同様						
B-RHR機能喪失	※1同様								

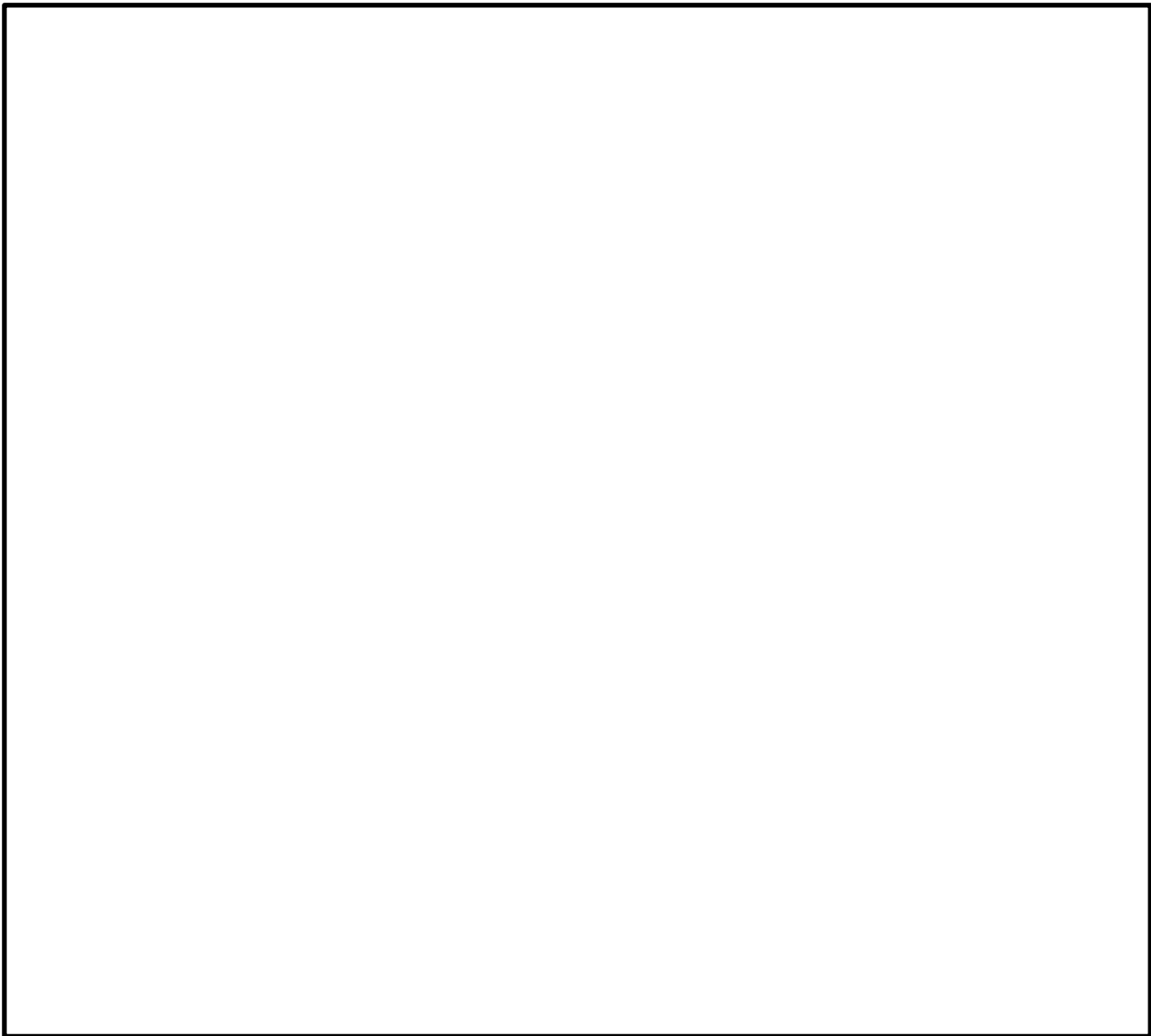
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.6-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



第 1.6-2 図 EOP [PCV 圧力制御] における対応フロー

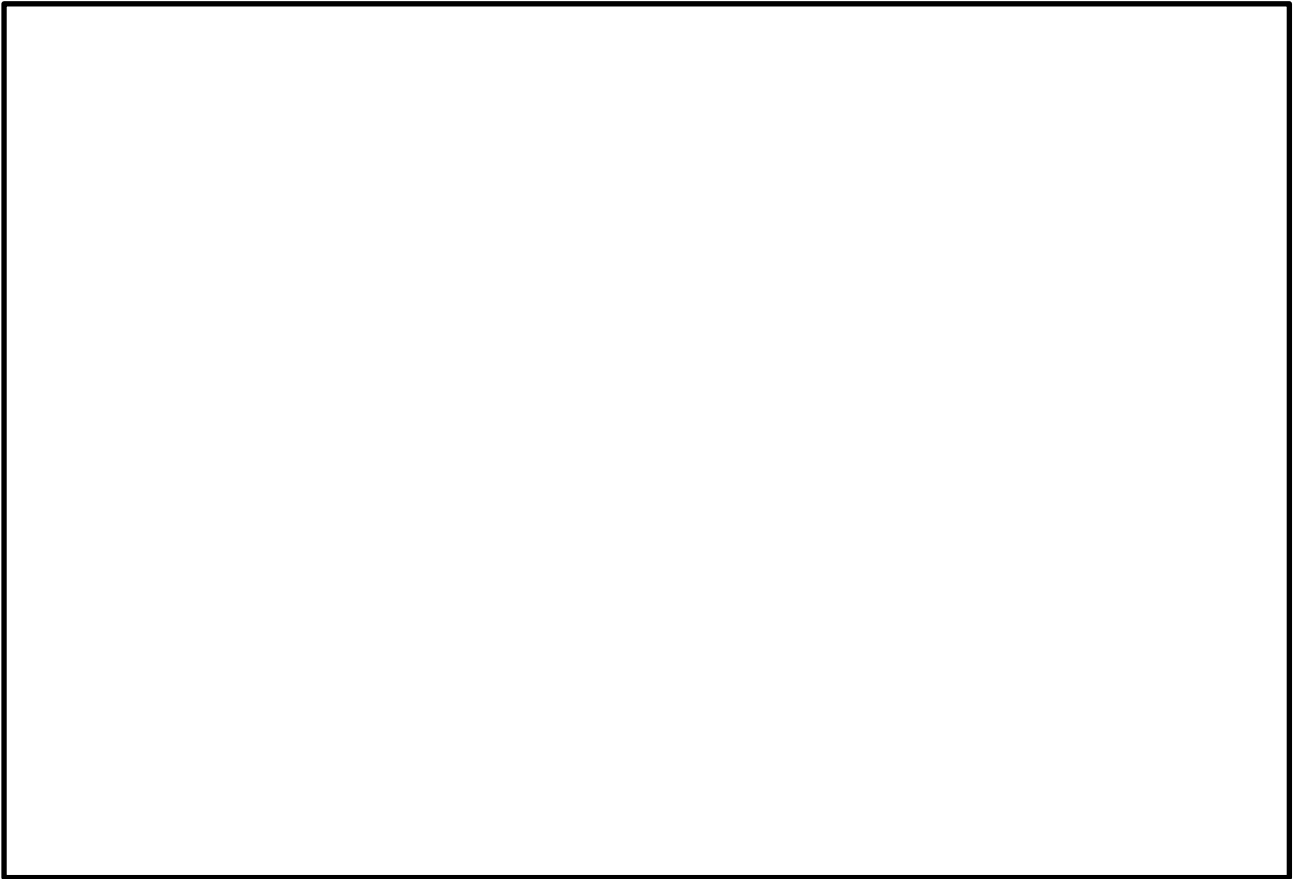
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



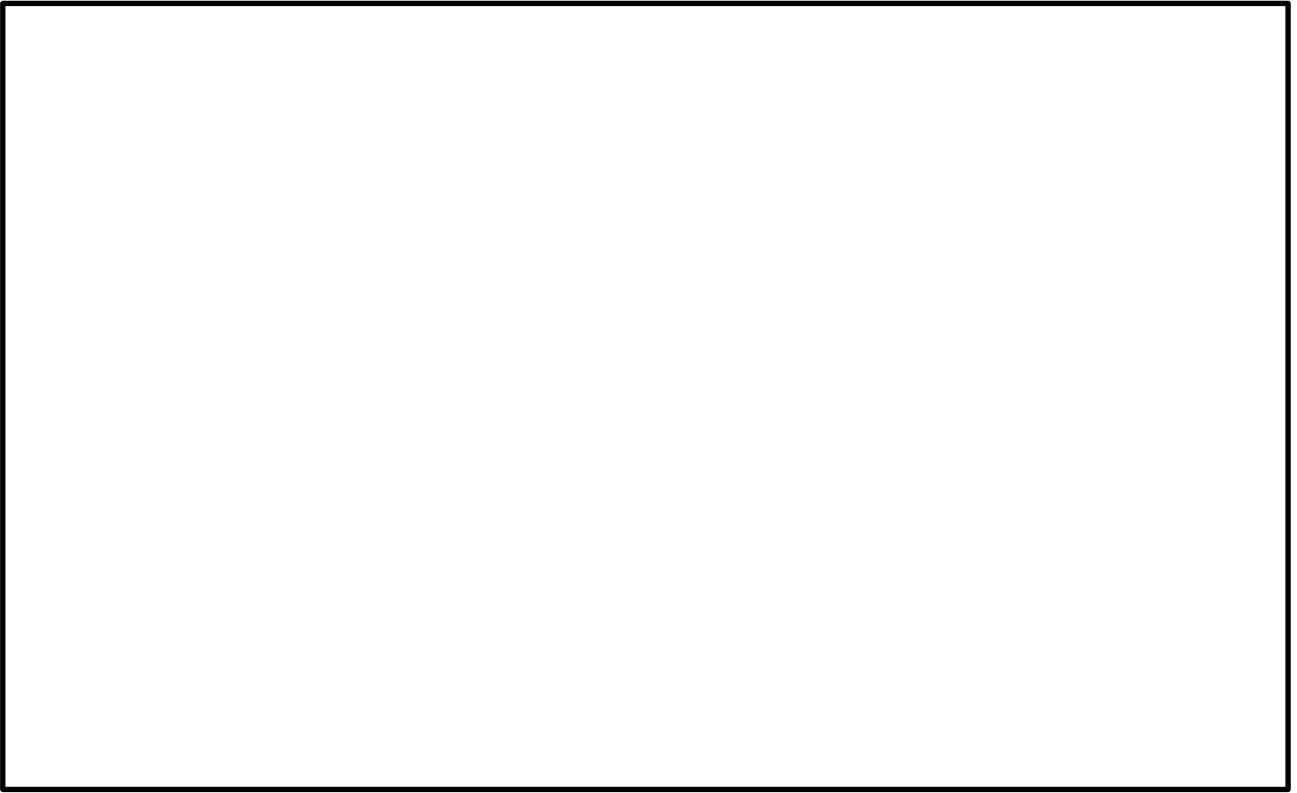
第 1.6-3 図 EOP [D/W温度制御]における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

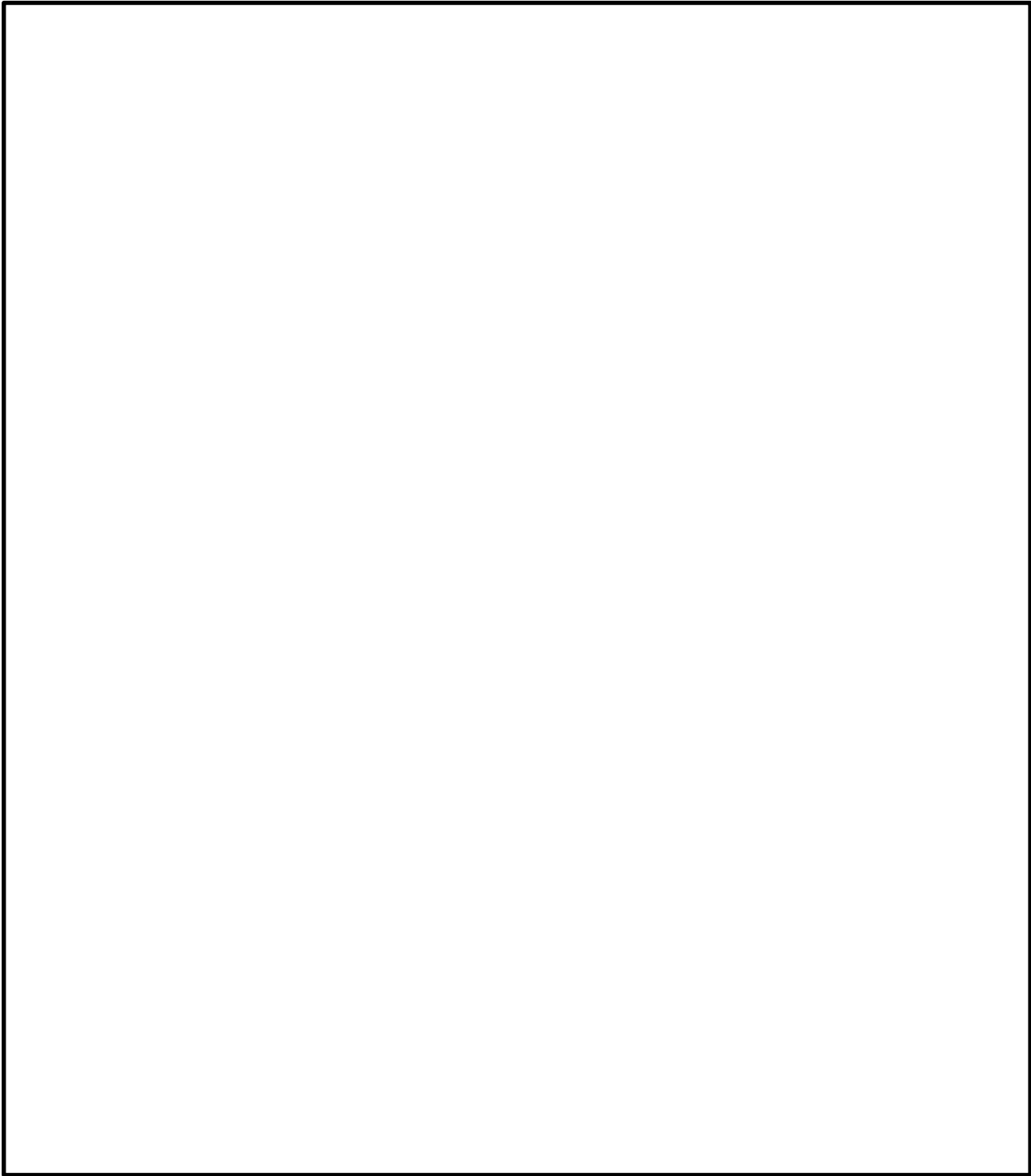




第 1.6-4 図 EOP[S/C温度制御]における対応フロー

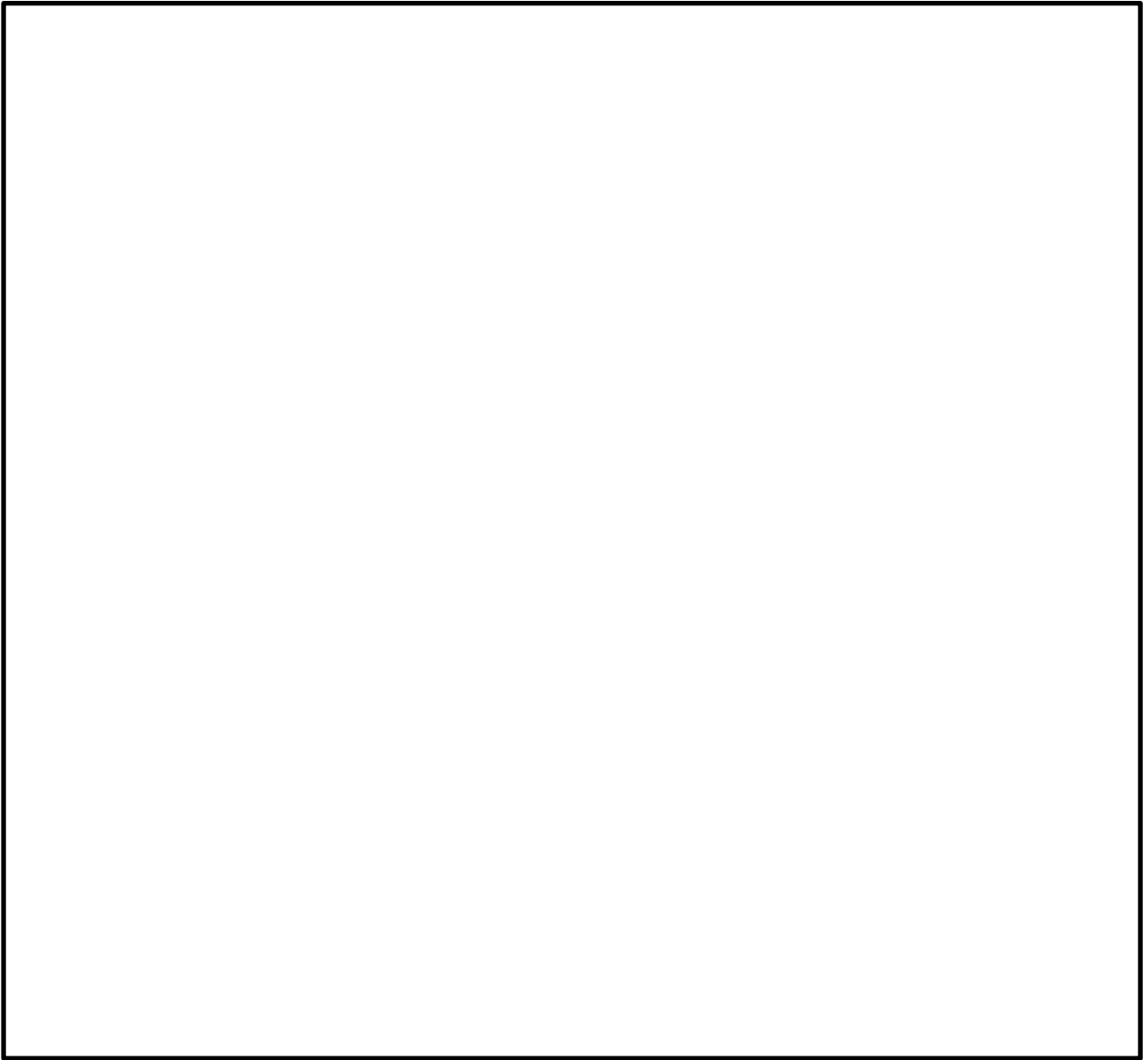


第 1.6-5 図 EOP[S/C水位制御]における対応フロー



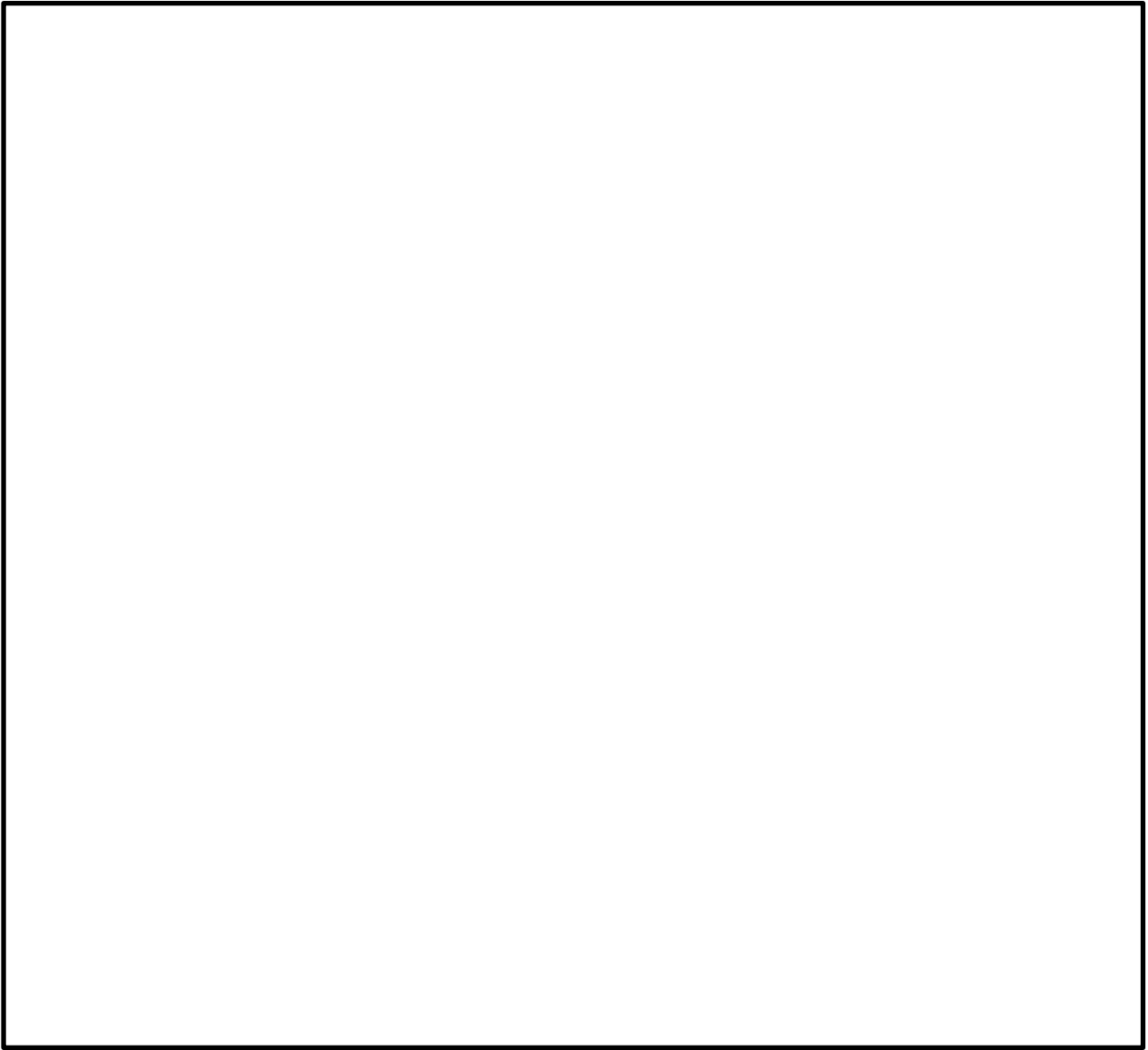
第 1.6-6 図 SOP（注水-3 a）格納容器内冷却の対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



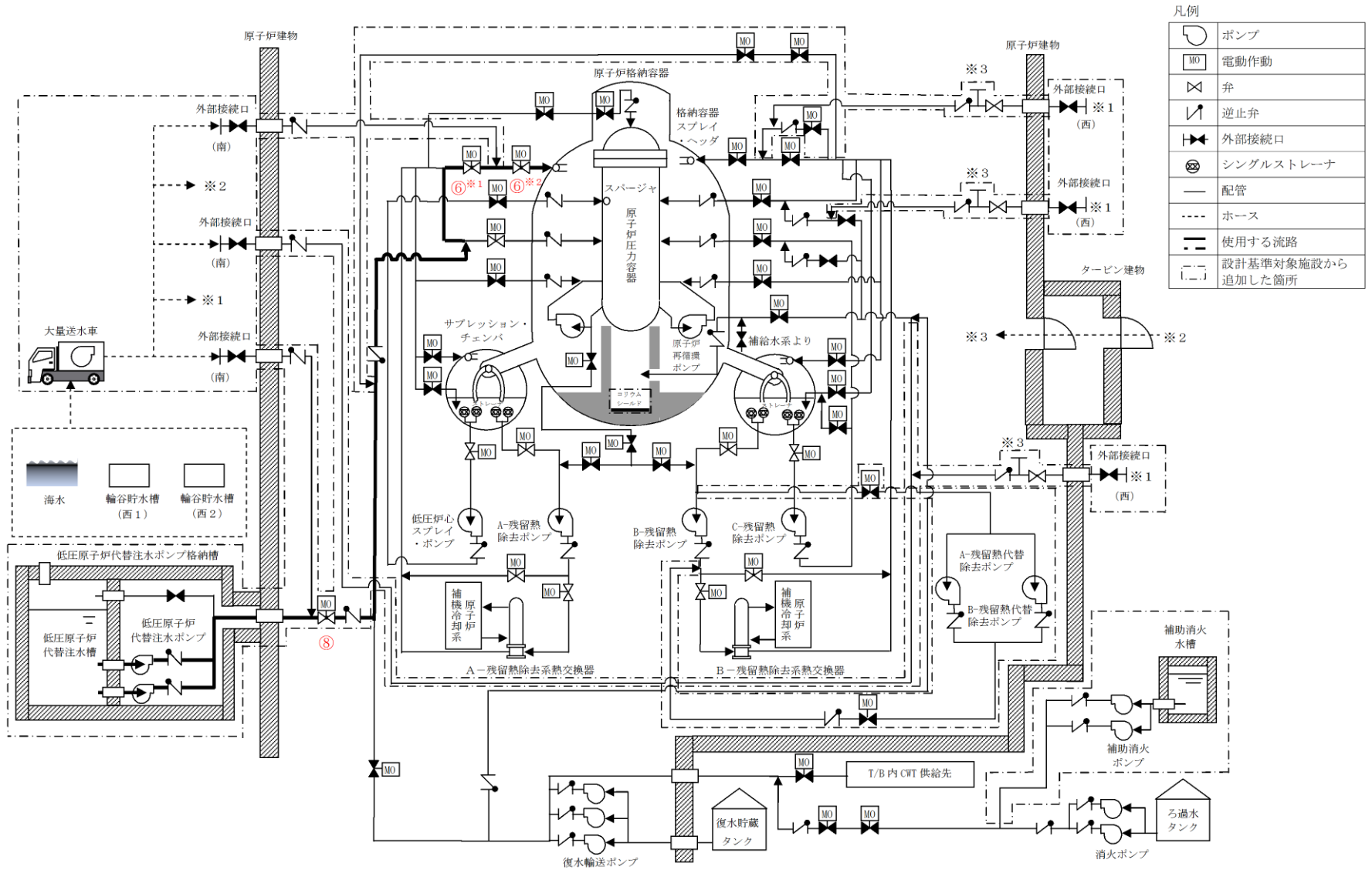
第 1.6-7 図 SOP (除熱-1) 格納容器内冷却の対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.6-8 図 SOP (除熱-2) 格納容器内冷却の対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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。

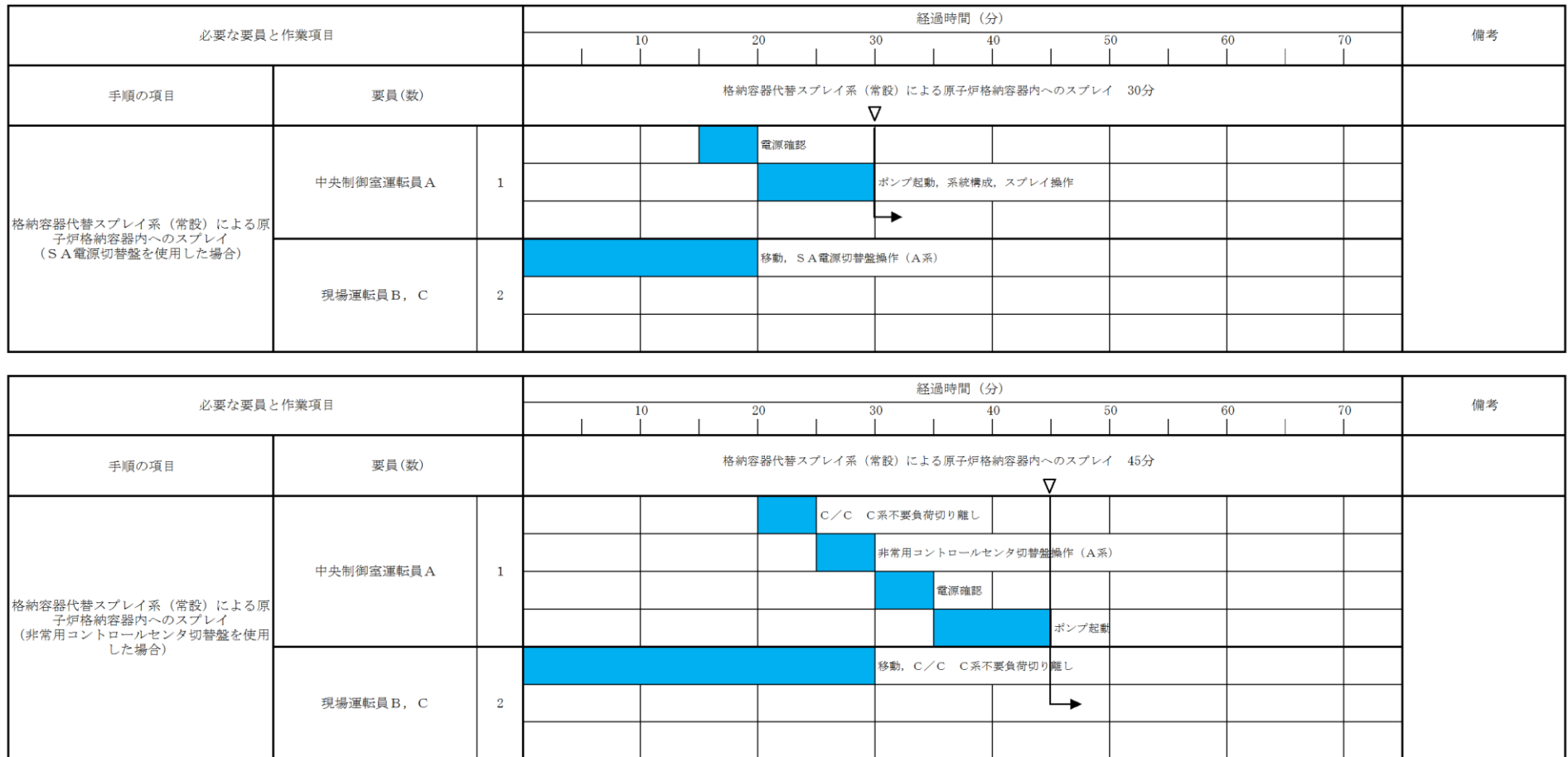
第 1.6-9 図 格納容器代替スプレー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレー 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥ <sup>*1</sup>	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑥ <sup>*2</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧	F L S R注水隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

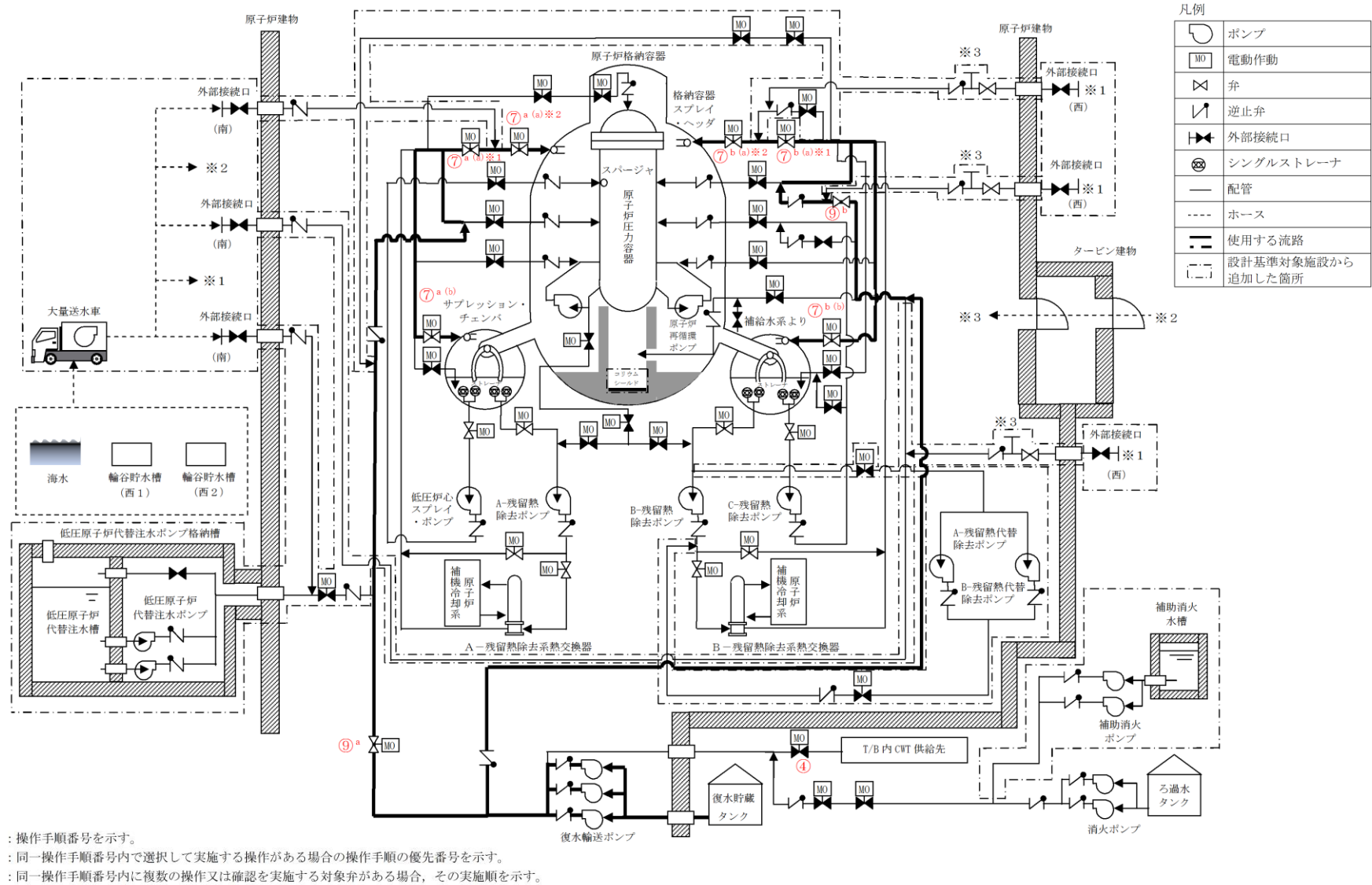
○<sup>\*1</sup>~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.6-9図 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図(2/2)



第 1.6-10 図 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート





第 1.6-11 図 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー 概要図(1/2)

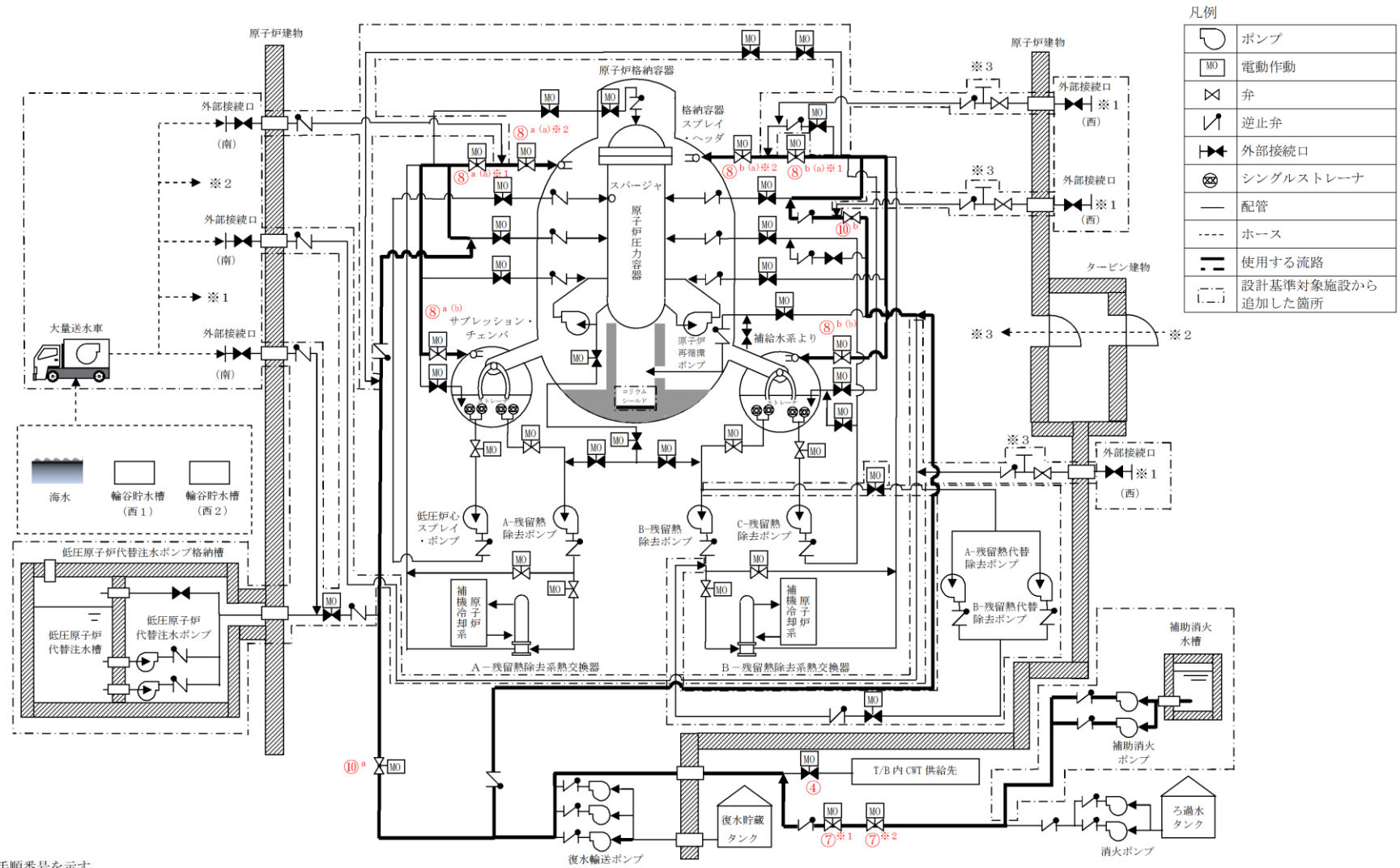
操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑦ <sup>a(a)※1</sup>	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑦ <sup>a(a)※2</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦ <sup>a(b)</sup>	A-RHRトールススプレイ弁
⑦ <sup>b(a)※1</sup>	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑦ <sup>b(a)※2</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦ <sup>b(b)</sup>	B-RHRトールススプレイ弁
⑨ <sup>a</sup>	A-RHR RPV代替注水弁
⑨ <sup>b</sup>	B-RHR注水配管洗浄元弁

- 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。  
○<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 1.6-11 図 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 20分 ▽								
復水輸送系による 原子炉格納容器内へのスプレイ 【A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する 場合】	中央制御室運転員A	1	電源確認							
			バイパス流防止操作							
			ポンプ起動, 系統構成, 流量調整							
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 30分 ▽								
復水輸送系による 原子炉格納容器内へのスプレイ 【B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する 場合】	中央制御室運転員A	1	電源確認							
			バイパス流防止操作							
			ポンプ起動, 系統構成							
	現場運転員B, C	2		移動, 系統構成, 流量調整						

第 1.6-12 図 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート

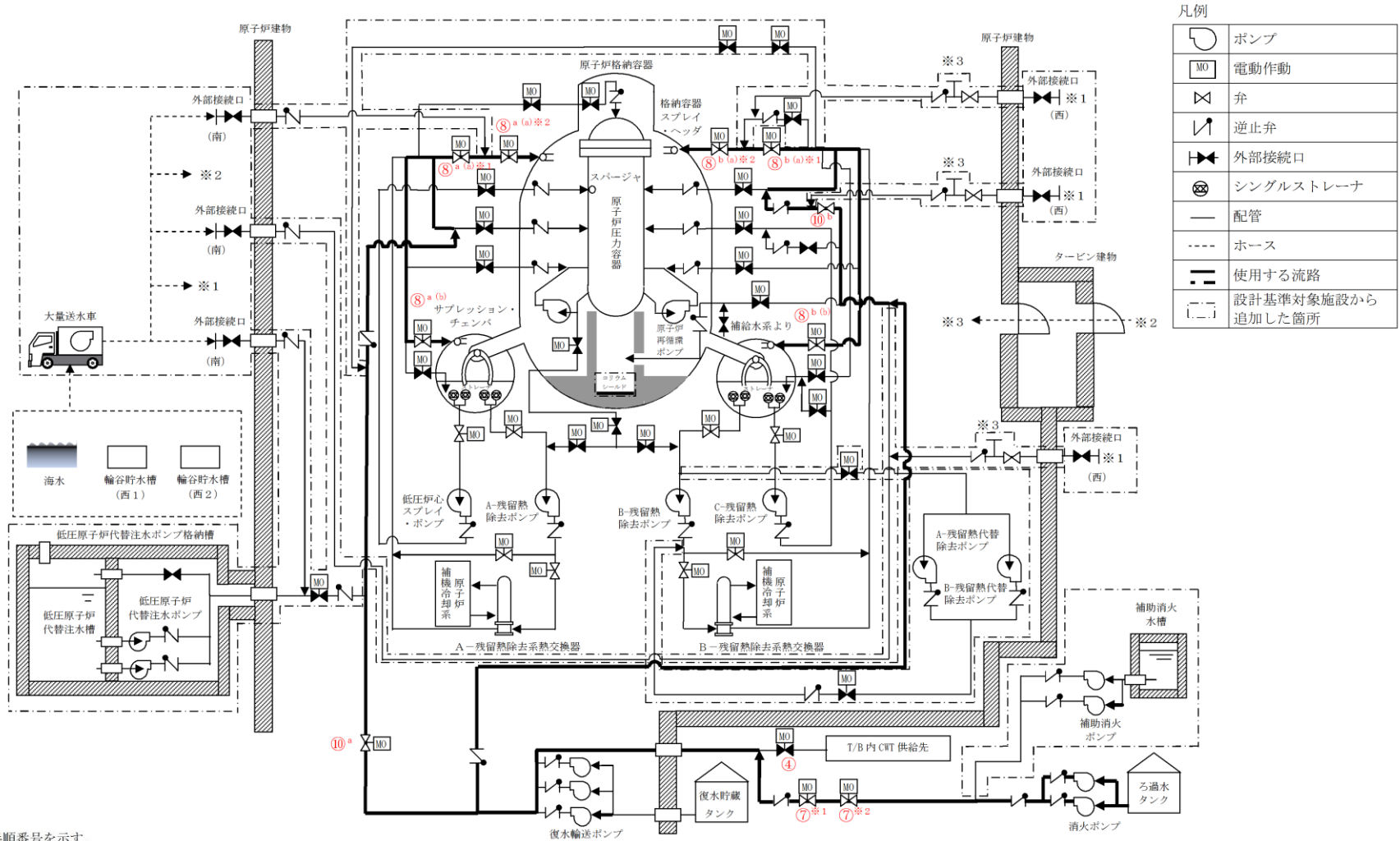


第 1.6-13 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー 概要図  
(補助消火ポンプを使用した場合) (1 / 4)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑦ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑦ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧ <sup>a(a)*1</sup>	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑧ <sup>a(a)*2</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a(b)</sup>	A-RHRトールスプレイ弁
⑧ <sup>b(a)*1</sup>	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑧ <sup>b(a)*2</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>b(b)</sup>	B-RHRトールスプレイ弁
⑩ <sup>a</sup>	A-RHR RPV代替注水弁
⑩ <sup>b</sup>	B-RHR注水配管洗浄元弁

- 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。  
○<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 1.6-13 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図  
(補助消火ポンプを使用した場合) (2 / 4)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

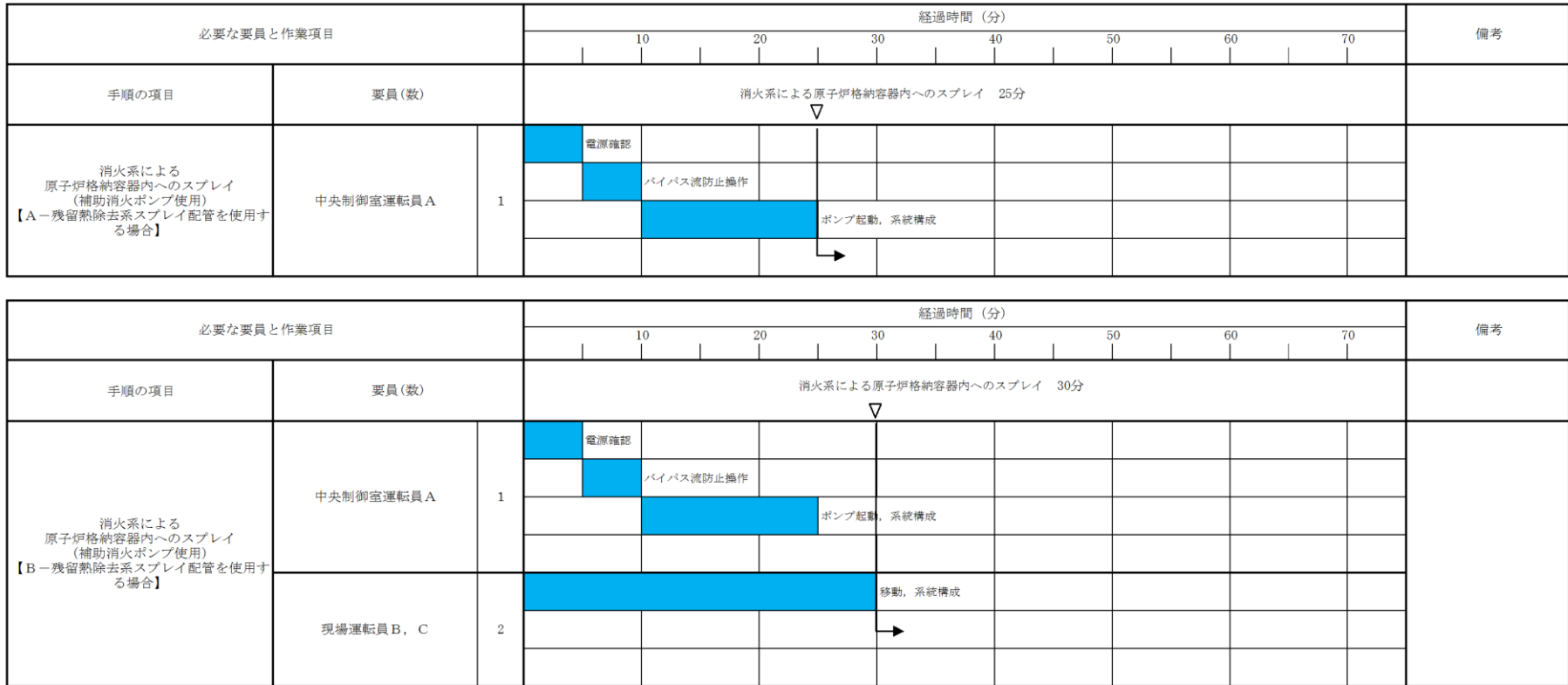
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○\*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.6-13 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー 概要図  
 (消火ポンプを使用した場合) (3 / 4)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑦ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑦ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧ <sup>a(a)*1</sup>	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑧ <sup>a(a)*2</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a(b)</sup>	A-RHRトールススプレイ弁
⑧ <sup>b(a)*1</sup>	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑧ <sup>b(a)*2</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧ <sup>b(b)</sup>	B-RHRトールススプレイ弁
⑩ <sup>a</sup>	A-RHR RPV代替注水弁
⑩ <sup>b</sup>	B-RHR注水配管洗浄元弁

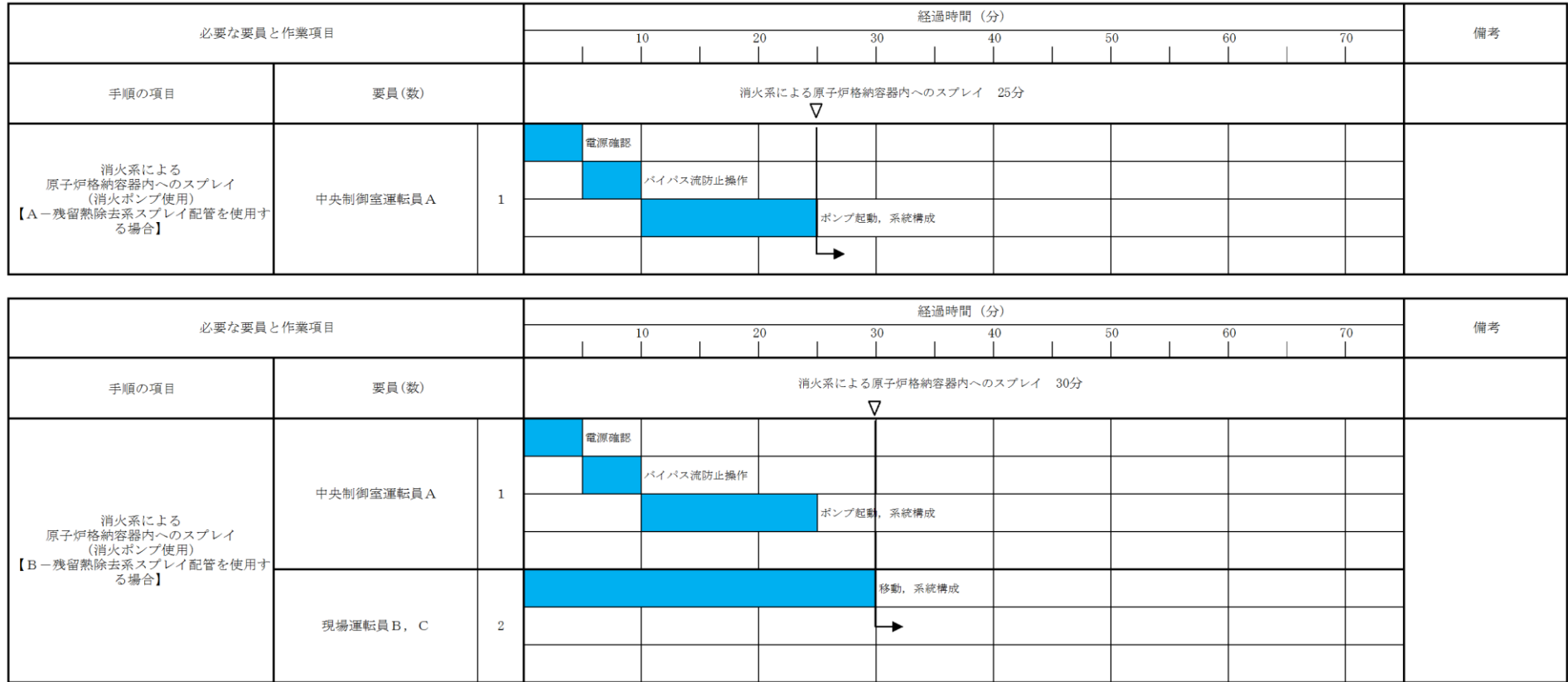
- 記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
○<sup>a~</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
○<sup>\*1~</sup> : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.6-13 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図  
(消火ポンプを使用した場合) (4 / 4)

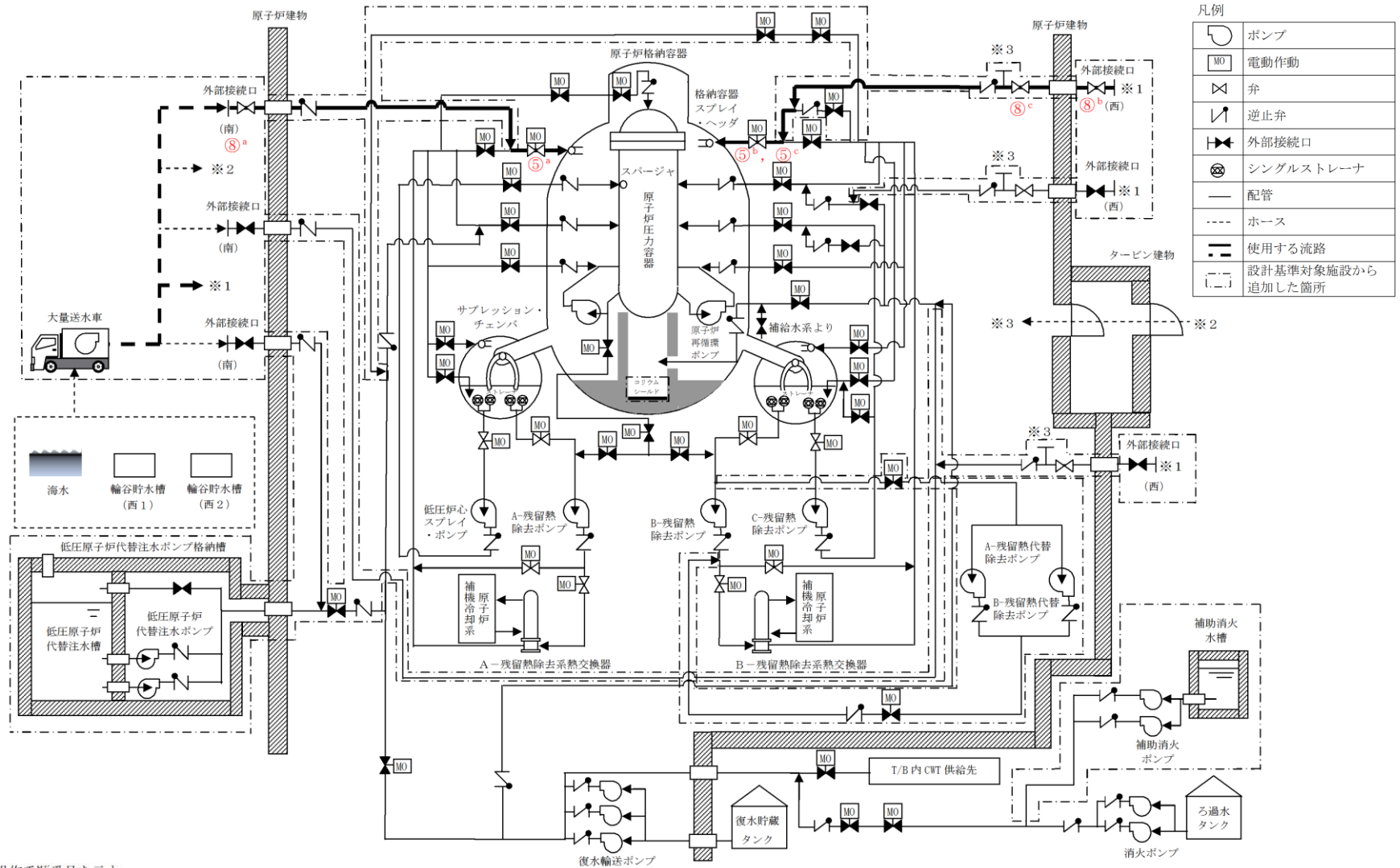


第 1.6-14 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレィ タイムチャート  
(補助消火ポンプを使用した場合) (1 / 2)





第 1.6-14 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー タイムチャート (消火ポンプを使用した場合) (2 / 2)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○\*~ : 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 1.6-15 図 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水／海水） 概要図  
 （交流動力電源が確保されている場合）（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁
⑤ <sup>b</sup> , ⑤ <sup>c</sup>	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

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。

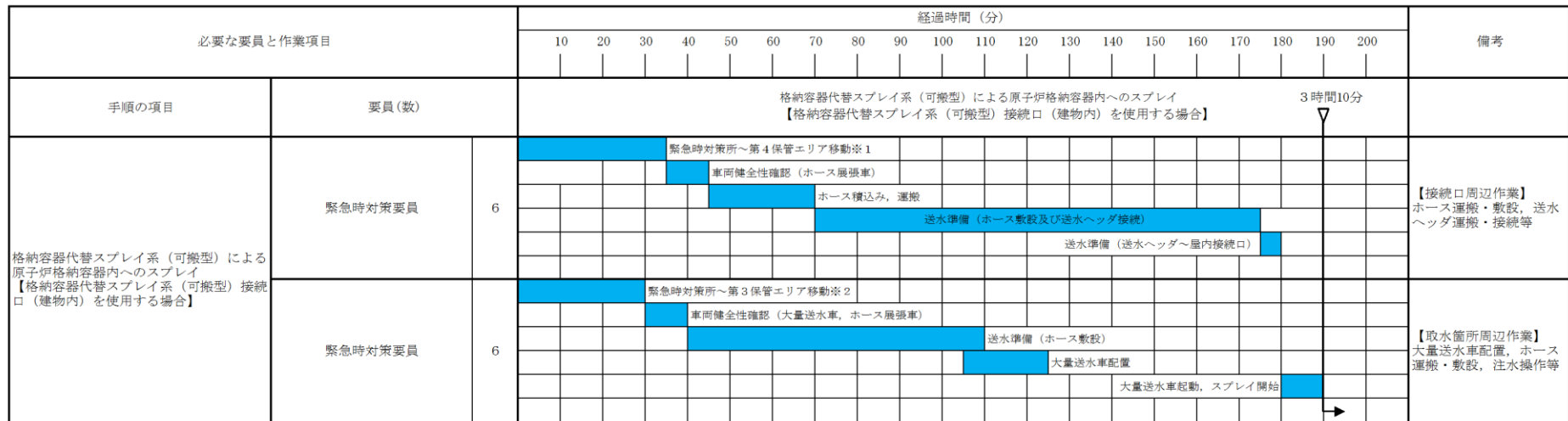
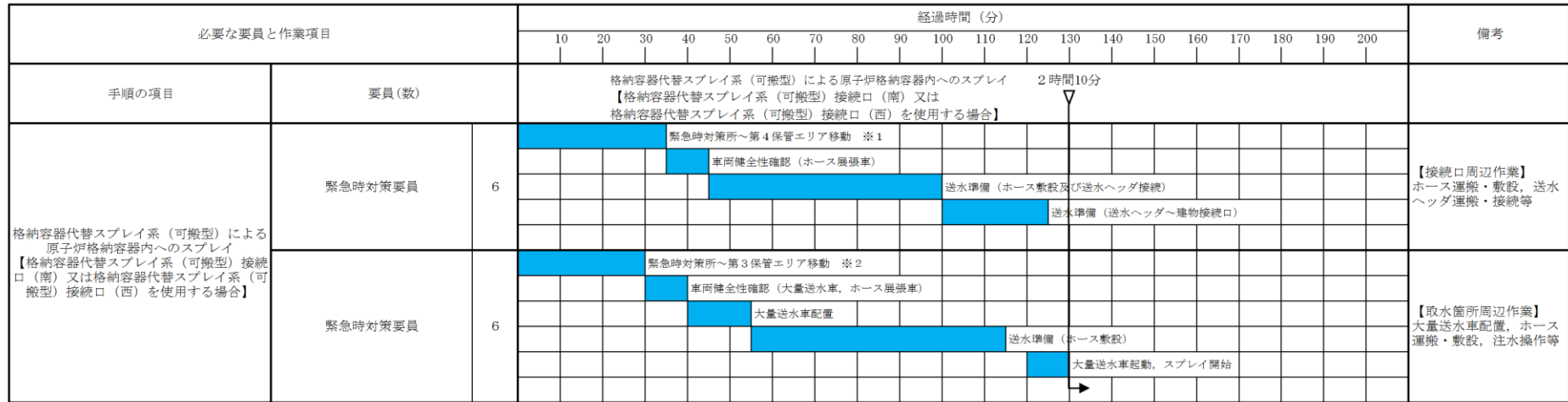
第 1.6-15 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 概要図  
（交流動力電源が確保されている場合）（2 / 2）

必要な要員と作業項目			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	要員(数)		系統構成完了 25分																		
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器内へのスプレイ 【交流動力電源が確保されている場合】 (SA電源切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認																		※1
			系統構成																		
	現場運転員B, C	2	移動, SA電源切替盤操作 (B系)																		

必要な要員と作業項目			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	要員(数)		系統構成完了 40分																			
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器内へのスプレイ 【交流動力電源が確保されている場合】 (非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員A	1	C/C D系不要負荷切り離し																		※1	
			非常用コントロールセンタ切替盤操作 (B系)																			
	現場運転員B, C	2	電源確認																			
			系統構成																			

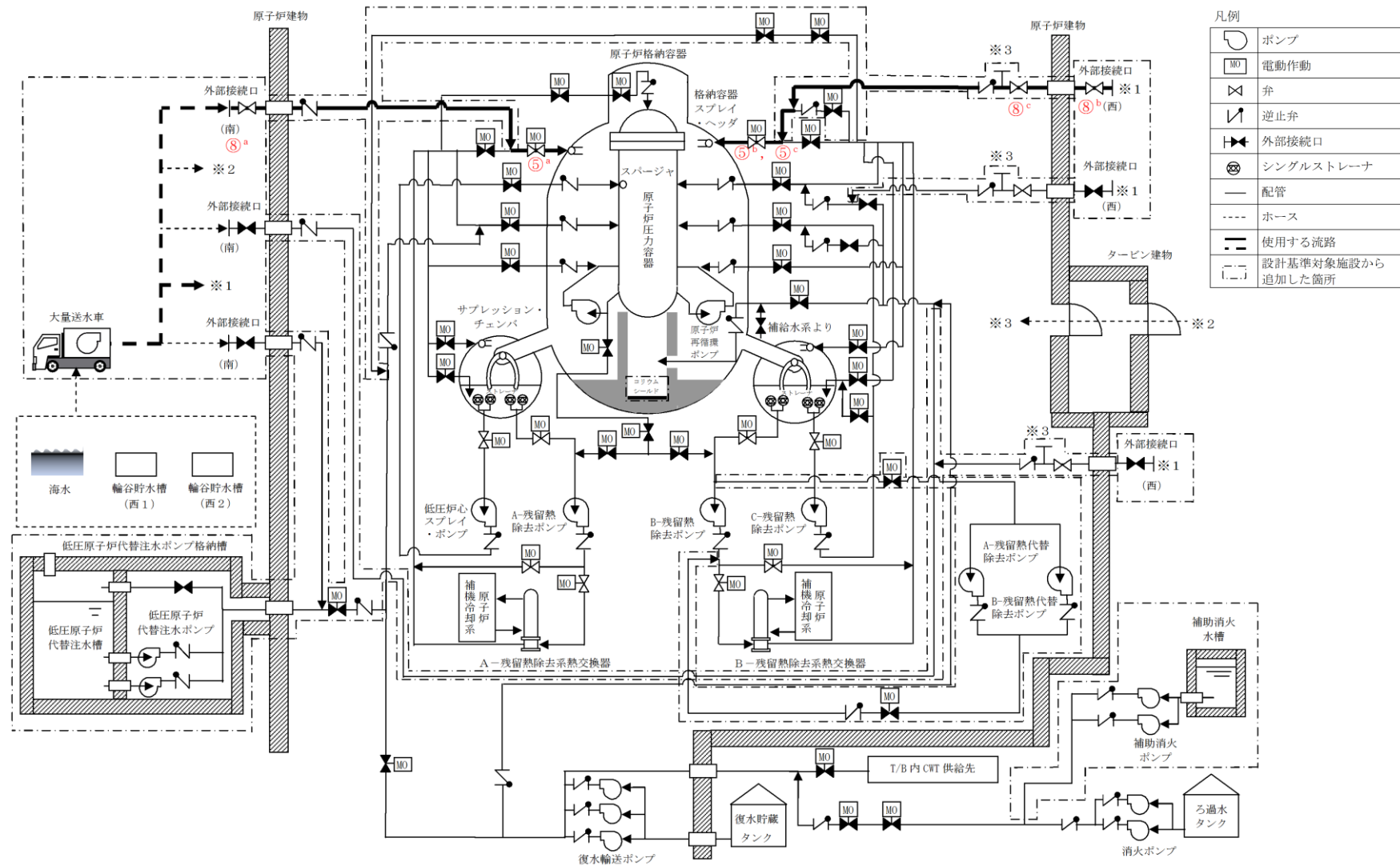
※1：格納容器代替スプレイ系B系の系統構成を示す。また、格納容器代替スプレイ系A系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、SA電源切替盤を使用した場合系統構成完了まで25分以内、非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合系統構成完了まで40分以内で可能である。

第 1.6-16 図 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)  
(系統構成) タイムチャート(交流動力電源が確保されている場合)(1/2)



※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第 1.6-16 図 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)  
 タイムチャート(2/2)



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 1.6-17 図 格納容器代替スプレー系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレー (淡水/海水) 概要図 (全交流動力電源が喪失している場合) (1 / 2)

操作手順	弁名称
⑤ <sup>a</sup>	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁
⑤ <sup>b</sup> , ⑤ <sup>c</sup>	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
⑧ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑧ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

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。

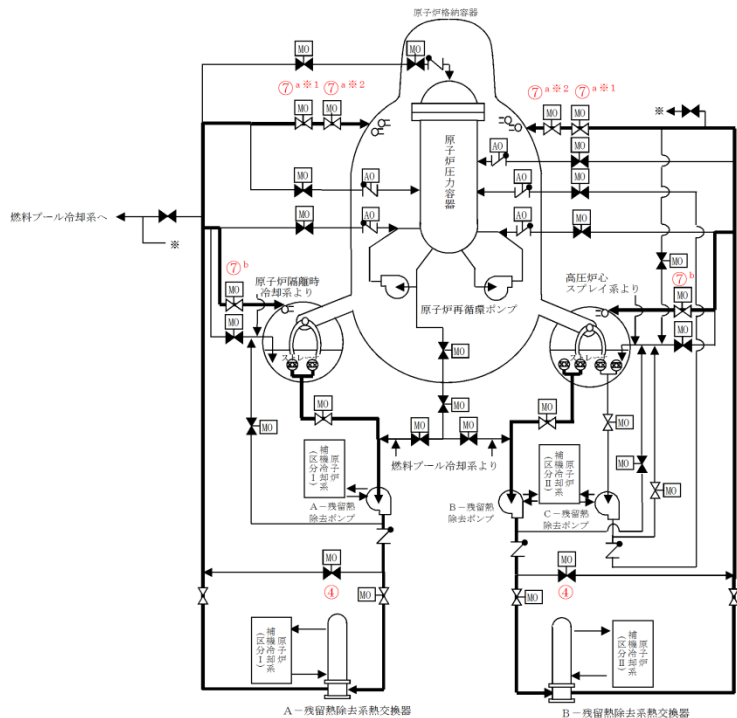
第 1.6-17 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 概要図  
（全交流動力電源が喪失している場合）（2 / 2）

必要な要員と作業項目			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	要員(数)		系統構成完了 40分 ▽																		
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による 原子炉格納容器内へのスプレイ  【全交流動力電源が喪失している場合】	中央制御室運転員A	1	電源確認																		※1
	現場運転員B, C	2	移動, 系統構成																		

※1：格納容器代替スプレイ系A系の系統構成を示す。また、格納容器代替スプレイ系B系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、系統構成完了まで40分以内で可能である。

第 1.6-18 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）  
（系統構成）タイムチャート（全交流動力電源が喪失している場合）





凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
④	A-熱交バイパス弁/B-熱交バイパス弁
⑦ <sup>a</sup> ※1	A-RHRドライウェル第1スプレー弁/B-RHRドライウェル第1スプレー弁
⑦ <sup>a</sup> ※2	A-RHRドライウェル第2スプレー弁/B-RHRドライウェル第2スプレー弁
⑦ <sup>b</sup>	A-RHRトールラススプレー弁/B-RHRトールラススプレー弁

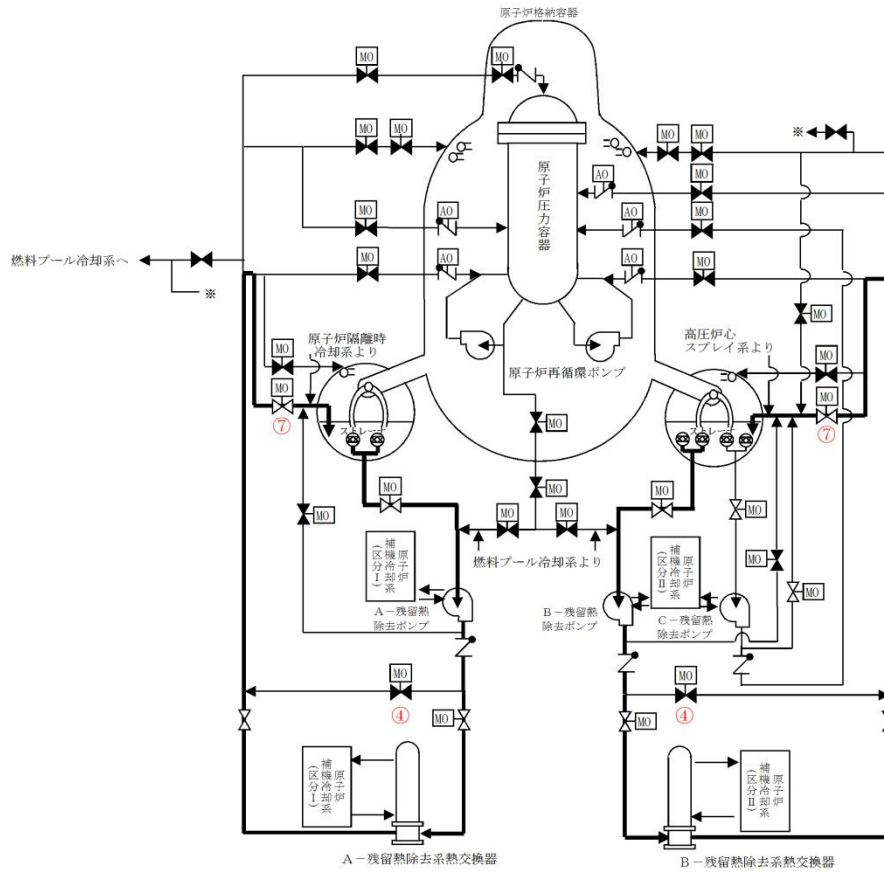
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.6-19 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 10分								
残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A	1	電源確認							※1
			ポンプ起動, 流量調整							
			▶							

※1：残留熱除去系A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイを示す。また、残留熱除去系B系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、除熱開始まで10分以内で可能である。

第 1.6-20 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
④	A-熱交バイパス弁/B-熱交バイパス弁
⑦	A-RHRテスト弁/B-RHRテスト弁

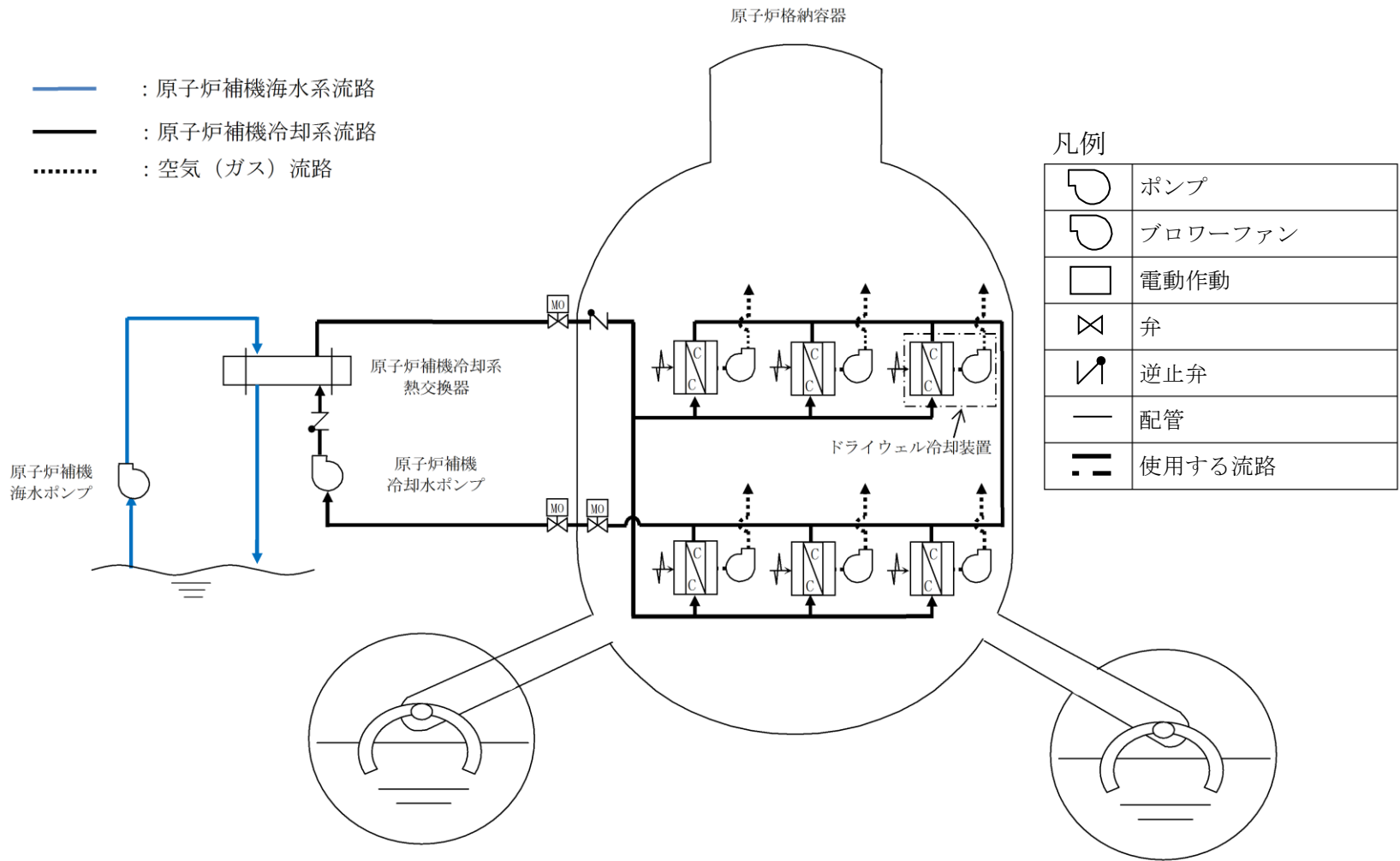
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.6-21 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 概要図

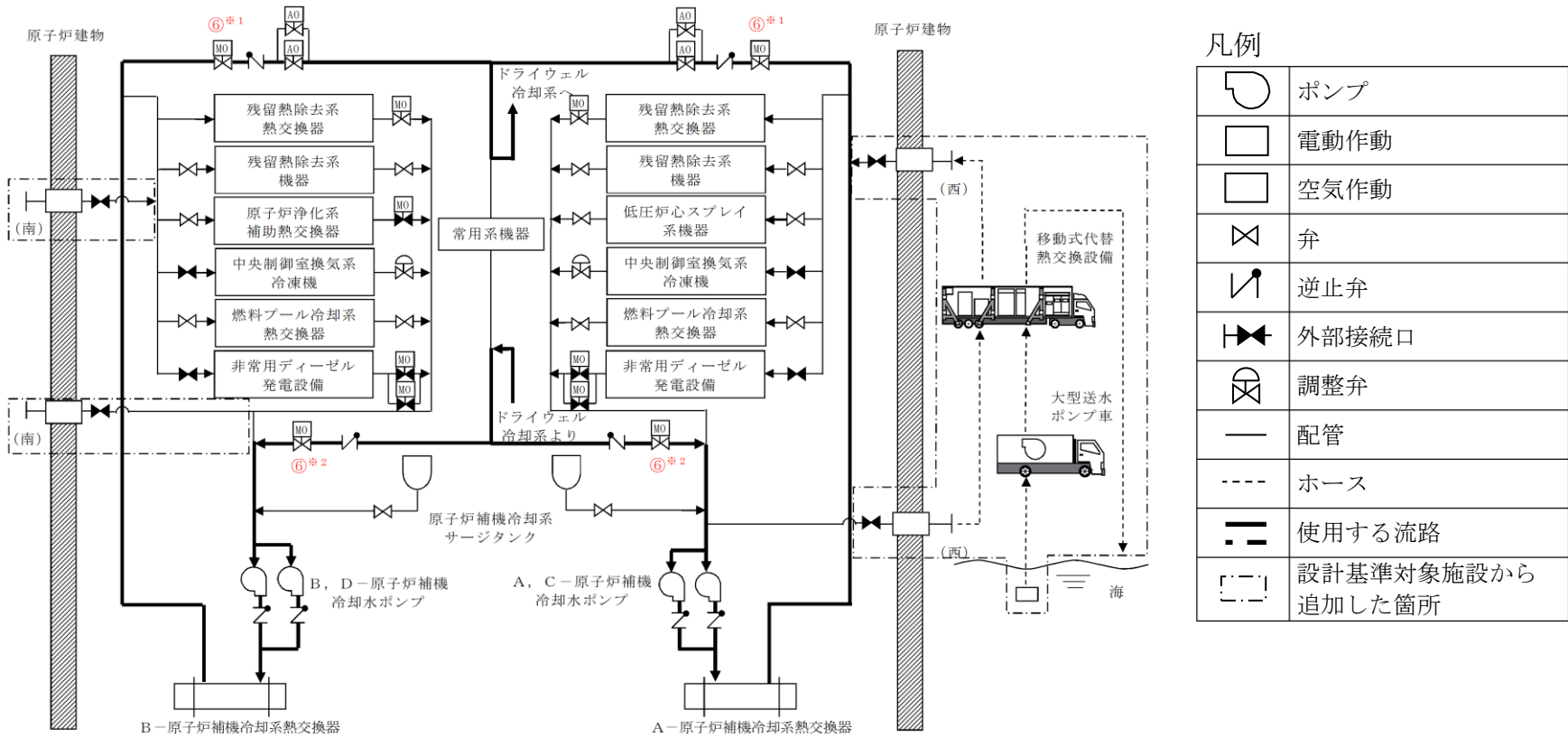
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)	残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱 10分								
残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール除熱	中央制御室運転員 A	1	▽	電源確認						※1
			▶	ポンプ起動, 流量調整						
			▶							

※1 : 残留熱除去系 A 系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱を示す。また、残留熱除去系 B 系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱については、除熱開始まで10分以内で可能である。

第 1.6-22 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱 タイムチャート



第 1.6-23 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱（ドライウエル冷却系） 概要図



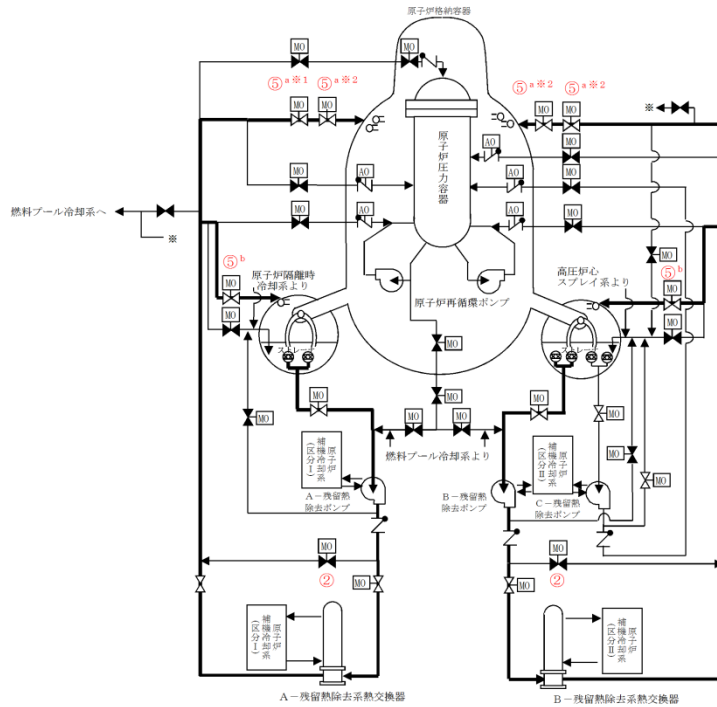
操作手順	弁名称
⑥*1	A-R C W常用補機冷却水入口切替弁 / B-R C W常用補機冷却水入口切替弁
⑥*2	A-R C W常用補機冷却水出口切替弁 / B-R C W常用補機冷却水出口切替弁

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 1.6-24 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱（原子炉補機冷却系） 概要図

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)								備考	
			10	20	30	40	50	60	70			
手順の項目	要員(数)		ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 45分									
ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	中央制御室運転員A	1	電源確認									
							系統構成, 冷却機起動					
							格納容器圧力監視					
	現場運転員B, C	2			移動, 隔離信号除外							

第 1.6-25 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
②	A-熱交バイパス弁/B-熱交バイパス弁
⑤ <sup>a</sup> *1	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁/B-RHRドライウェル第1スプレイ弁
⑤ <sup>a</sup> *2	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁/B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
⑤ <sup>b</sup>	A-RHRトーラススプレイ弁/B-RHRトーラススプレイ弁

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。

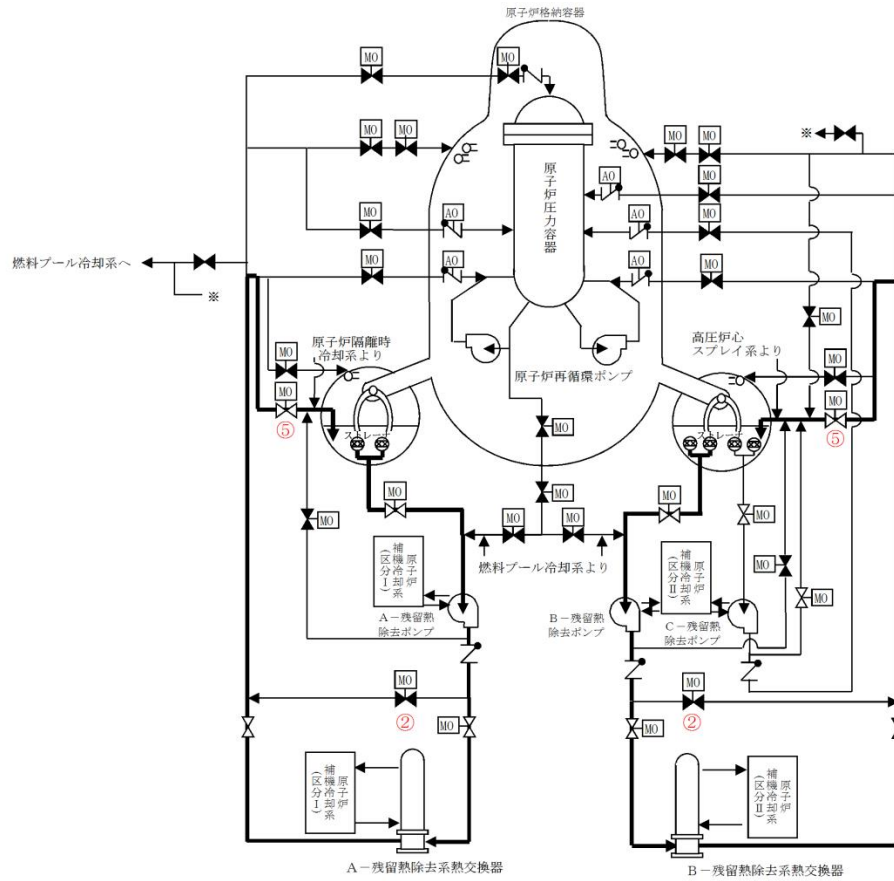
第 1.6-26 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図



必要な要員と作業項目			経過時間 (分)								備考
			10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)		残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 10分								
残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	中央制御室運転員 A	1	▽								※1
			→	ポンプ起動、流量調整							

※1：残留熱除去系A系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイを示す。また、残留熱除去系B系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、除熱開始まで10分以内で可能である。

第 1.6-27 図 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
②	A-熱交バイパス弁/B-熱交バイパス弁
⑤	A-RHRテスト弁/B-RHRテスト弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.6-28 図 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱 概要図

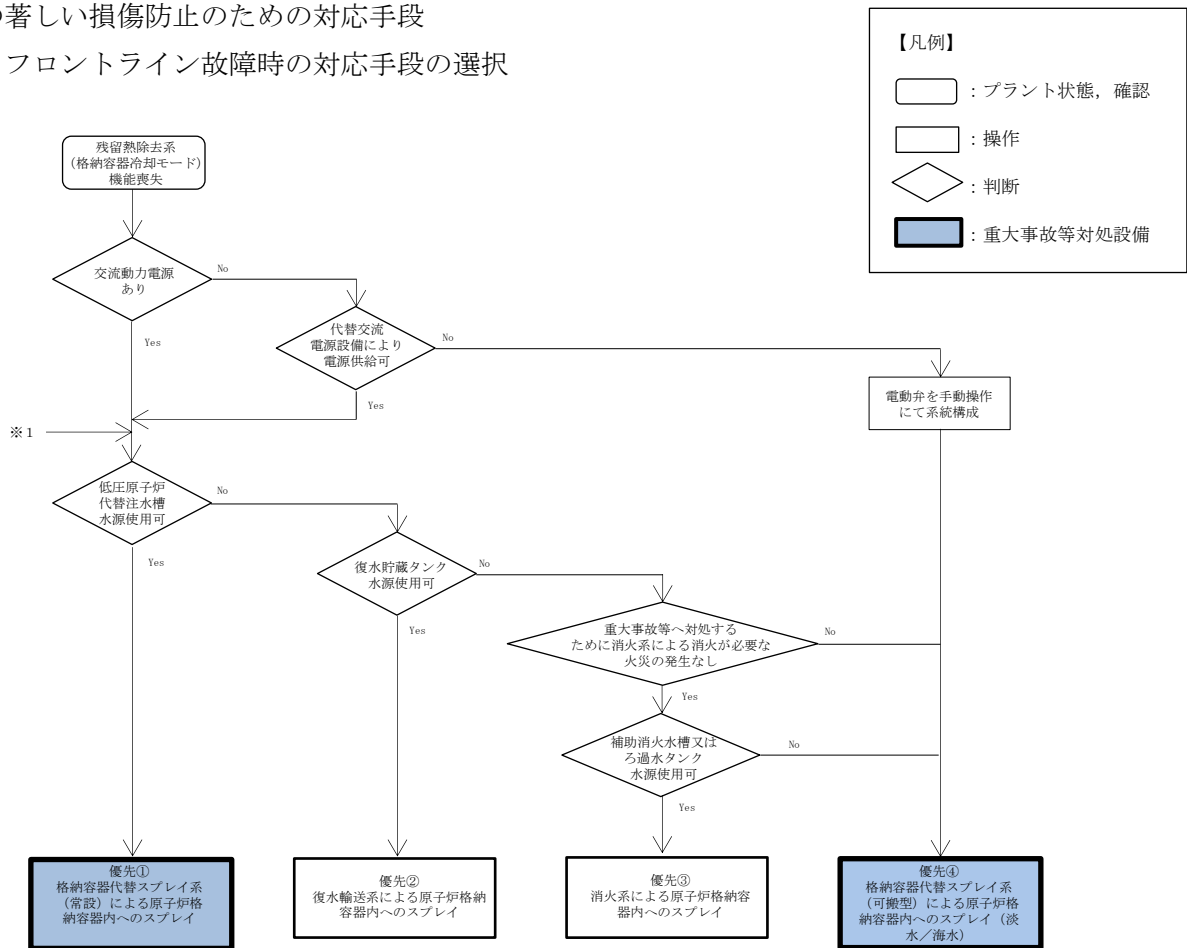
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)							備考	
			10	20	30	40	50	60	70		
手順の項目	要員(数)		残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水の除熱 10分							※1	
残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水除熱	中央制御室運転員A	1	▽	ポンプ起動, 流量調整							
			→								

※1：残留熱除去系A系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱を示す。また、残留熱除去系B系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱については、除熱開始まで10分以内で可能である。

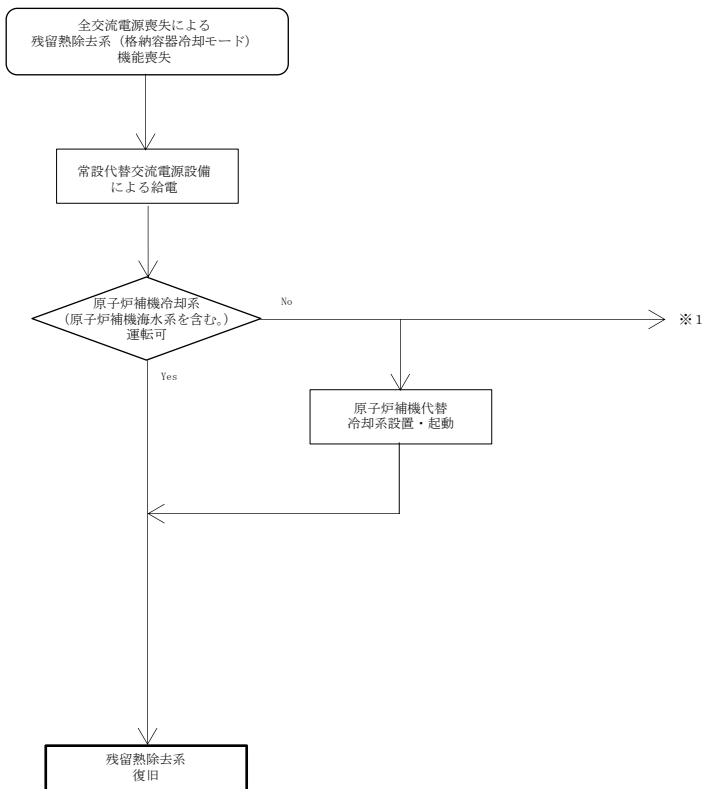
第 1.6-29 図 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水の除熱  
タイムチャート

炉心の著しい損傷防止のための対応手段

(1) フロントライン故障時の対応手段の選択



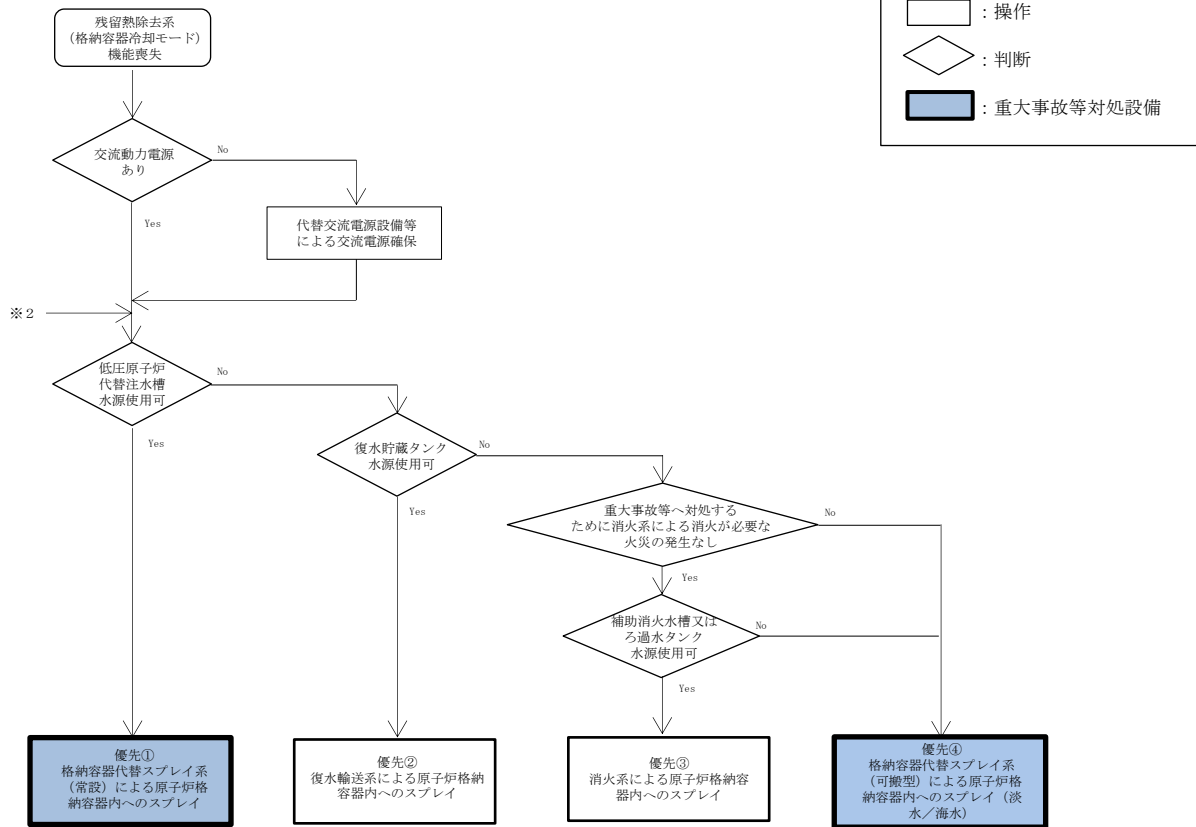
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



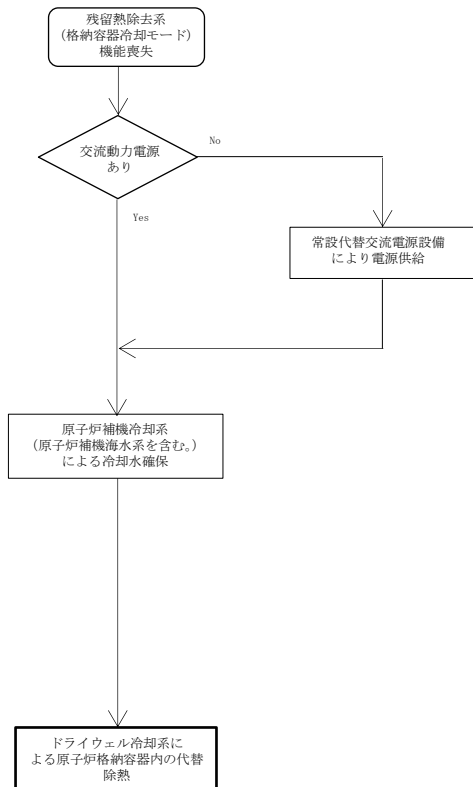
第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1 / 3)

原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段

(1) フロントライン故障時の対応手段の選択 (1 / 2)

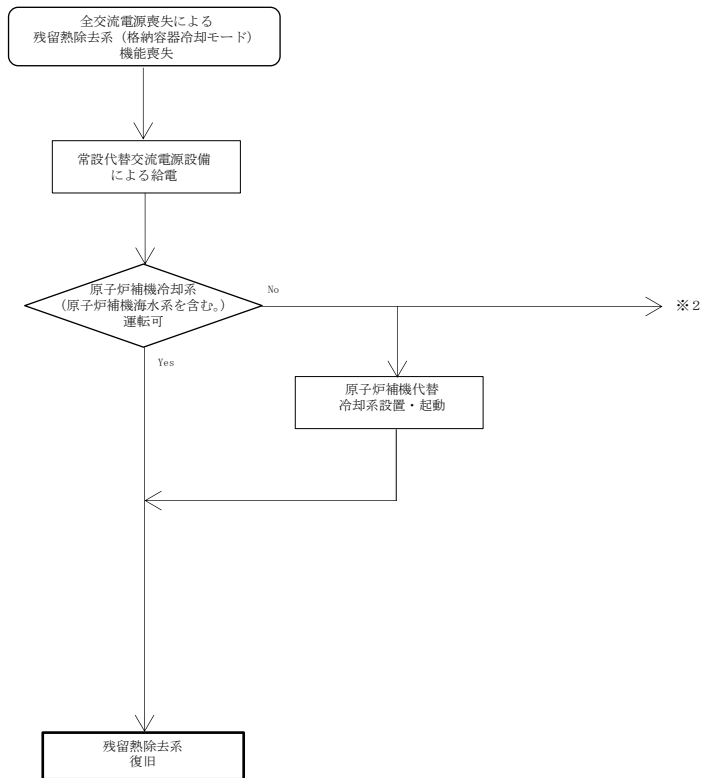


(1) フロントライン故障時の対応手段の選択 (2 / 2)



第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2 / 3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(3 / 3)

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### < 目次 >

#### 1.7.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

###### (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

###### (c) サプレッション・プール水 pH制御

###### (d) ドライウェル pH制御

###### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.7.2 重大事故等時の手順

##### 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

###### (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

###### a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

###### c. サプレッション・プール水 pH制御

###### d. ドライウェル pH制御

###### e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

###### (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

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

###### b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

##### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択



## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

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

### 【解釈】

1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

#### (2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

#### (3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器

圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

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

#### (4) 放射線防護

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

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

### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

重大事故等対処設備のほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十条及び「技術基準規則」第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備す

る手順についての関係を第 1.7-1 表に整理する。

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

なお、残留熱代替除去系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱代替除去ポンプ
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱代替除去系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ ホース・接続口
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 輪谷貯水槽（西 1）
- ・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ 大量送水車

(b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

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

- ・第1ベントフィルタスクラバ容器
- ・第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
- ・遠隔手動弁操作機構
- ・圧力開放板
- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口
- ・原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。）
- ・第1ベントフィルタ格納槽遮蔽
- ・配管遮蔽
- ・格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・窒素ガス制御系 配管・弁
- ・非常用ガス処理系 配管・弁
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・ドレン移送ポンプ
- ・薬品注入タンク
- ・大量送水車

- ・ 輪谷貯水槽（西 1）
- ・ 輪谷貯水槽（西 2）

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器フィルタベント系によるウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）

優先②：格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）

なお、大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器への水の補給は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水を利用する。

## ii 現場操作

格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建物付属棟とする。

格納容器フィルタベント系の現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 遠隔手動弁操作機構

## iii 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

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

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬式窒素供給装置
- ・ ホース・接続口

#### iv 原子炉格納容器負圧破損の防止

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

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

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

- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口
- ・窒素ガス代替注入系 配管・弁

#### (c) サプレッション・プール水 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、サプレッション・プール水 pH制御系による薬液注入により原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

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

- ・残留熱除去系 配管
- ・サプレッション・チェンバスプレイヘッド
- ・サプレッション・プール水 pH制御系

#### (d) ドライウェル pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、pH制御されたサプレ

ッション・プール水を残留熱除去系及び残留熱代替除去系により原子炉格納容器内にスプレーすることにより原子炉格納容器内雰囲気酸酸化することを防止でき、よう素の放出量を低減する手段がある。

ドライウェル pH 制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱代替除去ポンプ
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱代替除去系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 格納容器スプレー・ヘッド
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、残留熱代替除去ポンプ、原子炉補機代替冷却系、サプレッション・チェンバ、残留熱代替除去系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、残留熱除去系熱交換器、低圧原子炉代替注水系配管・弁、格納容器スプレー・ヘッド、ホース・接続口、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、第 1 ベントフィルタスクラバ容器、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器、遠隔手動弁操作機構、圧力開放



板，可搬式窒素供給装置，ホース・接続口，原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。），第1ベントフィルタ格納槽遮蔽，配管遮蔽，格納容器フィルタベント系配管・弁，窒素ガス制御系配管・弁，非常用ガス処理系配管・弁，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち，遠隔手動弁操作機構は重大事故等対処設備として位置付ける。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備のうち，可搬式窒素供給装置及びホース・接続口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すべて網羅されている。

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

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

- ・サブプレッション・プール水pH制御で使用する設備

重大事故等対処設備である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており，残留熱除去系の配管を通してサブプレッション・チェンバに薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・ドライウェル pH制御で使用する設備

重大事故等対処設備である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており、残留熱代替除去系の配管を通してドライウェル内に薬液を注入することで原子炉格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

- ・原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する可搬式窒素供給装置

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

その後の安定状態において、サブレーション・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

- ・スクラビング水の補給及び排水設備

有効性評価におけるスクラビング水位挙動の評価により、事故発生後7日間は、スクラビング水を補給しなくても下限水位に到達せず、また、排水しなくても上限水位に到達することはない。

その後の安定状態において、スクラビング水位が上限水位又は下限水位に到達するおそれがある場合においても、排水設備又は補給設備を用いてスクラビング水を排水又は補給することで、スクラビング水位を維持できることから、放射性物質の低減対策として有効である。

## b. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操

作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.7-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.7-2 表，第 1.7-3 表）。

## 1.7.2 重大事故等時の手順

### 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

#### (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

##### a. 残留熱代替除去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、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

#### (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

##### i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>※2</sup>原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能<sup>※3</sup>であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。
- ・原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%以下<sup>※4</sup>であること。

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

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

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

※4：格納容器酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.4vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が

1.5vol%未満の場合は、残留熱代替除去系によるドライウエルスプレイを実施することで、ドライウエル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。

## ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、低圧原子炉代替注水系（A）注入配管使用による原子炉圧力容器への注水と格納容器スプレイ配管使用によるドライウエルスプレイ（以下「D/Wスプレイ」という。）を同時に実施する手順とする。

また、原子炉圧力容器への注水ができない状況において、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部への注水を実施する手順とする。

手順の対応フローは第 1.7-1 図、第 1.7-2 図に、概要図を第 1.7-5 図に、タイムチャートを第 1.7-6 図及び第 1.7-7 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な B-熱交バイパス弁、A-RHR 注水弁及び B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されている

ことを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

②<sup>b</sup>非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なB-熱交バイパス弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替えを実施するとともに、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。

④<sup>a</sup>原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉、RHR RHR RHRライン入口止め弁、RHR A-FLSR連絡ライン止め弁、A-RHR注水弁及びB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)

④<sup>b</sup>原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合

中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉, RHR RHR ライン入口止め弁及びB-RHR ドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)

- ⑤ 中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥ 当直副長は、運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。
- ⑦<sup>a</sup> 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 (⑦<sup>a</sup> ~ ⑩<sup>a</sup>)

中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHR ライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR A-FLSR 連絡ライン流量調節弁及びRHR PCV スプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。

- ⑧<sup>a</sup> 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。併せて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩<sup>a</sup> 当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR A-FLSR 連絡ライン流

量調節弁及びRHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。また、状況によりB-RHRドライウェル第2スプレイ弁及びRHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を全閉、B-RHRトールスプレイ弁を全開とすることで、D/WスプレイからS/Cスプレイへ切り替える。

⑦<sup>b</sup> 原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合(⑦<sup>b</sup>～⑩<sup>b</sup>)  
中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHRライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。

⑧<sup>b</sup> 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部への注水が始まったことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇、原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

⑨<sup>b</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイの実施により原子炉格納容器下部への注水が始まったことを緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup> 当直副長は、原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び



想定時間は以下のとおり。

- ・ S A 電源切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合  
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間 5 分以内で可能である。
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合  
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間 30 分以内で可能である。
- ・ S A 電源切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合  
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、45 分以内で可能である。
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合  
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準

備を優先する<sup>※2</sup>。

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

※2：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

## ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-1図、第1.7-2図に、概要図を第1.7-8図に、タイムチャートを第1.7-9図に示す。

(i) 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

### a) 運転員操作

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。

③<sup>a</sup> SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-RHR熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要なB-R HR熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。

④中央制御室運転員Aは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑤現場運転員B及びCは、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第1.7-8図参照)

⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備並びにホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。

⑧緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑨当直副長は運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-8図参照)
- b) 緊急時対策要員操作(原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保及び原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保手順は、⑦～⑨以外同様)
- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
- ⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
- ⑦<sup>a</sup>原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合  
緊急時対策要員は、原子炉補機冷却系による非管理区域側系統構成を実施する。(第1.7-8図参照)
- ⑧<sup>a</sup>原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合  
緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式熱交換設備の淡水側の水張りのためAHEFB

－西側供給配管止め弁の開操作を行う。

⑧<sup>b</sup> 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのため A H E F B－供給配管止め弁の開操作を行う。

⑨<sup>a</sup> 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び A H E F B－西側戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

⑨<sup>b</sup> 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び A H E F B－戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

⑩ 緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。

⑪ 緊急時対策要員はガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。

(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

a) 運転員操作

① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を

指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。

③<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C / C の不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。④中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑤現場運転員 B 及び C は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.7-8 図参照)

⑥緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊

急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
  - ⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
  - ⑨当直副長は運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
  - ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.7-8図参照)
- b) 緊急時対策要員操作
- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
  - ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
  - ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
  - ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
  - ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
  - ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、RCW B-AHEF西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁、AHEF B-西側供給配管止め弁及びAHEF B-西側戻り配管止め弁の

全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。

⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。

⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。

⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

**【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（S A電源切替盤を使用した場合）】**

・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

**【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合）】**

・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

**【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響があ**



る場合（S A電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合(非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合)）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるように，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

- b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合，及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は，サプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため，サプレッション・プール水位が上昇するが，サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3m に到達した場合は，このスプレイを停止するため，原子炉格納容器内の圧力を 853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから，格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また，原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから，原

子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井付近の水素濃度，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い，原子炉建物原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで，原子炉建物原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。

なお，格納容器フィルタベント系を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減させるため，運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において，残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で，かつ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式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，並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage]（1 Pd）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・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は N G C N 2 トーラス出口隔離弁又は N G C N 2 ドライウェル出口隔離弁（以下「第 1 弁」という。）を全閉し，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。なお，N G C 非常用ガス処理入口隔離弁（以下「第 2 弁」という。）又は N G C 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（以下「第 2 弁バイパス弁」という。）は，第 1 弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合<sup>※2</sup>、若しくは、原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が2.1vol%に到達した場合。

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

※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

## ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-3図に、概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図及び第1.7-12図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合,手順⑫以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備のため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。

③<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替え操作を実施する。

③<sup>b</sup>非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替えを実施する。④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。

⑦緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT

耐圧強化ベントライン止め弁後弁，NGC常用空調換気入口隔離弁，NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉，及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁（以下「第3弁」という。）の全開を確認後，第2弁を全開し，格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。第2弁の開操作ができない場合は，第2弁バイパス弁を全開し，格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。

⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑩当直副長は，原子炉格納容器内の圧力及び水位，並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い，当直長に報告する。また，当直長は，原子炉格納容器内の圧力及び水位，並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。

⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。

⑫当直副長は，以下のいずれかの条件に到達したことを確認し，運転員に格納容器ベント開始を指示する。

- ・原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合において，外部水源を用いた原子炉格納容器スプレーが実施できない場合。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施中に，サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。
- ・原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指

示値が2.5vol%に到達した場合。

⑬<sup>a</sup> W/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(W/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

⑬<sup>b</sup> D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(D/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。

⑭中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑯当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ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式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、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[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・酸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、第1弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

⑰中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑱当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑲中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

### iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・中央制御室からの第2弁操作の場合

#### 【SA電源切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

#### 【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、70分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・中央制御室からの第1弁（W/W）操作の場合

#### 【SA電源切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合、10 分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合、10 分以内で可能である。

- ・中央制御室からの第 1 弁（D/W）操作の場合

**【S A 電源切替盤を使用した場合】**

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合、10 分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合、10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(b) 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車により第 1 ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

ii 操作手順

第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7-13 図に、タイムチャートを第 1.7-14 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部へ第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位



調整（水張り）の準備開始を依頼する。

- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ③当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）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より確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の配備及び第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口へ送水ホースを接続し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水開始を依頼する。
- ⑨緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の起動を緊急時対策要員に指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を起動した後、FCV補給止め弁の全開操作を実施し、第1ベントフィルタス

クラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車により送水を開始したことを，第1ベントフィルタ格納槽付近（屋外）の計器ラックにて，第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の上昇により確認し，第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。

⑪緊急時対策本部は，第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを当直長に報告する。

⑫当直副長は，第1ベントフィルタスクラバ容器の水位を監視するよう運転員に指示する。

⑬中央制御室運転員Aは，第1ベントフィルタスクラバ容器水位にて水位を継続監視する。

⑭緊急時対策要員は，規定水位に到達したことを確認し，FCVS補給止め弁を全閉とした後，第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を停止し，第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口送水ホースの取外し操作を実施する。

⑮緊急時対策要員は，緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを報告する。

⑯緊急時対策本部は，第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを当直長に報告する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の開始及び完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から大量送水車を展開した第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制備～大量送水車の配備～送水準備～第 1 ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで 2 時間 10 分以内、第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで 2 時間 30 分以内で可能である。

事故発生後 7 日間において、第 1 ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。

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

第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作が可能である。

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

(c) 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第 1 ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第 1 ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持の

ため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-15図に、タイムチャートを第1.7-16図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁、FCVSドレン移送ライン連絡弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁の全開操作を実施する。

③中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）系統構成完了を当直副長に報告する。

④当直副長は、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の開始を指示する。

⑤中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプの起動操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器からの排水が開始されたことを第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の低下により確認する。

その後、通常水位に到達したことを確認し、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁を全閉操作す

る。

- ⑥中央制御室運転員Aは、当直副長に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の完了を報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）完了まで2時間20分以内で可能である。

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーージを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器ベント移行条件<sup>※2</sup>に達した場合。

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

※2：原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージの概要は以下のとおり。概要図を第1.7-17図に、タイムチャートを第1.7

－18 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由し、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備開始を指示する。
- ③<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度を配備し、ホースを敷設し接続作業を行う。また、電源ケーブルを敷設し接続作業後、電源の受電操作を行い、可搬型設備（車両）であ

る第1ベントフィルタ出口水素濃度の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

- ⑤緊急時対策本部は格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの準備完了を当直長に報告する。
- ⑥当直副長は、運転員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成として、第1弁の全閉確認、並びに第3弁、第2弁又は第2弁バイパス弁の全開を確認し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの系統構成完了を当直副長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパーズの開始を依頼する。
- ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパーズの開始を指示する。
- ⑩<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。
- ⑩<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物附属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開

始したことを報告する。

- ⑩° 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物付属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。

- ⑪ 緊急時対策本部は、窒素ガスパージを開始したことを当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のための可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動を指示する。

- ⑫ 緊急時対策要員は、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動を実施するとともに、緊急時対策本部に可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動完了を報告する。

- ⑬ 緊急時対策本部は、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動完了を当直長に報告するとともに、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視を依頼する。

- ⑭ 当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を監視するよう指示する。

- ⑮ 中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器内圧力指示値により、第1ベントフィルタ



スクラバ容器内の圧力が正圧であることを確認する。また、第1ベントフィルタ出口水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、当直副長に報告する。

⑩中央制御室運転員Aは第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を継続して監視する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6時間40分以内で可能である。

なお、屋外における本操作は、格納容器ベント停止前後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、また、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いる

ことで、暗闇における作業性についても確保する。

(e) 第1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整

第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

i 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

ii 操作手順

第1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整の手順は以下のとおり。概要図を第1.7-19 図に、タイムチャートを第1.7-20 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へスクラビング水の pH測定、第1 ベントフィルタスクラバ容器水位測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 Aは、スクラバ水 pH指示値により確認した pH値及び第1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値により確認した水位を当直副長に報告する。
- ③当直副長は、運転員に第1 ベントフィルタスクラバ容器への薬液補給の開始を指示する。
- ④中央制御室運転員 Aは、薬液補給のため F C V S 薬品注入タンク出口弁及び F C V S 循環ライン止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプを起動、所定量の薬液を補給する。薬液補給完了後は、薬液が均一になるよう循環運転を実施する。
- ⑤中央制御室運転員 Aは、重大事故操作盤のスクラバ水 pH指示値及び第1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値によりスクラビング水の pH値及び水位を確認するとともに、スクラビング水の pH値が規定値であることを確認し、薬液補給

の完了を当直副長に報告する。

### iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整開始まで 15 分以内で可能である。

### c. サプレッション・プール水 pH 制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケール被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッション・プール水が酸性化する。サプレッション・プール水が酸性化すると、サプレッション・プール水に含まれる粒子状イオンが元素状イオンに変わり、その後有機イオンとなる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、サプレッション・チェンバスプレイ配管に薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、サプレッション・チェンバ内に注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>においてサプレッション・プール水 pH 制御系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（薬液タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

サプレッション・プール水 pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7-4 図に、概要図を第 1.7-21 図に、タイムチャートを第 1.7-22 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にサプレッション・プール水 pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、サプレッション・プール水 pH制御に必要な電磁弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、A-RHR トーラススプレイ弁の全閉を確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、PHC 空気供給電磁弁の全開操作を実施し、薬液注入準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、運転員に薬液注入操作を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、PHC A-窒素ガス供給弁又は PHC B-窒素ガス供給弁の全開操作を実施し、薬液タンク圧力の上昇を確認する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁及び PHC B-薬液タンク出口薬剤注入弁を全開操作し、薬液注入が開始されたことを重大事故操作盤にて薬液タンク水位指示値の低下により確認する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて規定量の薬液が注入されたことを薬液タンク水位にて確認後、PHC A-薬液タンク出口薬剤注入弁及び PHC B-薬液タンク出口薬剤注

入弁の全閉操作を実施し、薬液注入を停止する。また、薬液注入を停止した旨を当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水 pH 制御のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。

d. ドライウェル pH 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ケール被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、原子炉格納容器内雰囲気酸性化する。原子炉格納容器内雰囲気が酸性化すると、原子炉格納容器内雰囲気に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時に外部への放射性物質の放出量が増加することとなる。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために、pH 制御されたサプレッション・プール水を残留熱代替除去系を使用し、原子炉格納容器内へ注入することで、原子炉格納容器内雰囲気の酸性化を防止し格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する。

(a) 手順着手の判断

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において格納容器フィルタベントを実施すると判断した場合<sup>※2</sup>

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

※2：残留熱代替除去系による格納容器除熱が実施できない場合で格納容器フィルタベント実施に移行した場合

(b) 操作手順

ドライウエル pH制御の手順は以下のとおり。手順の対応フロー図を第 1.7-1 図及び第 1.7-2 図に、概要図を第 1.7-23 図に、タイムチャートを第 1.7-24 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル pH制御のため、薬液注入準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は、サプレッション・プール水 pH制御が完了していることを薬液タンク水位指示値により確認する。

③<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、ドライウエル pH制御に必要な B-熱交バイパス弁及び B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施するとともに、中央制御室運転員 A は、ドライウエル pH制御に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C/C の不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、ドライウエル pH制御に必要な B-熱交バイパス弁及び B-RHR ドライウエル第 2 スプレイ弁の電源切替えを実施するとともに、ドライウエル pH制御に必要な電動弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。また、ポンプ及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガ

スタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉, RHR RHRライン入口止め弁及びB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。)
- ⑥中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去系によるドライウェルpH制御の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑦当直副長は、運転員に残留熱代替除去系によるドライウェルpH制御開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHARライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内へスプレイが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから残留熱代替除去系によるドライウェルpH制御開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・SA電源切替盤を使用した場合  
中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。
- ・非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合  
中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

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

(a) 手順着手の判断

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器ベント移行条件<sup>※2</sup>に達した場合。

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

※2：格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第1.7-25図に、タイムチャートを第1.7-26図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を依頼する。

②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。

③<sup>a</sup>窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給



装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

③<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

③<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

④ 緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑤ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、サプレッション・プール水温度指示値が 104℃になる前に、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう依頼する。また、緊急時対策本部は緊急時対策要員に窒素ガス供給を開始するよう指示する。

⑥<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、A N I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報

告する。

⑥<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合  
緊急時対策要員は，原子炉建物西側（屋外）にて，可搬式窒素供給装置を起動した後，A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑥<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は，タービン建物北側（屋外）にて，可搬式窒素供給装置を起動した後，A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑦緊急時対策本部は，原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを当直長に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合，2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合，2時間以内

で可能である。

- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6時間40分以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

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

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

## (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合は、サプレッション・チェンバ以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施しているため、サプレッション・プール水位が上昇するが、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3m に到達した場合は、このスプレーを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を 853kPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建物原子炉棟4階（燃料

取替階) 以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素処理装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建物原子炉棟内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建物原子炉棟への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ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式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、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171°C 未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は第1弁を全閉し、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。なお、第2弁又は第2弁バイパス弁は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

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

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器圧力が 640kPa[gage] に到達した場合<sup>※2</sup>、若しくは、原子炉建物原子炉棟

内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が 2.1vol%に到達した場合。

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

※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温度及び圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

## ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7-3 図に、概要図を第 1.7-27 図に、タイムチャートを第 1.7-28 図及び第 1.7-29 図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合,手順⑫以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるW/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備のため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。
- ③中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを

確認する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として SGT NGC連絡ライン隔離弁，SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，NGC常用空調換気入口隔離弁，NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及び第3弁の全開を確認する。
- ⑥緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦現場運転員B及びCは、第2弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑧中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建物原子炉棟内の水素濃度に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。

- ・原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。
- ・原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が2.5vol%に到達した場合。

⑬<sup>a</sup> W/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(W/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。

⑬<sup>b</sup> D/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(D/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

⑭中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建物水素濃度指示値が安定若しくは低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場

合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑩当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ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式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、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1 Pd) 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・酸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、第1弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

⑪中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑫当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑬中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

### iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

#### ・現場からの第2弁操作の場合

中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、1時間20分以内で可能である。



格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からの第1弁（W/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

- ・現場からの第1弁（D/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

**【W/Wベントの場合】**

格納容器ベント移行条件到達後、第2弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（W/W）操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員2名、総想定時間：2時間50分以内）

**【D/Wベントの場合】**

格納容器ベント移行条件到達後、第2弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（D/W）操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員2名、総想定時間：2時間50分以内）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

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

また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト

及び懐中電灯を携行する。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」の操作手順と同様である。

(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。

(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) b. (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整」の操作手順と同様である。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

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

なお、操作手順については、「1.7.2.1(1) e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」の操作手順と同様である。

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

残留熱除去系又は格納容器代替スプレイ系（常設／可搬型）による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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抑制手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給手順，水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源（低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サプレッション・チェンバ）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」に整備する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱代替除去ポンプ，ドレン移送ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，大量送水車及び可搬式窒素供給装置への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

操作の判断及び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」に整備する。

#### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-30図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には，サプレッション・プール水pH制御系及び残留熱代替除去系によるドライウェルpH制御を行う。その後，格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び水位の監視を行い，格納容器ベントに備える。

原子炉補機代替冷却系の設置が完了し，残留熱代替除去系が起動できる場合は，残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は，緊急時対策要員による操作対象弁

が少ないものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁  
2 弁）

優先②：原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁  
4 弁）

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、外部水源を使用した原子炉格納容器へのスプレーを実施する。外部水源を使用するためサプレッション・プール水位が上昇し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した場合は、外部水源を使用した格納容器代替スプレー系を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器フィルタベント系を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W/W を経由する経路を第一優先とする。W/W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由して第 1 ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。

## 第 1.7-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

### 対応手段， 対処設備， 手順書一覧( 1 / 2 )

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 <sup>*4</sup> サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」  AM設備別操作要領書 「R H A R による格納容器除熱」
			大量送水車 <sup>*1</sup> 輪谷貯水槽 (西 1) <sup>*1, *3</sup> 輪谷貯水槽 (西 2) <sup>*1, *3</sup>	自主対策設備	
		原子炉格納容器フィルタベント系による	第 1 ベントフィルタスクラバ容器 第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 第 1 ベントフィルタ格納槽遮蔽 配管遮蔽 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む。) 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「F C V S による格納容器ベント」 「F C V S スクラバ容器水位調整」  原子力災害対策手順書 「第 1 ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	輪谷貯水槽 (西 1) <sup>*1, *3</sup> 輪谷貯水槽 (西 2) <sup>*1, *3</sup> ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車 <sup>*1</sup> ホース・接続口	自主対策設備			
全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「F C V S による格納容器ベント」	

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

※ 2 : 手順は, 「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

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

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系 配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		サブプレッション・プール水pH制御	残留熱除去系 配管 サブプレッション・チェンバースプレイヘッド サブプレッション・プール水pH制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水 - 1」  AM設備別操作要領書 「S/P水pH制御」
		ドライウエルpH制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」

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

※2：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

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

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

第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」  AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度  B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度(SA)
		最終ヒートシンクの確保  B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源  緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	水源の確保  サプレッション・プール水位(SA)	
	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(SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力  原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度  サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウエル温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉圧力容器への注水量  残留熱代替除去系原子炉注水流量
		最終ヒートシンクの確保  残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器出口温度
補機監視機能  残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量		
水源の確保  サプレッション・プール水位(SA)		



監視計器一覧(2/6)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」  原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判 断 基 準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉棟内の水素濃度  原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操 作	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉棟内の水素濃度  原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保  スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	補機監視機能  スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能  スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能  スクラバ容器水位	
	操作	補機監視機能  スクラバ容器水位	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2パージ」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	補機監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整			
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器pH調整」	判断基準	-	-
	操作	補機監視機能	スクラバ水pH スクラバ容器水位

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)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 c. サプレッション・プール水 pH制御			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」  AM設備別操作要領書 「S/P水 pH制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	補機監視機能	葉液タンク水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 d. ドライウエル pH制御			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 e. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」  原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉棟内の水素濃度  原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉棟内の水素濃度  原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保  スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

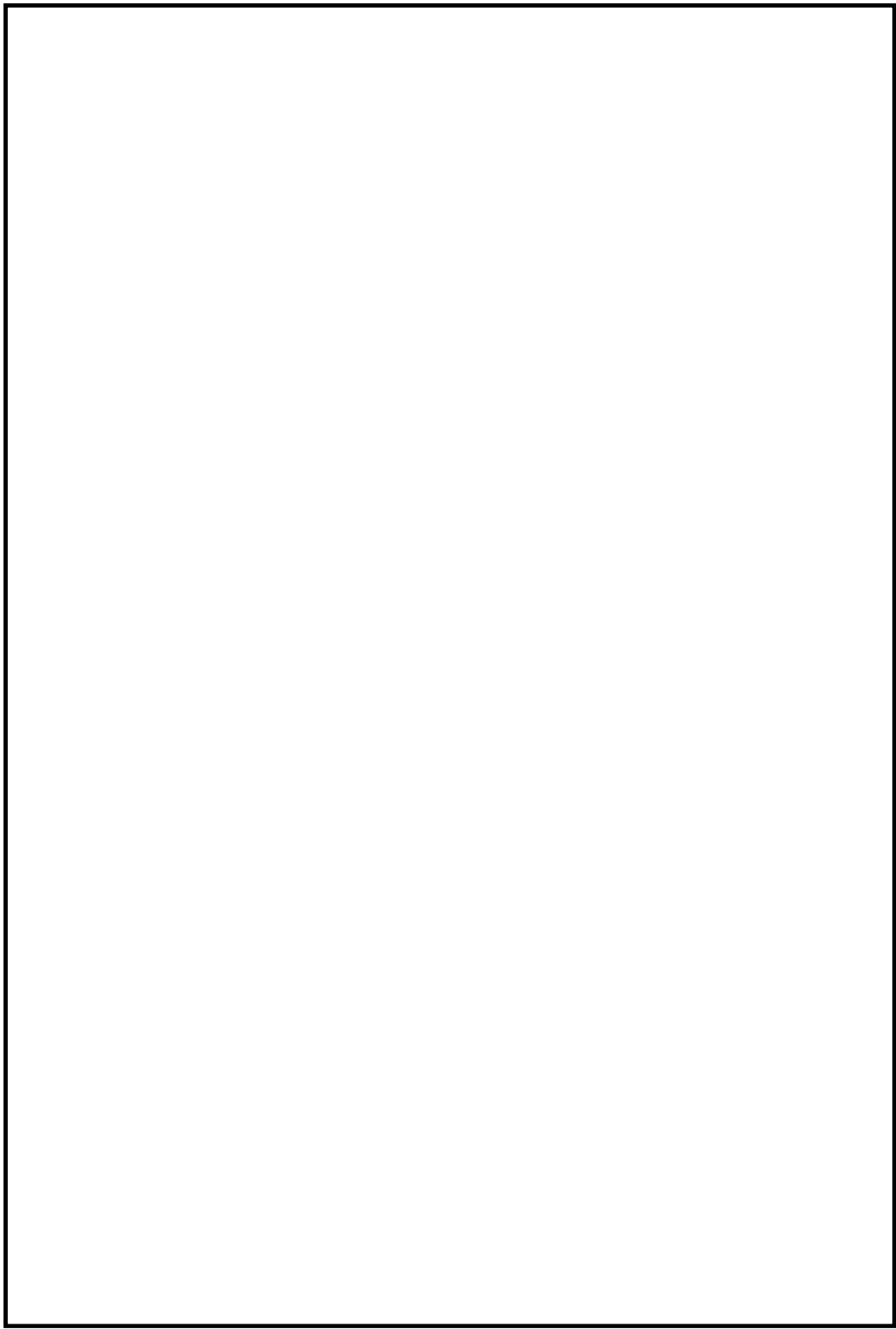
監視計器一覧(6 / 6)

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)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	判断基準	補機監視機能  スクラバ容器水位
	操作	補機監視機能  スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水抜き)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能  スクラバ容器水位
	操作	補機監視機能  スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスバージ		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	補機監視機能  第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整		
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	-
	操作	補機監視機能  スクラバ水pH スクラバ容器水位
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		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 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度  A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度  A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)

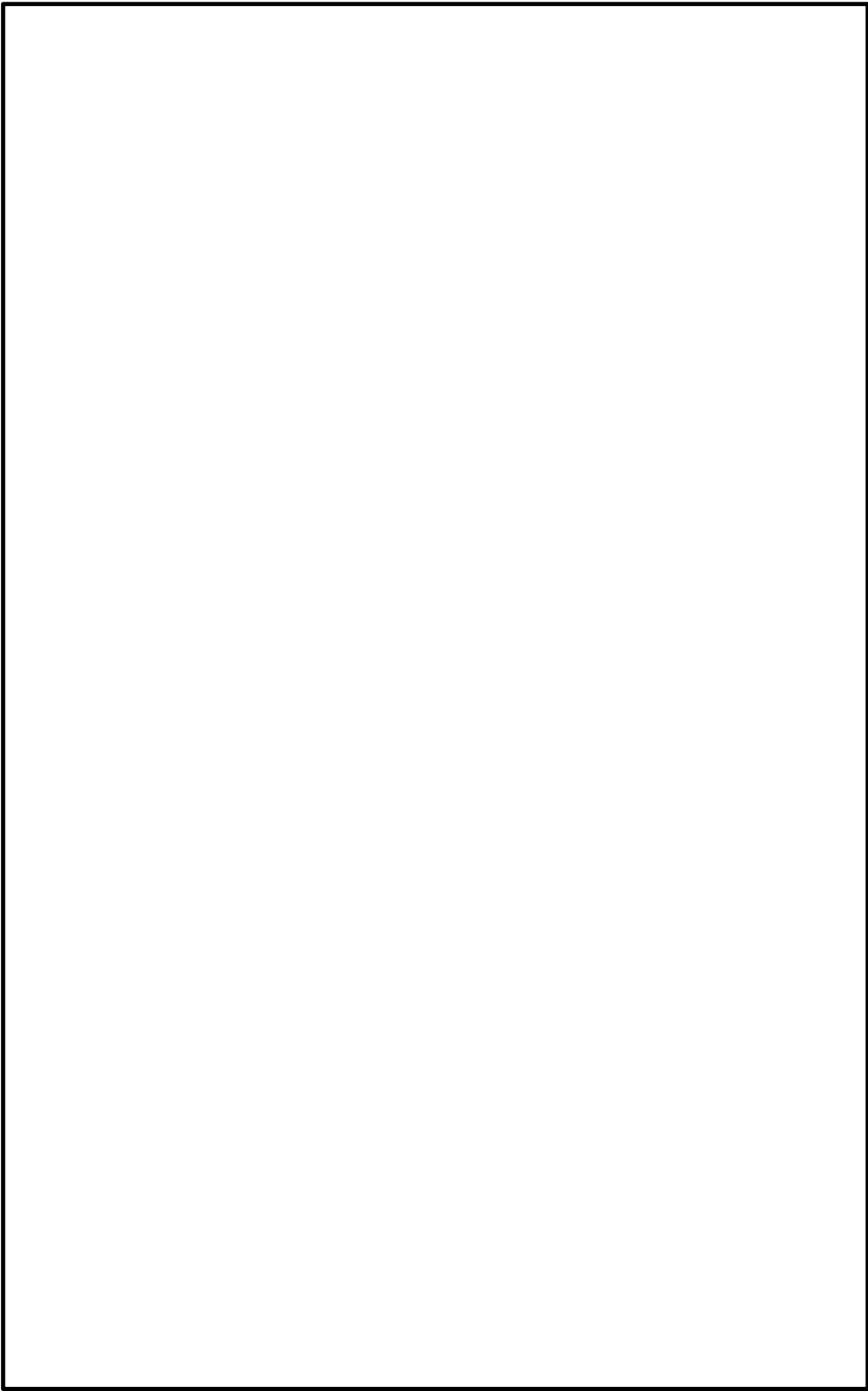
第 1.7-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	<p>残留熱代替除去ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>残留熱代替除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>格納容器フィルタベント系</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>窒素ガス制御系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>非常用ガス処理系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系</p>

第1.7-1 図 SOP「除熱-1」における対応フロー



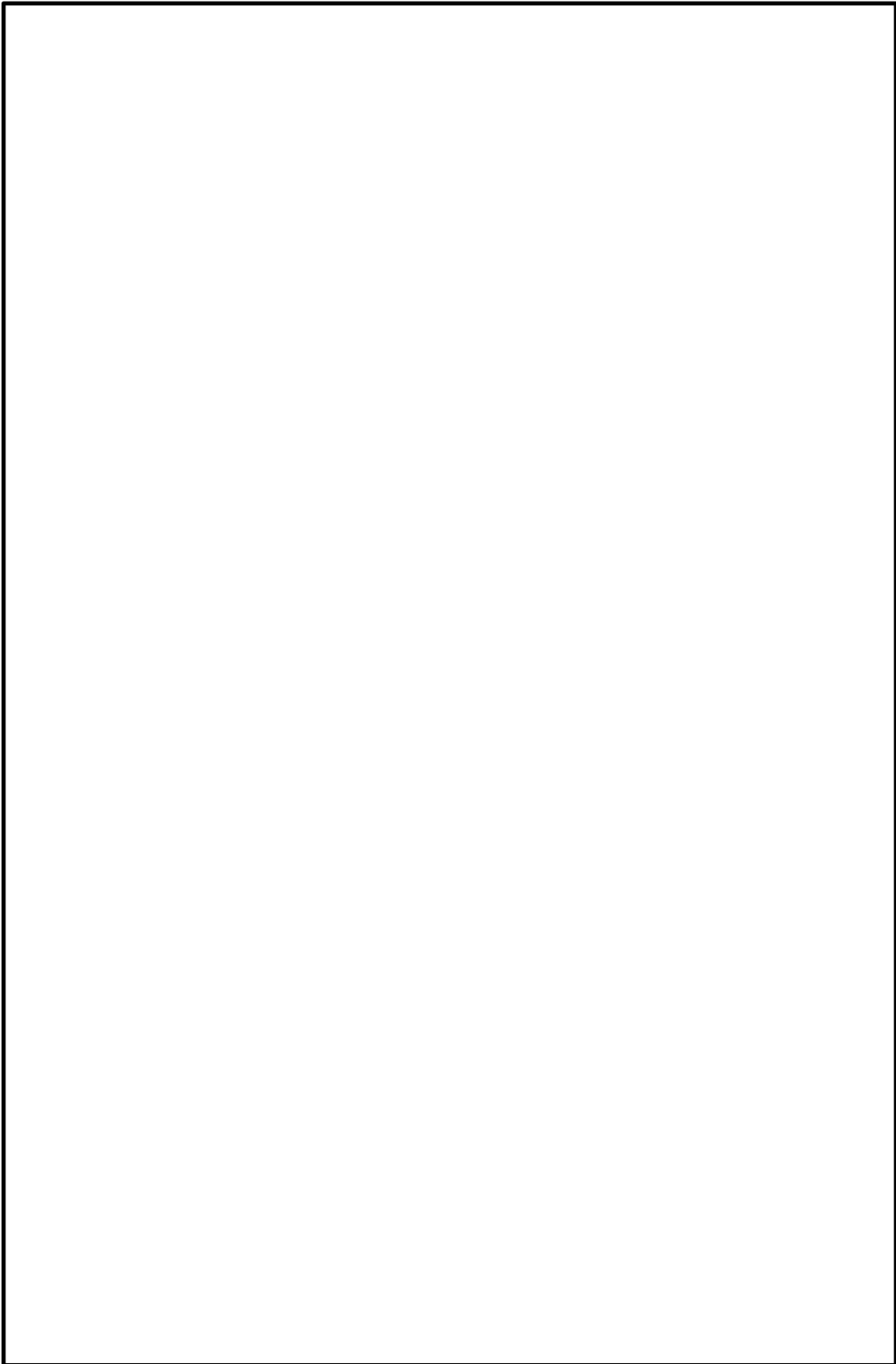
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.7-2図 SOP「除熱-2」における対応フロー

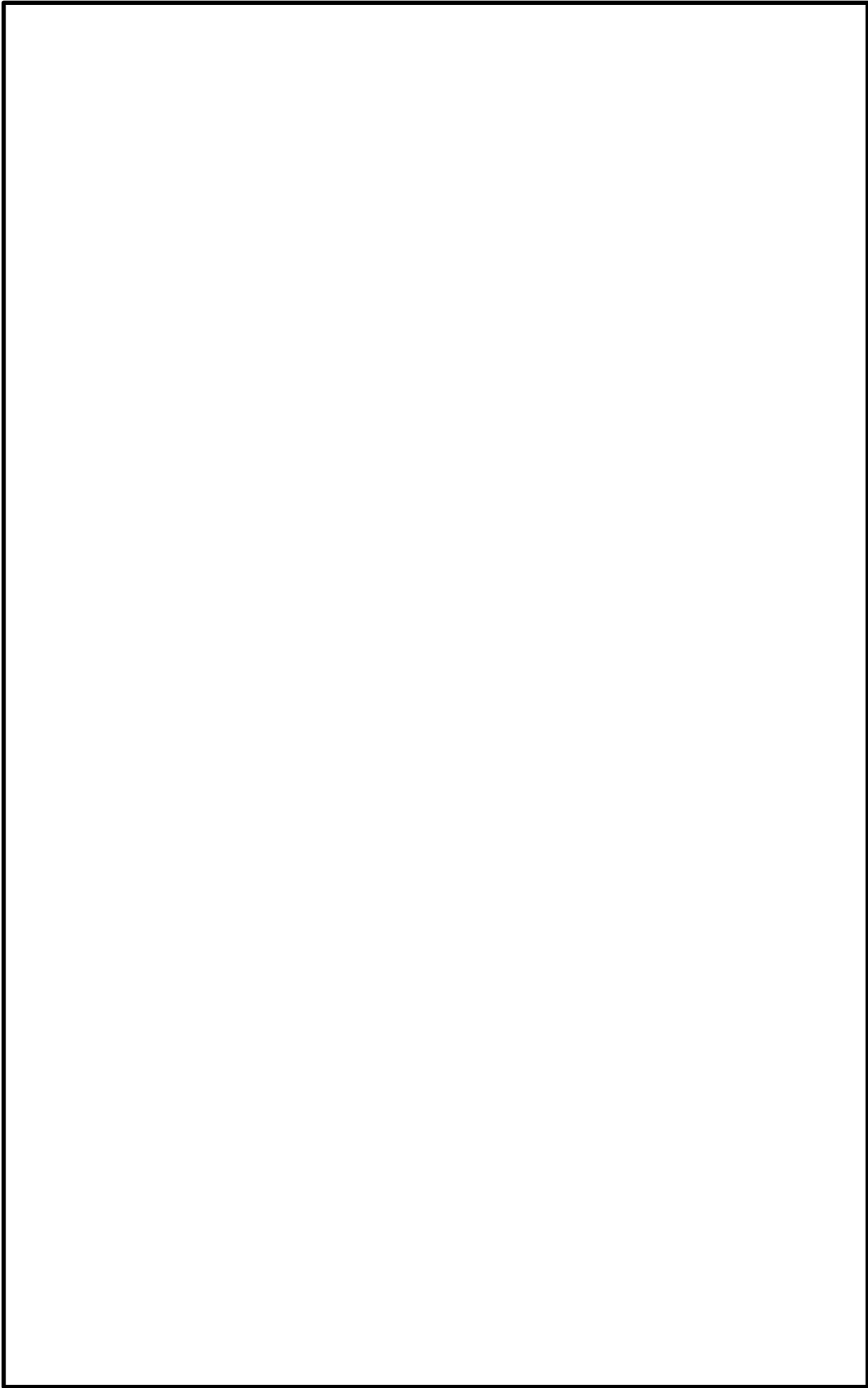
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





第1.7-3 図 SOP「放出」における対応フロー

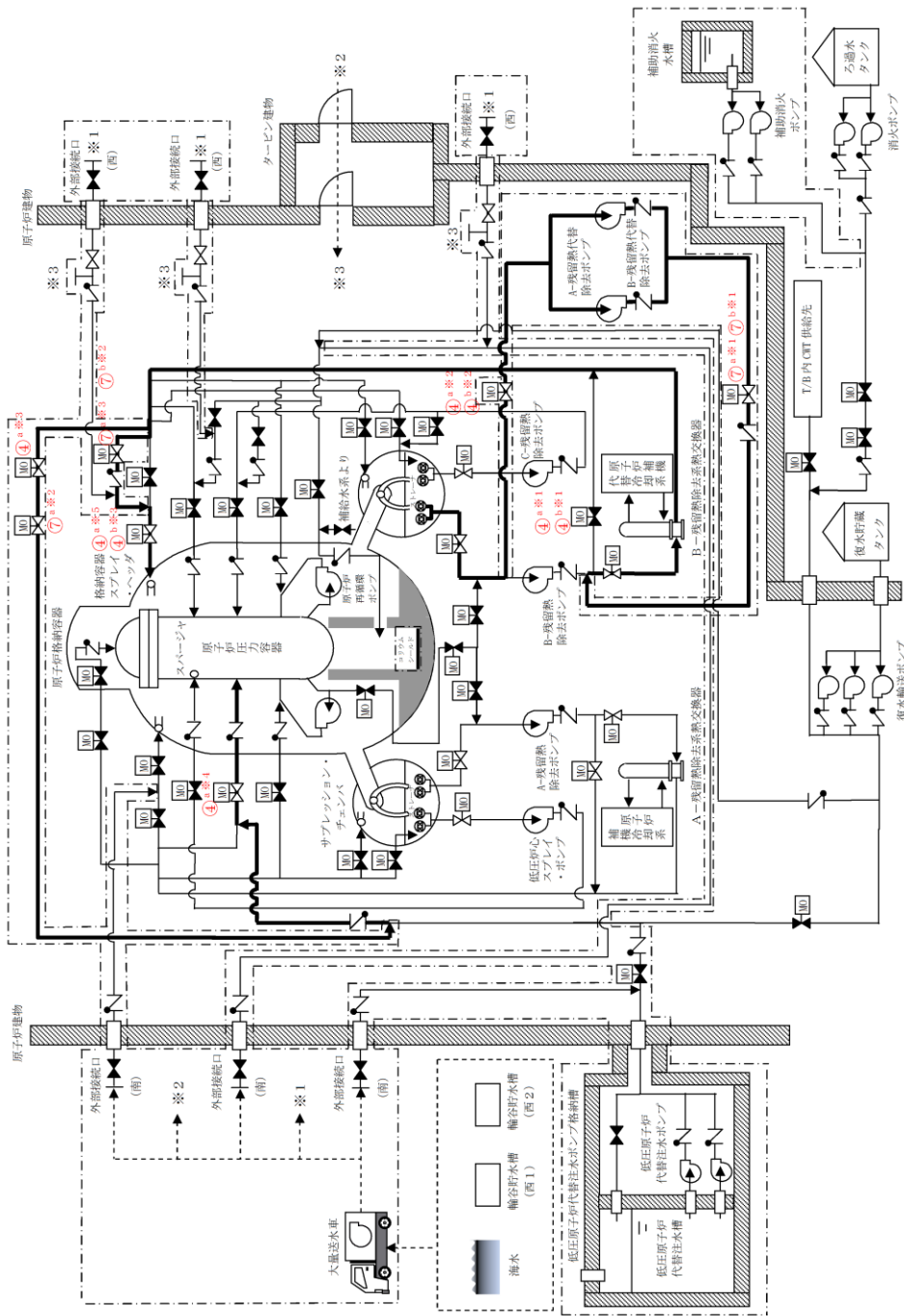
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.7-4図 SOP「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例	ポンプ
	電動/作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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

第 1.7-5 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④ <sup>a※1</sup> ④ <sup>b※1</sup>	Bー熱交バイパス弁
④ <sup>a※2</sup> ④ <sup>b※2</sup>	RHR RHRライン入口止め弁
④ <sup>a※3</sup>	RHR A-F LSR連絡ライン止め弁
④ <sup>a※4</sup>	A-RHR注水弁
④ <sup>a※5</sup> ④ <sup>b※3</sup>	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦ <sup>a※1</sup> ⑦ <sup>b※1</sup>	RHRライン流量調節弁
⑦ <sup>a※2</sup>	RHR A-F LSR連絡ライン流量調節弁
⑦ <sup>a※3</sup> ⑦ <sup>b※2</sup>	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

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を示す。

○<sup>a※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。

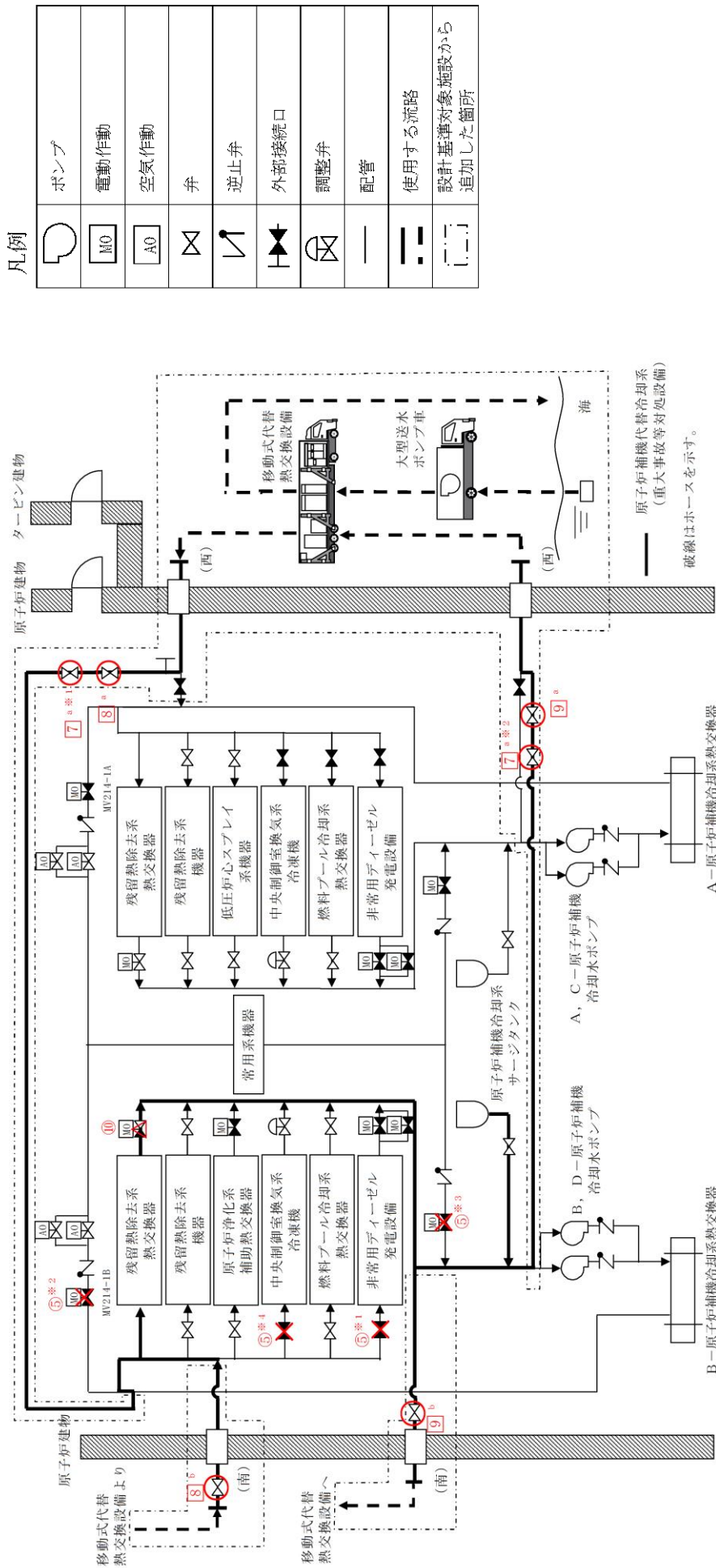
第1.7-5図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (S A 電源切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	要員 (数) 中央制御室運転員 A 現場運転員 B, C	残留熱代替除去系運転開始 1 時間 5 分												
		電源確認	系統構成	起動操作	移動, S A 電源切替盤操作 (A 系)	移動, S A 電源切替盤操作 (B 系)								
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	要員 (数) 中央制御室運転員 A 現場運転員 B, C	残留熱代替除去系運転開始 90 分												
		C / C	C 系不要負荷切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作 (A 系)	C / C	D 系不要負荷切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作 (B 系)	電源確認	系統構成	起動操作	移動, C / C	C 系不要負荷切り離し	移動, C / C	

第 1.7-6 図 残留熱代替除去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へのスプレイを実施する場合) タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	<p style="text-align: center;">残留熱代替除去系運転開始 45分</p>													
要員 (敬)														
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (S A電源切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認	系統構成	起動操作									
	現場運転員B, C	2				移動, S A電源切替盤操作 (B系)								
必要な要員と作業項目	<p style="text-align: center;">残留熱代替除去系運転開始 60分</p>													
要員 (敬)														
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A	1	C/C	D系不要負荷切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)	電源確認	系統構成	起動操作						
	現場運転員B, C	2						移動, C/C	D系不要負荷切り離し					

第 1.7-7 図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合) タイムチャート



第1.7-8図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(1/4)  
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R CW 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R CW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R HR 熱交冷却水出口弁
⑦ <sup>a</sup> ※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑦ <sup>a</sup> ※2	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑧ <sup>a</sup>	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑧ <sup>b</sup>	A H E F B-供給配管止め弁
⑨ <sup>a</sup>	A H E F B-西側戻り配管止め弁
⑨ <sup>b</sup>	A H E F B-戻り配管止め弁

記載例 ○

: 運転員操作の操作手順番号を示す。

□

: 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1~; □※1~

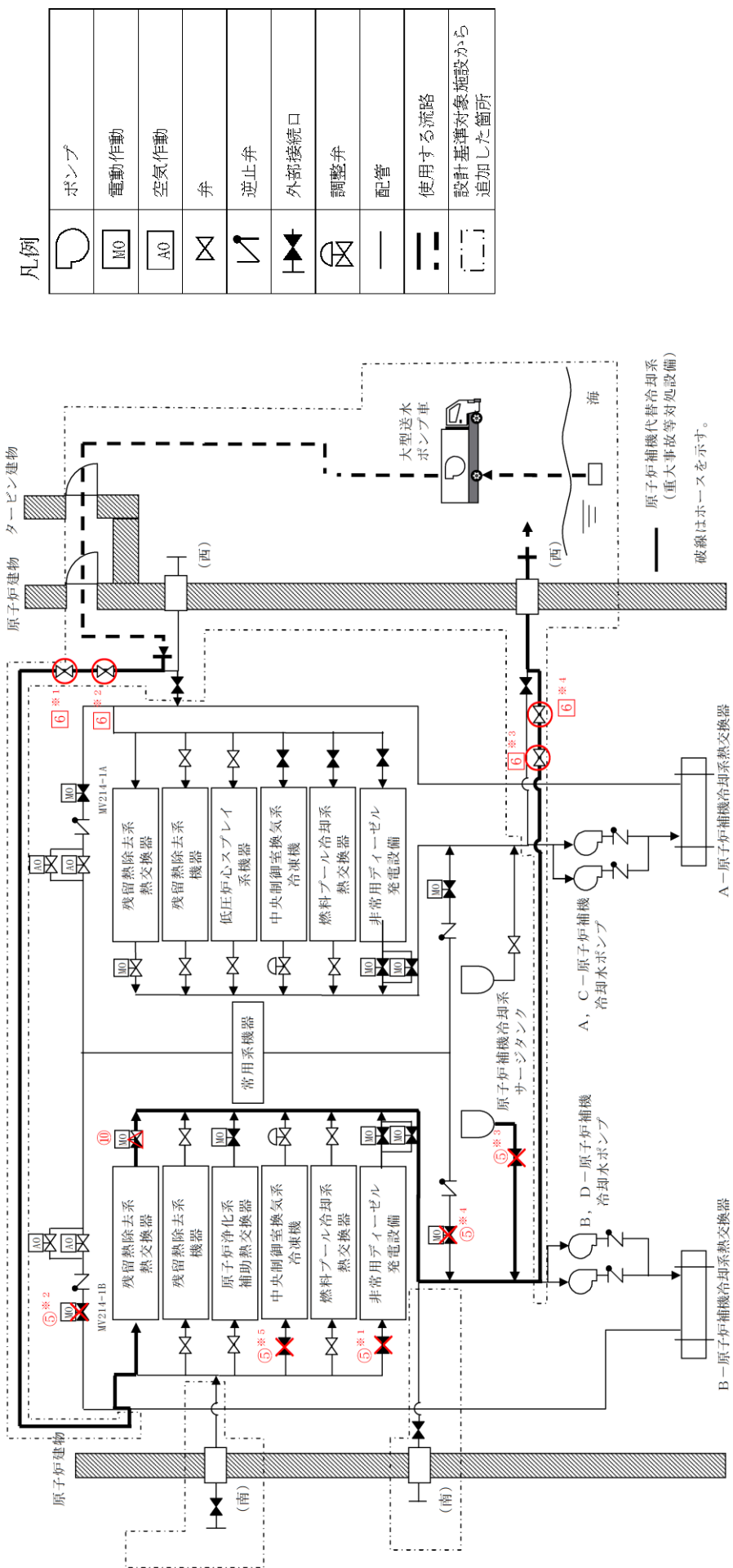
: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

○<sup>a</sup>~; □<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を示す。

第 1.7-8 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(2/4)  
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)





記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。  
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。  
 ○\*1~、□\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.7-8図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(3/4)  
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R CW 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R CW サージタンク 出口弁
⑤※4	B-R CW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R HR 熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑥※2	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑥※3	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑥※4	A H E F B-西側戻り配管止め弁

記載例 ○

: 運転員操作の操作手順番号を示す。

□

: 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※1~

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

第1.7-8図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(4/4)  
(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))



手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8				
残留熱代替除去系使用における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (非常用コントローラセンタータ切替盤を使用した場合))	要員(数)	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始 7時間20分											
		中央制御室運転員A	C/C D系不要負荷切り直し 非常用コントローラセンター切替盤操作 (D系) 電源確認									冷却水確保 (流量調整、監視)	
	現場運転員B, C	移動, C/C D系不要負荷切り直し 系統構成											
	緊急時対策要員	緊急時対策班①	車両健全性確認 (移動式代替熱交換設備, ホース運搬車)										
		移動式代替熱交換設備, 準備											
		移動式代替熱交換設備, 準備											
		緊急時対策班②	車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース運搬車)										
		大型送水ポンプ車配置, 取水準備											
		送水準備 (ホース敷設)											
		補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)											
		移動											
		移動式代替熱交換設備への電源ケーブル接続											

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.7-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (2/4)  
 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (非常用コントローラセンター切替盤を使用した場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)							備考		
		1	2	3	4	5	6	7		8	
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 (原子炉建屋内接続口を使用した補機冷却水確保) のテロリズムによる影響がある場合 (S A 電源切替盤を使用した場合)	要員(数)	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 7 時間									
		中央制御室運転員 A	電源確認								冷却水確保 (流量調整、監視)
	現場運転員 B, C	移動, S A 電源切替盤操作 (B 系)	系配構成								
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第 4 取替エリア移動※ 1									
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース駆逐車)									
		大型送水ポンプ車配置, 取水準備									
		送水準備 (屋外ホース敷設)									
		送水準備 (屋内ホース敷設)									
		補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整、監視)									

※ 1 : 第 1 保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第 1.7-9 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (3/4)  
 (原子炉建屋内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (S A 電源切替盤を使用した場合))

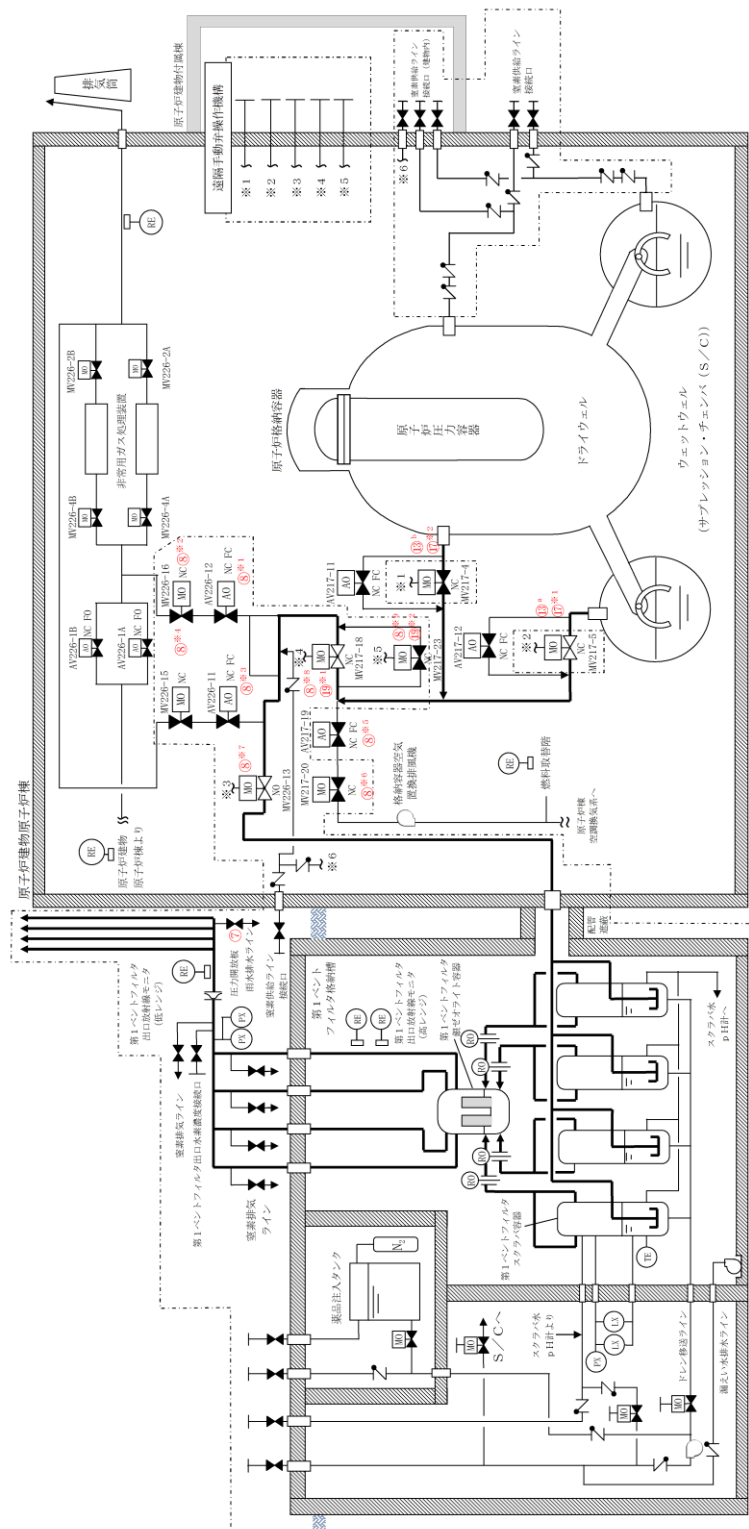
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保) のテロリズムによる大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (非常用コントロールセンタータテ切替盤を使用した場合)	要員(数)  1 中央制御室運転員A	C/C D系不要負荷切り直し									
		非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)									
		電源確認							冷却水確保 (流量調整, 監視)		
	2 現場運転員B, C		移動, C/C D系不要負荷切り直し								
			系統構成								
	6 緊急時対策要員		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1								
			車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース駆動車)								
			大型送水ポンプ車配置, 取水準備								
			送水準備 (屋外ホース敷設)								
			送水準備 (屋内ホース敷設)								
			補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)								

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.7-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (4/4)  
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (非常用コントロールセンタータテ切替盤を使用した場合))

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



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

第 1.7-10 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦	F C V S 排気ラインドレン排出弁
⑧※1	SGT NGC 連絡ライン 隔離弁
⑧※2	SGT NGC 連絡ライン 隔離弁後弁
⑧※3	SGT 耐圧強化ベンントライン止め弁
⑧※4	SGT 耐圧強化ベンントライン止め弁後弁
⑧※5	NGC 常用空調換気入口 隔離弁
⑧※6	NGC 常用空調換気入口 隔離弁後弁
⑧※7	SGT F C V S 第 1 ベントフィルタ入口弁 (第 3 弁)
⑧※8 ⑨※1	NGC 非常用ガス処理入口 隔離弁 (第 2 弁)
⑧※9 ⑨※2	NGC 非常用ガス処理入口 隔離弁バイパス弁 (第 2 弁バイパス弁)
⑬ <sup>a</sup> ⑰※1	NGC N2 トーラス出口 隔離弁 (第 1 弁 (W/W) )
⑬ <sup>b</sup> ⑰※2	NGC N2 ドライウエル出口 隔離弁 (第 1 弁 (D/W) )

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 1.7-10 図 格納容器フィルタベンント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2 / 2)



手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) (交流動力電源が健全な場合(SA電源切替盤を使用した場合))	要員(数)	原子炉格納容器バベント開始 55分												※1
		1	電源確認	系統構成(第2弁全開操作)	バベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)									
	2	移動, SA電源切替盤操作(A系;第1弁)	移動, SA電源切替盤操作(B系;第2弁)											
	2	緊急時対策要員	緊急時対策要員～原子炉建屋前側移動	FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作										

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) (交流動力電源が健全な場合(非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合))	要員(数)	原子炉格納容器バベント開始 80分												※1
		1	C/C C系不要負荷切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作(A系)	C/C D系不要負荷切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作(B系)	電源確認	系統構成(第2弁全開操作)	バベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)					
	2	移動, C/C C系不要負荷切り離し	移動, C/C D系不要負荷切り離し											
	2	緊急時対策要員	緊急時対策要員～原子炉建屋前側移動	FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作										

※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

第1.7-11 図 格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィタパベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) (交流動力電源が健全な場合 (S A電源切替器を使用した場合))	要員(敬)	原子炉格納容器ベント開始 55分 ▽												※1
		1	電源確認											
	2	系統構成 (第2弁全開操作)												
	2	ベント実施操作 (第1弁 (D/W) 全開操作)												
	2	移動, S A 電源切替器操作 (A系; 第1弁)												
	2	移動, S A 電源切替器操作 (B系; 第2弁)												
	2	緊急時対策所～原子炉建物南側移動												
	2	F C V S 排気ラインドレン排出弁の閉操作												

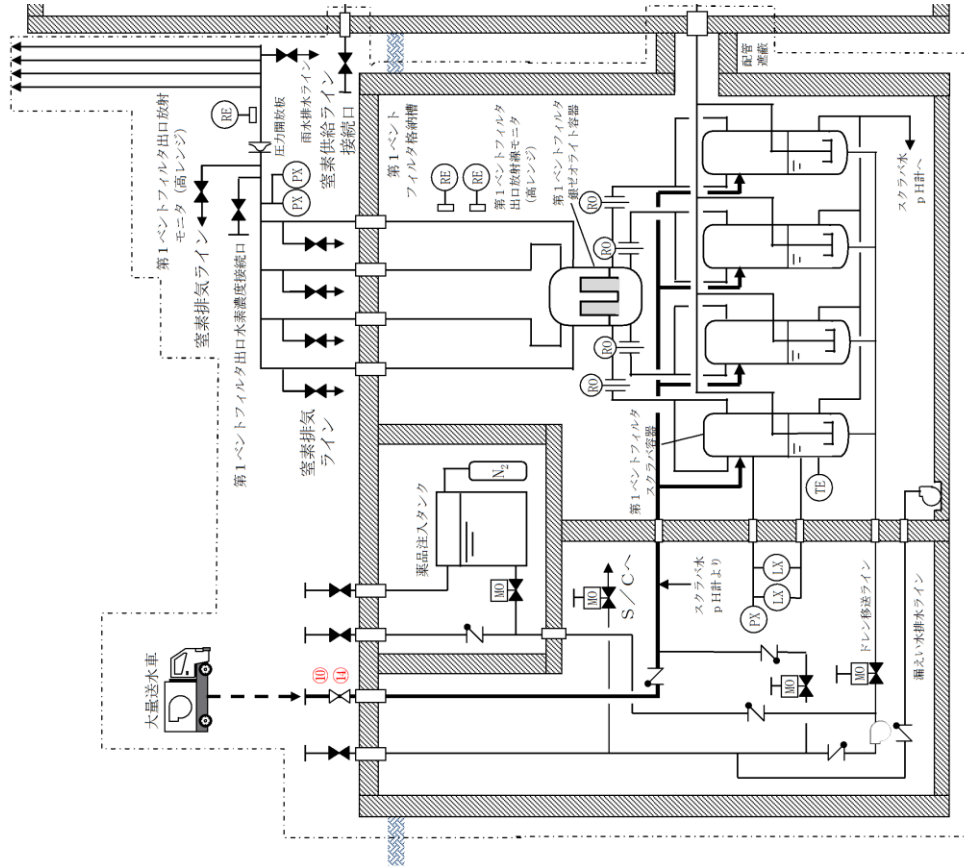
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィタパベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) (交流動力電源が健全な場合 (非常用コントロールセンタ切替器を使用した場合))	要員(敬)	原子炉格納容器ベント開始 80分 ▽												※1
		1	C/C, C系不要負荷切り離し											
	2	非常用コントロールセンタ切替器操作 (A系)												
	2	D系不要負荷切り離し												
	2	非常用コントロールセンタ切替器操作 (B系)												
	2	電源確認												
	2	系統構成 (第2弁全開操作)												
	2	ベント実施操作 (第1弁 (D/W) 全開操作)												
	2	移動, C/C, C系不要負荷切り離し												
	2	移動, C/C, D系不要負荷切り離し												
	2	緊急時対策所～原子炉建物南側移動												
	2	F C V S 排気ラインドレン排出弁の閉操作												

※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

第 1.7-12 図 格納容器フィタパベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



操作手順	弁名称
⑩⑭	F C V S 補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-13 図 第 1 ベントフィルタスクラハバ容器水位調整 (水張り) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
第1ベントフィルタスクラバ容器 水位調整 (水張り)	要員(敬)	第1ベントフィルタスクラバ容器注水開始 2時間10分															【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ 運搬・接続等		
		中央制御室運転員A																	水位監視
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	
		車両緊急性確認 (ホース展開車)																	
		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ後継)																	
		送水準備 (送水ヘッダ～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口)																	
		ホース取外し																	
		緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																	
		車両緊急性確認 (大搬送水車、ホース展開車)																	
		大搬送水車配置																	
緊急時対策要員	送水準備 (ホース敷設)																		
	大搬送水車起動、第1ベントフィルタスクラバ容器注水開始																停止操作		

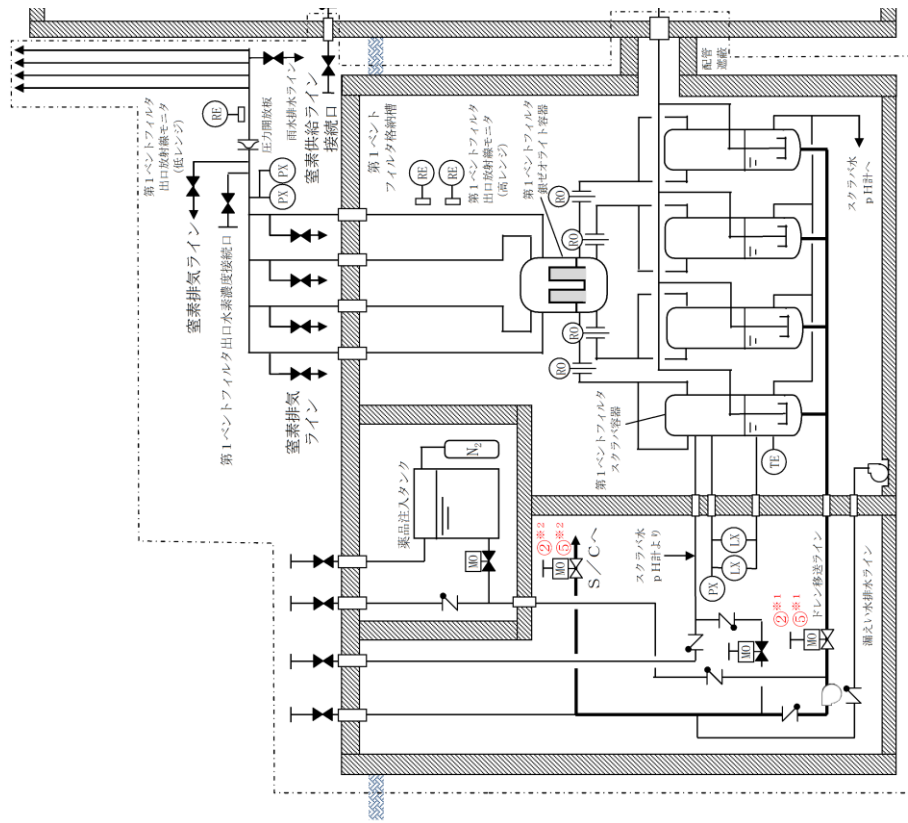
※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対処できる。

※2：第2保管エリアの可搬設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.7-14 図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

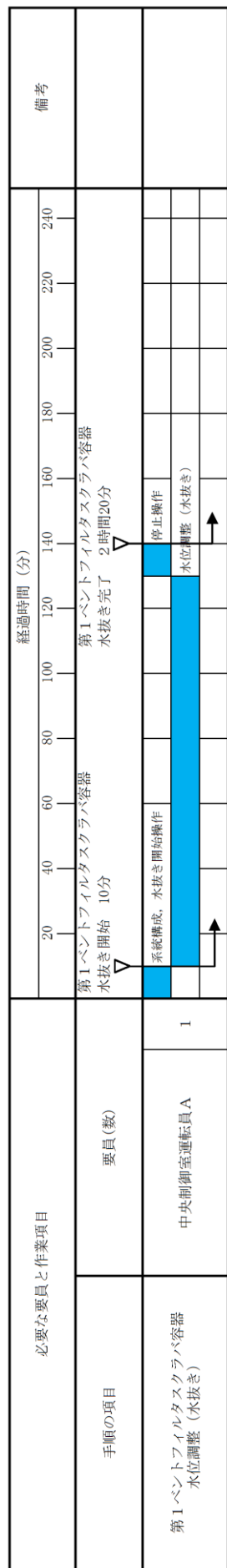


操作手順	弁名称
②※1 ⑤※1	FCVS第1ベントフィルタスタクラバ容器1次ドレン弁
②※2 ⑤※2	FCVSドレン移送ライン連絡弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

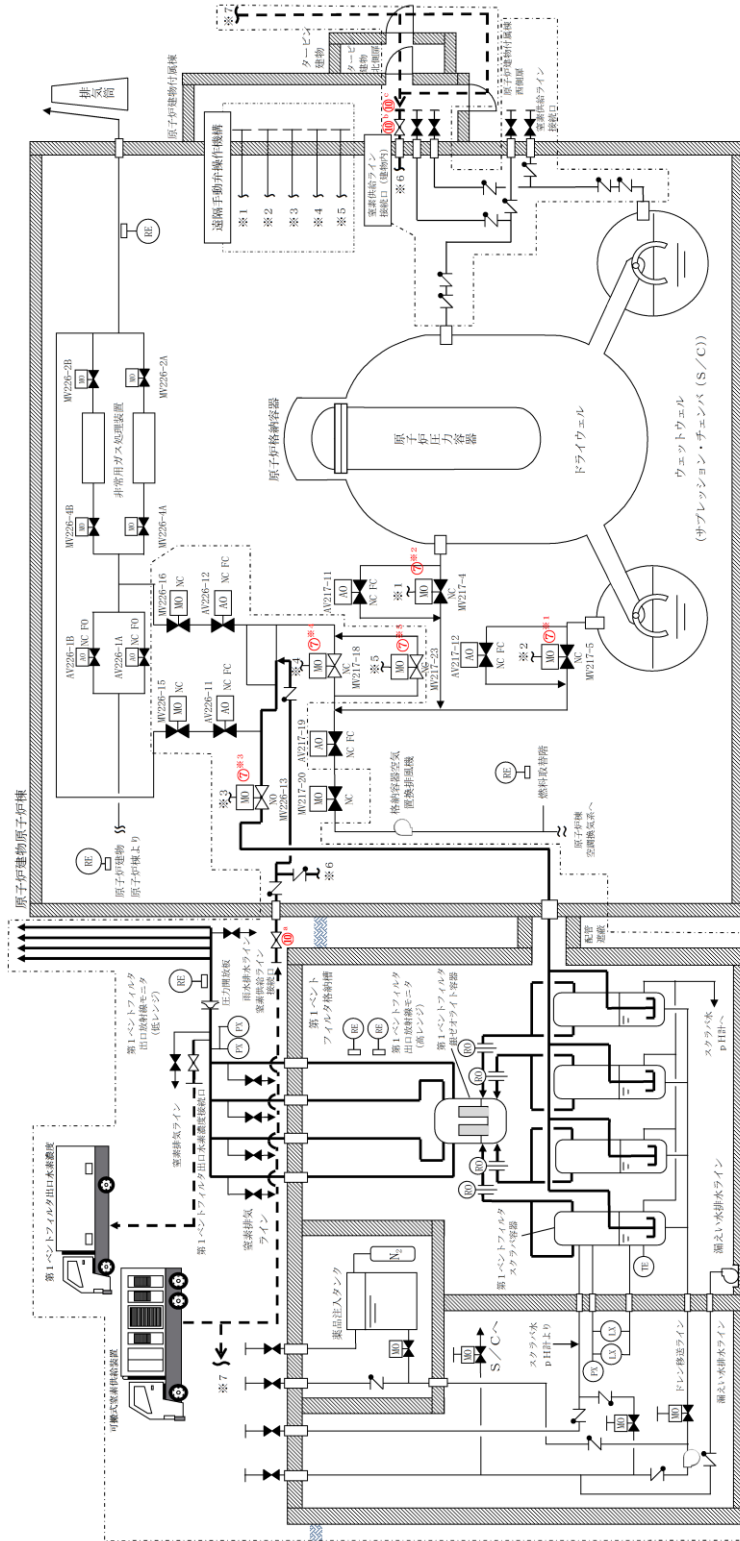
第1.7-15 図 第1ベントフィルタスタクラバ容器水位調整（水抜き） 概要図



第1.7-16 図 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>01</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 1.7-17 図 格納容器フィルタシステム停止後の窒素ガスパージ 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
⑦※1	NGC N2トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W) )
⑦※2	NGC N2ドライウェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W) )
⑦※3	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
⑦※4	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑦※5	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑩ <sup>a</sup>	FCVS窒素ガス補給元弁
⑩ <sup>b</sup> ⑩ <sup>c</sup>	FCVS建物内窒素ガス補給元弁

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1.7-17 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(2/2)



手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページの 窒素ガスバページ (窒素供給ライン接続口を使 用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素 ガスバページの場合の場合)	要員(数)  緊急時対策要員  中央制御室運転員A	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバページ開始 2時間												可搬式窒素供給装置のホース敷 設・接続、暖気運転等  第1ペントフィルタタ出口水素濃 度のホース、電源ケーブル敷 設・接続、起動操作等	
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車面健全性確認 (可搬式窒素供給装置)													
		可搬式窒素供給装置の移動													
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転													
		弁間操作													
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車面健全性確認 (第1ペントフィルタタ出口水素濃度)													
		第1ペントフィルタタ出口水素濃度の移動													
		第1ペントフィルタタ出口水素濃度のホース、電源ケーブル敷設・接続													
起動操作															
系統構成															

第 1.7-18 図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページ タイムチャート (1/3)  
 (窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページの場合)

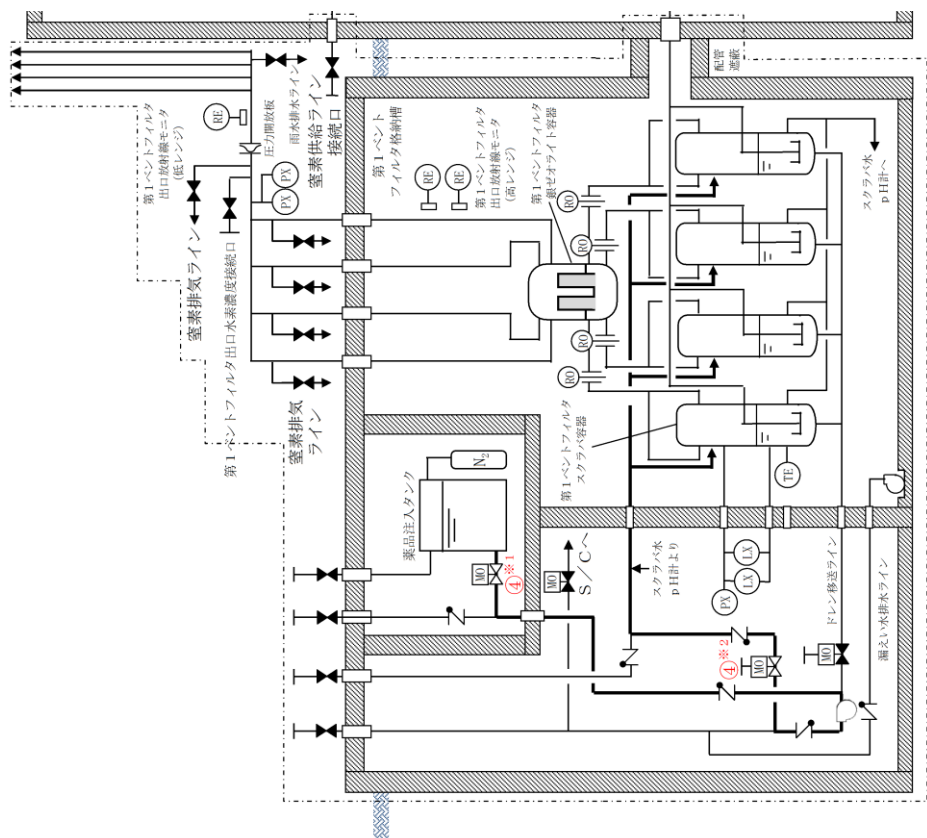
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240			
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガススパージ (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガス スパージの場合)	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガススパージ開始 2時間												可搬式窒素供給装置のホース敷 設・接続、暖気運転等  第1バントフィルタタ出口水蒸濃 度のホース、電源ケーブル敷 設・接続、起動操作等		
		2	緊急時対策所～第4保管エリア移動													
			車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)													
		緊急時対策要員	可搬式窒素供給装置の移動													
	可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転															
	弁開操作															
	車両健全性確認 (第1保管エリア移動)															
	2	第1バントフィルタタ出口水蒸濃度の移動														
		第1バントフィルタタ出口水蒸濃度のホース、電源ケーブル敷設・接続														
	1	中央制御室運転員A	起動操作													
系統構成																

第1.7-18 図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガススパージ タイムチャート (2/3)  
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した格納  
 容器フィルタバント系停止後の窒素ガススパージの場合)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



操作手順	弁名称
④*1	FCVS薬品注入タンク出口弁
④*2	FCVS循環ライン止め弁

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。

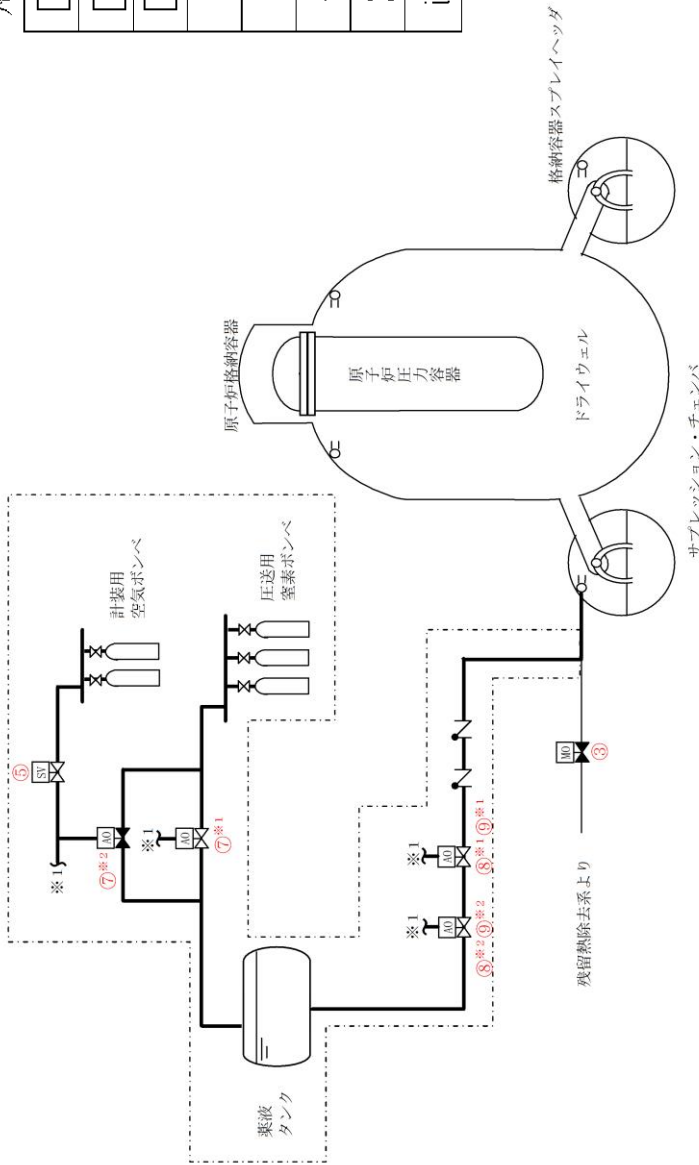
第 1.7-19 図 第 1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員(数)	スクラビング水pH調整開始												
	第1ベントフィルタスクラバ容器 スクラビング水pH調整													
	中央制御室運転員A	1												

第1.7-20図 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整 タイムチャート

凡例

M0	電動作動
A0	空気作動
SV	電磁作動
∞	弁
↙	逆止弁
—	配管
≡	使用する流路
⋮	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③	A-RHR トーラススプレイ弁
⑤	PHC 空気供給電磁弁
⑦※1	PHC A-窒素ガス供給弁
⑦※2	PHC B-窒素ガス供給弁
⑧※1 ⑨※1	PHC A-薬液タンク 出口薬剤注入弁
⑧※2 ⑨※2	PHC B-薬液タンク 出口薬剤注入弁

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1.7-21図 サブレーション・プール水pH制御 概要図

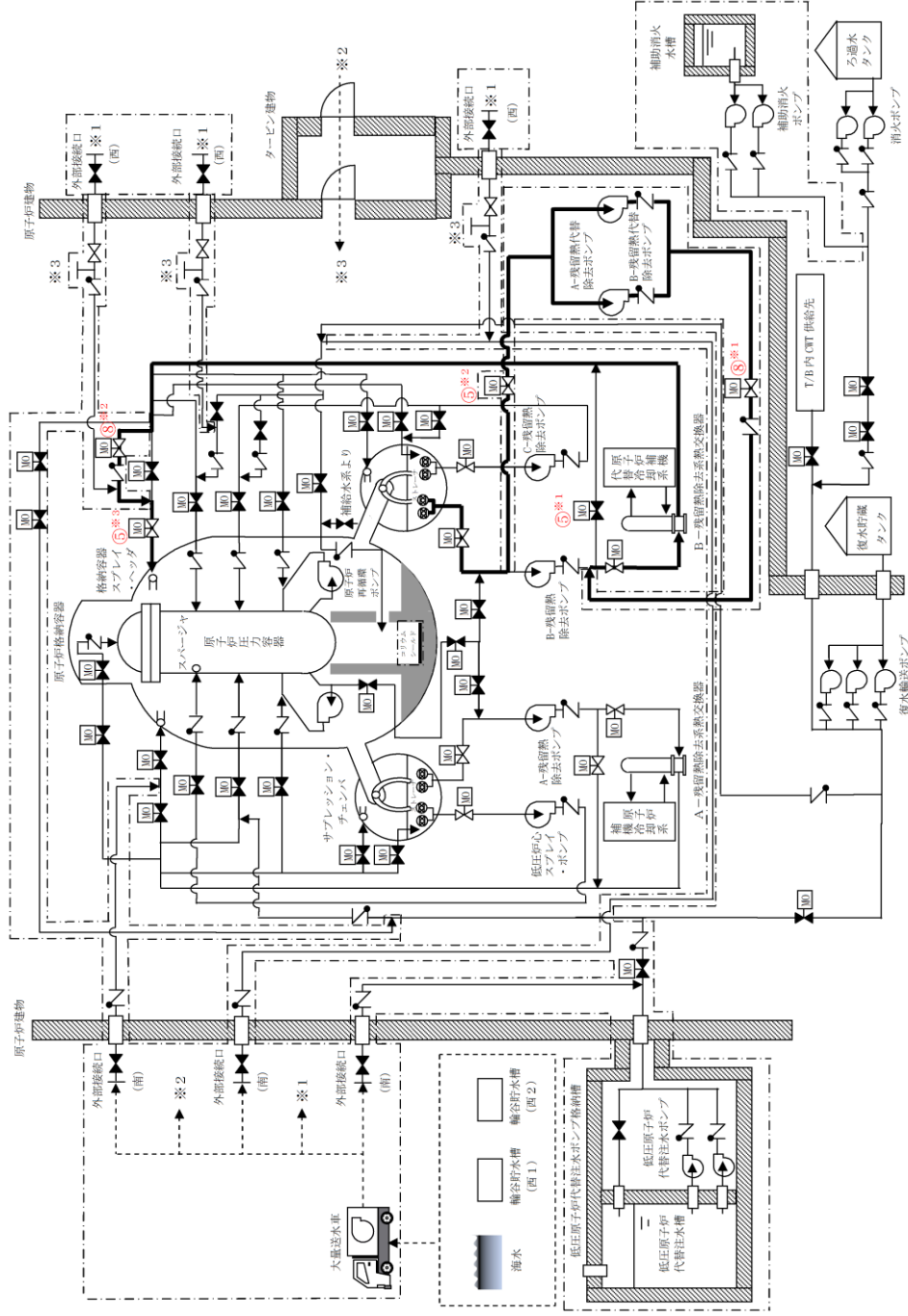
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120		
サブレーション・プール水 pH制御	中央制御室運転員A 1															

The diagram shows a horizontal timeline from 0 to 120 minutes. A blue shaded bar labeled '起動操作' (Start Operation) begins at the 20-minute mark and ends at the 30-minute mark. An upward-pointing arrow is at the 30-minute mark. A triangle points to the 20-minute mark with the text '薬液注入開始 20分' (Medicine liquid injection start 20 minutes).

第 1.7-22 図 サブレーション・プール水 pH制御 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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

第1.7-23図 ドライウェルP H制御 概要図(1 / 2)



操作手順	弁名称
⑤※1	Bー熱交バイパス弁
⑤※2	RHR RHRライン入口止め弁
⑤※3	BーRHRドライブウエル第2スプレイ弁
⑧※1	RHRライン流量調節弁
⑧※2	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

## 第1.7-23図 ドライブウエルpH制御 概要図(2/2)

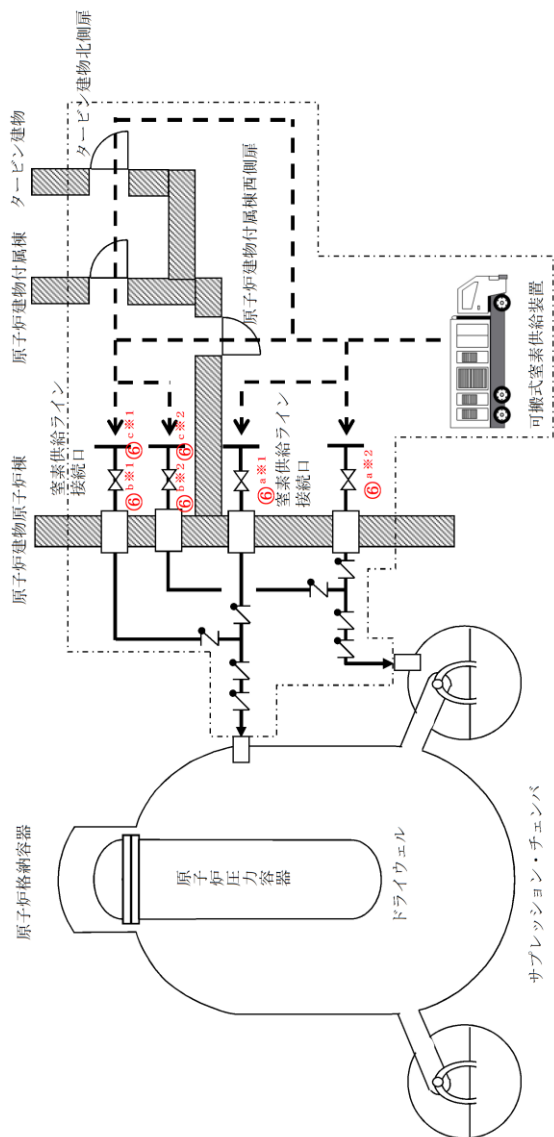
必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目		薬液注入開始 45分 ▽															
ドライウエルpH制御 (SA電源切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員A				電源確認		系統構成		起動操作								
	現場運転員B, C																

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目		薬液注入開始 60分 ▽															
ドライウエルpH制御 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員A				C/C	D系不要負荷切り離し		非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)		電源確認		系統構成		起動操作			
	現場運転員B, C																

第1.7-24図 ドライウエルpH制御 タイムチャート

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	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
⑥ <sup>a</sup> *1	AN I 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑥ <sup>a</sup> *2	AN I 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
⑥ <sup>b</sup> *1 ⑥ <sup>c</sup> *1	AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑥ <sup>b</sup> *2 ⑥ <sup>c</sup> *2	AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C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を示す。

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

第1.7-25図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納 容器への窒素ガス供給の場合)	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始												
		緊急時対策所～第4保管エリア移動												
		車両健全性確認(可搬式窒素供給装置)												
		可搬式窒素供給装置の移動												
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転												
弁開操作														

第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(1/3)  
 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240				
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建 物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器へ の窒素ガス供給の場合)	要員(数)  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間															
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動															
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)															
		可搬式窒素供給装置の移動															
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転															
		非開操作															

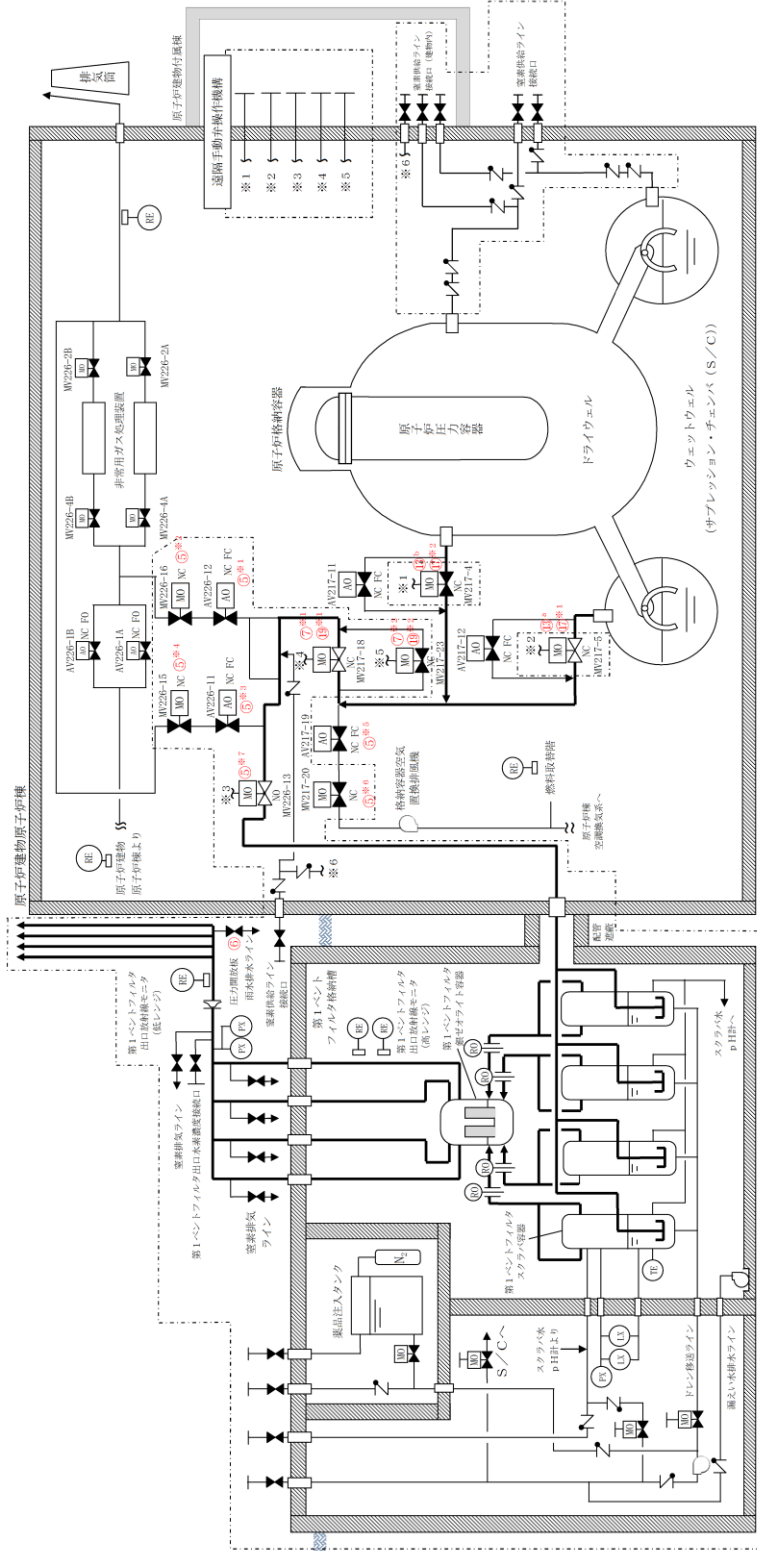
第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(2/3)  
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納  
 容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
		60	120	180	240	300	360	420	480				
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン 建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒 素ガス供給の場合 (故意による大型航空機の衝 突その他のテロリズムによる影響がある場 合) )	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 6時間40分											
		緊急時対策所～第4保管エリア移動											
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)											
		可搬式窒素供給装置の移動											
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・稼働、暖気運転 再開操作											

第1.7-26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(3/3)  
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素  
 ガス供給の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>01</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1.7-27図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤ <sup>※1</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑤ <sup>※2</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑤ <sup>※3</sup>	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁
⑤ <sup>※4</sup>	SGT耐圧強化ベンントライン止め弁後弁
⑤ <sup>※5</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑤ <sup>※6</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤ <sup>※7</sup>	SGT FCVS第1ベンントフィルタ入口弁 (第3弁)
⑥	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑦ <sup>※1</sup> ⑨ <sup>※1</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑦ <sup>※2</sup> ⑨ <sup>※2</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑬ <sup>a</sup> ⑰ <sup>※1</sup>	NGC N2トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W) )
⑬ <sup>b</sup> ⑰ <sup>※2</sup>	NGC N2ドライウェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W) )

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。

○<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1.7-27図 格納容器フィルタベンント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図(2/2)



必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分													
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) (全交流動力電源喪失の場合)	要員(数)													
	中央制御室運転員A	1	電源確認											
	現場運転員B, C	2	移動, 系統構成 (第2弁全開操作)											
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所~原子炉建物背面移動 F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作											※1

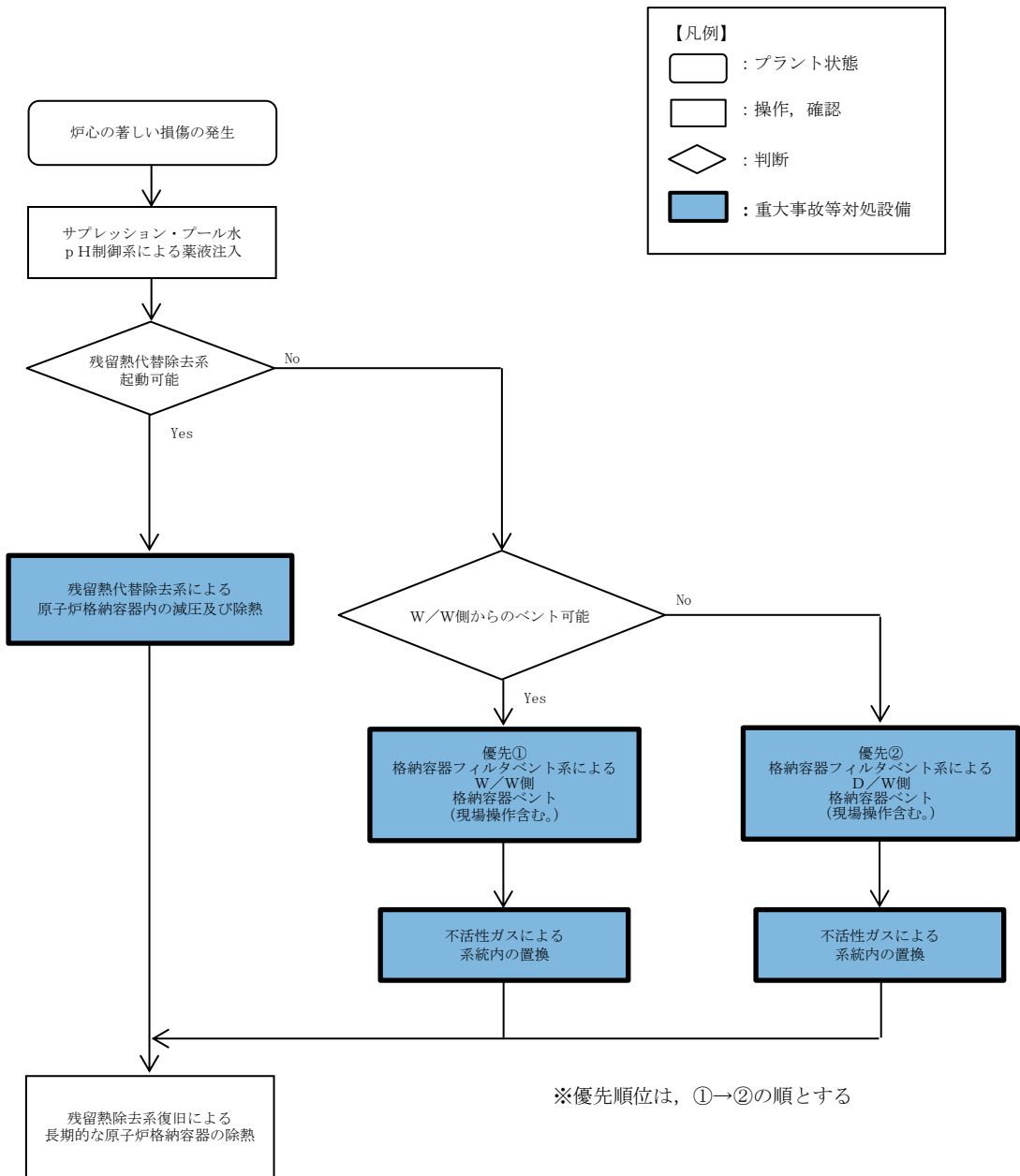
※1：第2弁の開操作ができない場合は，第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合，2時間50分以内で可能である。

### 第1.7-28 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート (現場操作による原子炉格納容器ベント)

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分												
要員(数)													
中央制御室運転員A	1	電源確認											
現場運転員B, C	2	移動, 系統構成 (第2弁全開操作)											
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) (全交流動力電源喪失の場合)	2	緊急時対策所~原子炉建物背面移動 F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作											※1

※1：第2弁の開操作ができない場合は，第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合，2時間50分以内で可能である。

### 第1.7-29 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート (現場操作による原子炉格納容器ベント)



第1.7-30図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

## 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

### < 目次 >

#### 1.8.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器下部注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉圧力容器への注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 手順等

#### 1.8.2 重大事故等時の手順

##### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

##### (1) 原子炉格納容器下部注水

###### a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

###### b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

###### c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

###### d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

###### e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

##### 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

##### (1) 原子炉圧力容器への注水

- a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水
- b. 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
- c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
- d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- e. 復水輸送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. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

## 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拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、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対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十一条及び「技術基準規則」第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対

応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.8-1 表に整理する。

a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCI の抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCI の抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

さらに、原子炉格納容器下部への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、原子炉格納容器下部へ落下した熔融炉心がドライウエル機器ドレンサンプ及びドライウエル床ドレンサンプ（以下「ドライウエルサンプ」という。）へ流入することを防止し、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制する。

(a) 原子炉格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i ペDESTAL 代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

ペDESTAL 代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ



- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 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
- ・ 代替所内電気設備

ii 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水輸送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ 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
- ・ 代替所内電気設備

iii 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補助消火ポンプ
- ・ 消火ポンプ
- ・ 補助消火水槽
- ・ ろ過水タンク

- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・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
- ・代替所内電気設備

iv 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・可搬型ストレーナ
- ・格納容器代替スプレイ系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレイ・ヘッド
- ・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
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容

器下部への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

v ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・ペDESTAL代替注水系 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
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、可搬型ストレーナ、格納容器代替スプレー系配管・弁、格納容器スプレー・ヘッド、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、代替所内電気設備、大量送水車、ホース・接続口、ペDESTAL代替注水系配管・弁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。(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、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、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

## b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

### (a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

#### i 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・ 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉浄化系 配管
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

ii ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク
- ・ ほう酸水注入系 配管・弁
- ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

iii 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒駆動水圧ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

iv 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧原子炉代替注水系（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。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

v 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水輸送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

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。

- ・補助消火ポンプ
- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

vii 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

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

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器

- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧原子炉代替注水（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、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）、原子炉压力容器及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧原子炉代替注水（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、大量送水車、ホース・接続口、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧原子炉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、高圧原子炉代替注水ポンプ、サプレッション・チェンバ、高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁、原子炉浄化系配管、



原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高压原子炉代替注水系（注水系）配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，主蒸気系配管，給水系配管・弁・スパージャ，原子炉压力容器，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し，原子炉压力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・制御棒駆動水圧ポンプ，復水貯蔵タンク，制御棒駆動水圧系配管・弁

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却圧力バウンダリ高压時に原子炉压力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが，使用可能であれば，原子炉压力容器へ注水する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，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，原

子炉压力容器への注水手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時災害対策要員の対応として、AM設備別操作要領書、事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書に定める。（第1.8-1表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第1.8-2表，第1.8-3表）

## 1.8.2 重大事故等時の手順

### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器下部注水

- a. ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水  
炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するためペデスタル代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

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

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

#### (a) 手順着手の判断基準

[ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペデスタル代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後のペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変

化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

#### (b) 操作手順

ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-5図、タイムチャートを第1.8-6図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。

②<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替えを実施する。

③中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初

期水張りの場合]

⑧中央制御室運転員Aは、F L S R注水隔離弁の全開操作を実施し代替注水流量（常設）指示値の上昇（ $200\text{m}^3/\text{h}$ 程度）により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペデスタル水位にて $+2.4\text{m}$ （総注水量約 $225\text{m}^3$ <sup>※1</sup>）到達後、F L S R注水隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を経由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[原子炉圧力容器破損後のペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

⑨中央制御室運転員AはF L S R注水隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）に調整し、注水を継続する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してからペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合30分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した

場合 45 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ペDESTAL代替注水系（常設）により，原子炉格納容器下部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，復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において，あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器破損後は，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため，原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は，サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお，復水輸送系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し，復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は，原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]  
復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は，損傷炉心の冷却が未達

成の場合<sup>※1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>※1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）及び消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度



指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウエル圧力指示値の上昇，ペデスタル温度指示値の上昇，ペデスタル水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に，概要図を第1.8-7図に，タイムチャートを第1.8-8図に示す。

【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてスプレイ管を使用する場合】

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは，復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，復水輸送ポンプの起動操作を実施し，復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは，A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑦ 中央制御室運転員Aは、R P V / P C V 注入流量指示値が  $120\text{m}^3/\text{h}$  となるよう A - R H R R P V 代替注水弁を調整開とし、原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約 $225\text{m}^3$ <sup>※1</sup>）到達後、A - R H R R P V 代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を経由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑧<sup>a</sup> 中央制御室運転員Aは、M U W P C V 代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）に調整し、注水を継続する。

⑨<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

⑧<sup>b</sup> 中央制御室運転員Aは、A - R H R R P V 代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）に調整

し、注水を継続する。

- ⑨<sup>b</sup>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてペDESTAL注水配管を使用する場合】

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

[復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑦中央制御室運転員Aは、MUW PCV代替冷却外側隔離弁を全開操作し、ペDESTAL注水流量指示値の上昇(120m<sup>3</sup>/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑧中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、20分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初

期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器下部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、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、消火系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレー管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレー管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

消火系（スプレー管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレー管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指

示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

#### (b) 操作手順

消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-9 図に、タイムチャートを第 1.8-10 図に示す。（補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合について、手順⑤⑧以外同様）

**【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてスプレイ管を使用する場合】**

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能

か確認する。

- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤<sup>a</sup>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。
- ⑤<sup>b</sup>消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑧<sup>a</sup>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（120m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約225m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>）到達後、A-RHR R P V代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウエルサンプ及びドライウエル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを



## 実施する場合における総注水量

### ⑧<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合

中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇(75m<sup>3</sup>/h程度)、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約225m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>)到達後、A-RHR R P V代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を経由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[消火系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、消火系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

### ⑨<sup>a</sup> 中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量(12~60m<sup>3</sup>/h)に調整し、注水を継続する。

### ⑩<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

[消火系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系(スプレイ管使用)から消火系(ペDESTAL注水配管使用)に切り替える場合]

### ⑨<sup>b</sup> 中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開

とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

- ⑩<sup>b</sup>当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系（ペDESTAL注水配管）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてペDESTAL注水配管を使用する場合】

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤<sup>a</sup>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。
- ⑤<sup>b</sup>消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準

備完了を報告する。

- ⑦当直副長は中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

[消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑧<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合

中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（110m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

- ⑧<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合

中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（70m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、消

火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑨中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

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

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行うが、切替え及び注水手順は「e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」に示す。

(a) 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>※1</sup>で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-11 図に、タイムチャートを第 1.8-12 図に示す。（格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南））

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は、手順⑥⑩⑬⑮以外は同様）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口への格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。

③緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

④<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を合わせて実施する。

④<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コン

トロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW-PCV代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を合わせて実施する。

⑤中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑥<sup>a</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合  
中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑥<sup>b</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合  
中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成としてB-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑥<sup>c</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空



機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として中央制御室にてB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

⑨当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

⑩<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるよ

うに調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑩<sup>o</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、ACSS B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量にて $120\text{m}^3/\text{h}$ となるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑪ 中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを格納容器代替スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑫ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて $+2.4\text{m}$ （総注水量約 $225\text{m}^3$ <sup>※1</sup>）到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策本部に依頼する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器下部への注水の停止を指示する。

- ⑬<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ACSS A－注水ライン流量調整弁の全

閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、A C S S B－注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、可搬型バルブの全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

⑭ 当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を經由して緊急時対策要員に指示する。

⑮<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A C S S A－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A C S S B－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮° 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A C S S B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

##### 【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合25分以内で可能である。

##### 【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合40分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代

替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系

(常設), 復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合, 原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系(可搬型)により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において, あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は, 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため, 原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は, サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため, 崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

また, 本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系(可搬型)接続口を任意に選択できる構成としている。

なお, 格納容器代替スプレイ系(可搬型)にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し, ペDESTAL代替注水系(可搬型)が使用可能な場合は, 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系(可搬型)からペDESTAL代替注水系(可搬型)に切り替えて注水を行う。

#### (a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で, ペDESTAL代替注水系(可搬型)が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で, ペDESTAL代替注水系(可搬型)が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

- ※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。
- ※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。
- ※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。
- ※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-13 図に、タイムチャートを第 1.8-14 図に示す。（ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は、手順⑩⑬⑮⑳以外は同様）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にペDESTAL代替注水系配管を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口へのペDESTAL代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告

するとともに、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

④<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。

④<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C / Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替えを実施する。

⑤中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてMUW P C V代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水



系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

⑨当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

⑩<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、APFS A－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、APFS B－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、APFS B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことをペDESTAL代替注水流量指示値の上

昇により確認し、当直副長へ報告する。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策本部に依頼する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器下部への注水の停止を指示する。

⑬<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、APFS A-注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、APFS B-注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、可搬型バルブの全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑭ 当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を經由して緊急時対策要員に指示する。

⑮<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合  
緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS A－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合  
緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑯ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が開始された

ことを緊急時対策本部へ報告する。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し，ペDESTAL注水配管が使用可能であり，原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

- ⑰当直副長は，運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ⑱当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系配管・弁を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水準備を依頼する。
- ⑲緊急時対策本部は，当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに，緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ⑳中央制御室運転員Aは，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されていること及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ㉑中央制御室運転員Aは，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として，中央制御室にてMUW PCV代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し，当直副長にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ㉒緊急時対策要員は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ㉓当直長は，当直副長からの依頼に基づき，ペDESTAL代替注水

系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

②④ 当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

②⑤<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS A－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑤<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑤<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑥ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

**【S A電源切替盤を使用した場合】**

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合25分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合40分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

**【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】**

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

**【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】**

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2 時間 10 分以内で可能である。また、ペDESTAL代替注水

系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合，作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3時間10分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し，引き続き，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから10分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し，ペDESTAL注水配管が使用可能であり，原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち，運転員が実施する原子炉建物での系統構成を，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから10分以内で可能である。

また，緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから10分以内で可能である。

なお，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し，作業開始を判断してから10分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び

通信連絡設備を整備する。ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

#### 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

##### (1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、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。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注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

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のための原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、原子炉底部から原子炉水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。その後、原子炉水位をレベル0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. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常



設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常が無く、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を

並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-15図に、タイムチャートを第1.8-16図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A又はB-ほう酸水注入ポンプの起動操作（ほう酸水注入系起動用COSを「A系統」位置（B系を起動する場合は「B系統」位置）にすることで、A（B）-SLCタンク出口弁及びA（B）-SLC注入弁が全開となり、

ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。)を実施し，発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。

⑤当直副長は，中央制御室運転員にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し，ほう酸水の全量注入完了を確認後，ほう酸水注入ポンプを停止するよう指示する。

⑥中央制御室運転員Aは，ほう酸水注入ポンプを停止し，当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施することで，原子炉圧力容器の下部に移動した熔融炉心を冷却し，原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお，注水を行う際は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において，制御棒駆動水圧系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（復水貯蔵タ

ンク) が確保されている場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.3(1) a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧原子炉代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

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、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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、低圧原子炉代替注水系（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。

逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「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。

なお、注入を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源、及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-17図に、タイムチャートを第1.8-18図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。

②<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替えを実施する。

③中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（常設）による

原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプ（1台）の起動操作を実施し低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の全開操作を行う。

⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

⑧中央制御室運転員Aは、FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。

⑨中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 20 分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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、復水輸送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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、復水輸送系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-3 図及び第 1.8-4 図に、概要図を第 1.8-19 図に、タイムチャートを第 1.8-20 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、復水輸送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にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、復水輸送系バイパス流防止対策として CWT T/B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A は、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、A-RHR 注水弁の開操作を行う。
- ⑥当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水輸送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、A-RHR RPV 代替注水弁を開操作し原子炉注水を開始する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを RPV/PCV 注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、



作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした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、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.8-3 図及び第 1.8-4 図に、概要図を第 1.8-21 図に、タイムチャートを第 1.8-22 図に示す。(補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について、手順④以外同様)

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、復水輸送系バイパス流防止として C W T T / B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ④<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合  
中央制御室運転員 A は、補助消火ポンプを起動する。
- ④<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合  
中央制御室運転員 A は消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は C W T 系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作、C W T 系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員 A は A - R H R 注水弁の全開操作を実施する。
- ⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、A - R H R R P V 代替注水弁の開操作を実施する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを R P V / P C V 注入流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉

圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで，25分以内で可能である。

g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送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，低圧原子炉代替注水系（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，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び高圧原子炉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，低圧原子炉代替注水系（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る原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※ 2 : 設備に異常が無く、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西 1）  
又は輪谷貯水槽（西 2））が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水  
手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-3 図及び第  
1.8-4 図に、概要図を第 1.8-23 図に、タイムチャートを第 1.8-  
24 図に示す。（低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧  
原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び低圧原子炉代替注水  
系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水  
手順は、手順⑦、⑫以外同様）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子  
炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可  
搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続  
口（建物内）を使用した低圧原子炉代替注水系（可搬型）によ  
る原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低  
圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水  
系（可搬型）の接続を依頼する。

③緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）  
で使用する接続口を連絡するとともに緊急時対策要員に低圧原  
子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準  
備開始を指示する。

④<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、低圧原子炉代替  
注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な A -  
R H R 注水弁又は B - R H R 注水弁の電源切替え操作を実施す  
る。

④<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C / C の不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な A - R H R 注水弁又は B - R H R 注水弁の電源切替えを実施する。

⑤ 中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑥ 当直副長は、運転員に低圧原子炉代替注水系（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。

⑦<sup>a</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
中央制御室運転員 A は A - R H R 注水弁の全開操作及び F L S R 注水隔離弁の全開操作を実施する。

⑦<sup>b</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
中央制御室運転員 A は B - R H R 注水弁の全開操作を実施する。

⑦<sup>c</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
中央制御室運転員 A は B - R H R 注水弁の全開操作を実施する。

⑧ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系（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物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報

告する。

⑨緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑩<sup>a</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 A－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 B－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>c</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は、F L S R可搬式設備 B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大

量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑪当直副長は、中央制御室運転員 A に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。

⑫<sup>a</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員 A は原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

⑫<sup>b</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員 A は原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

⑫<sup>c</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝

突その他のテロリズムによる影響がある場合)

中央制御室運転員 A は原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水系（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を緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（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想定時間は以下のとおり。

**【S A 電源切替盤を使用した場合】**

・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 25 分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 40 分以内で可能である。

**【低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】**

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

**【低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響**



がある場合)】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器内への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

#### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

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。

低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への水の補給手順、水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））から内部水源（サブレーション・チェンバ）への水源切替手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替

交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器による低圧原子炉代替注水ポンプ，高圧原子炉代替注水ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，復水輸送ポンプ，補助消火ポンプ，消火ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

#### 1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

##### (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

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

[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合，低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合，復水輸送系（スプレイ管使用），消火系（スプレイ管使用），格納容器代替スプレイ系（可搬型），復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用），消火系（ペDESTAL注水配管使用）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については，ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。

また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択

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

代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧原子炉代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧原子炉代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（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する。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系及び高圧原子炉代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統 1 系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事

故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）を実施する際の注水配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	低压原子炉代替注水ポンプ 低压原子炉代替注水槽*1 低压原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備  AM設備別操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」  「FLSRポンプによるペDESTAL注水」
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備  AM設備別操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」  「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器下部への注水 消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備  AM設備別操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」  「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペDESTAL注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備  AM設備別操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」  「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペDESTAL代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備  AM設備別操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」  「大量送水車によるペDESTAL注水」
			輪谷貯水槽(西1) *1, *3 輪谷貯水槽(西2) *1, *3	策設備 自主対策  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対処設備，手順書一覧(2 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 主蒸気系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 常設代替直流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備  事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
		原子炉压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 ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部） 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備  事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－1」  AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		原子炉压力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉压力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

## 対応手段，対処設備，手順書一覧(3 / 3)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 <sup>*1</sup> 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子 炉注水」
		原子炉圧力容器による 復水輸送系への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	自主対策 設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による 消火系への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	自主対策 設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火 ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 燃料補給設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注 水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		輪谷貯水槽(西1) <sup>*1, *4</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>*1, *4</sup>	自主対策 設備		

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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



## 第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧(1 / 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 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 a. ベDESTAL代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるベDESTAL注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

# 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 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA) ペDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA) ペDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ペDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量 ペDESTAL注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		

# 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 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるベデスタル注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力  原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度  格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置  制御棒手動操作・監視系
		電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保  A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量  RPV/PCV注入流量 ベデスタル注入流量
		補機監視機能  A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
水源の確保  A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位		

# 監視計器一覧(4 / 12)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 d. 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

# 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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 e. ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「大量送水車によるベデスタル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

## 監視計器一覧(6 / 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 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	高圧原子炉代替注水流量
		補機監視機能	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

## 監視計器一覧(7 / 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 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 b. 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			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」  AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)

監視計器一覧(8 / 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 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位



# 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 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 d. 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

# 監視計器一覧(10/12)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

# 監視計器一覧(11 / 12)

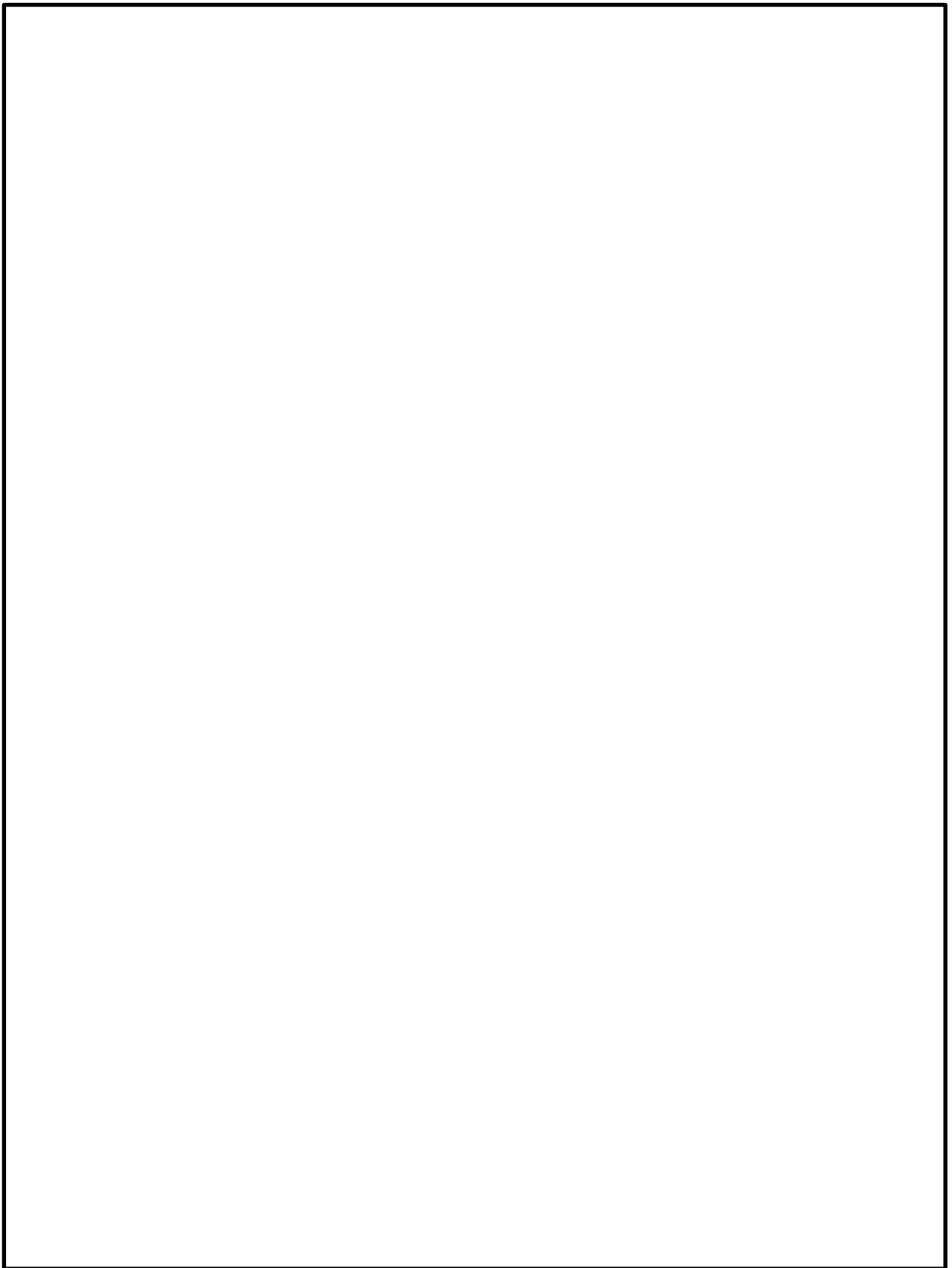
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 消火系 (消火ポンプ使用) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

# 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 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 g. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

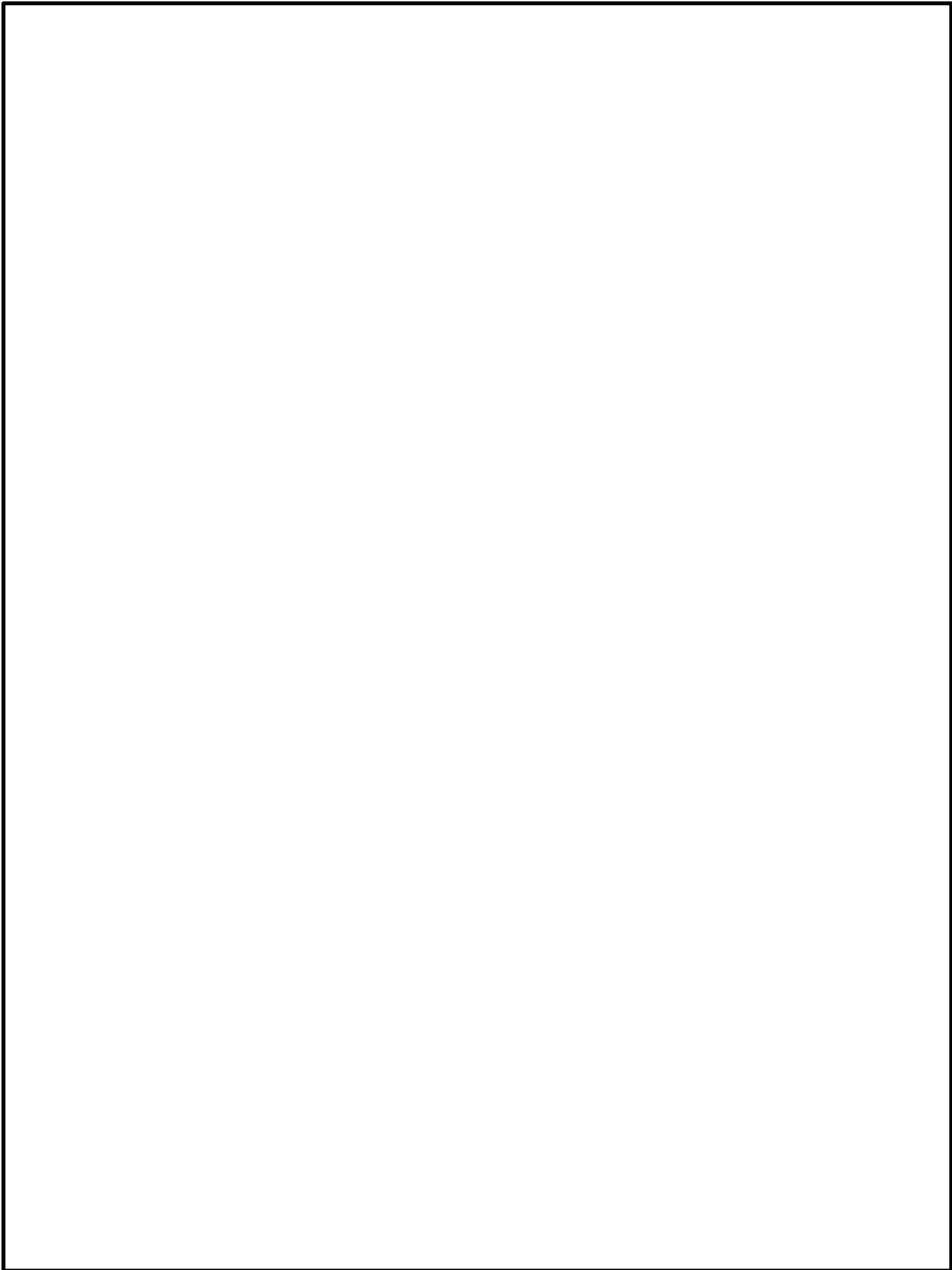
第1.8-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備  SA-L/C</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ベDESTAL代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系</p>
	<p>高圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備  SA用115V系</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備  230V系 (RCIC)</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系</p>



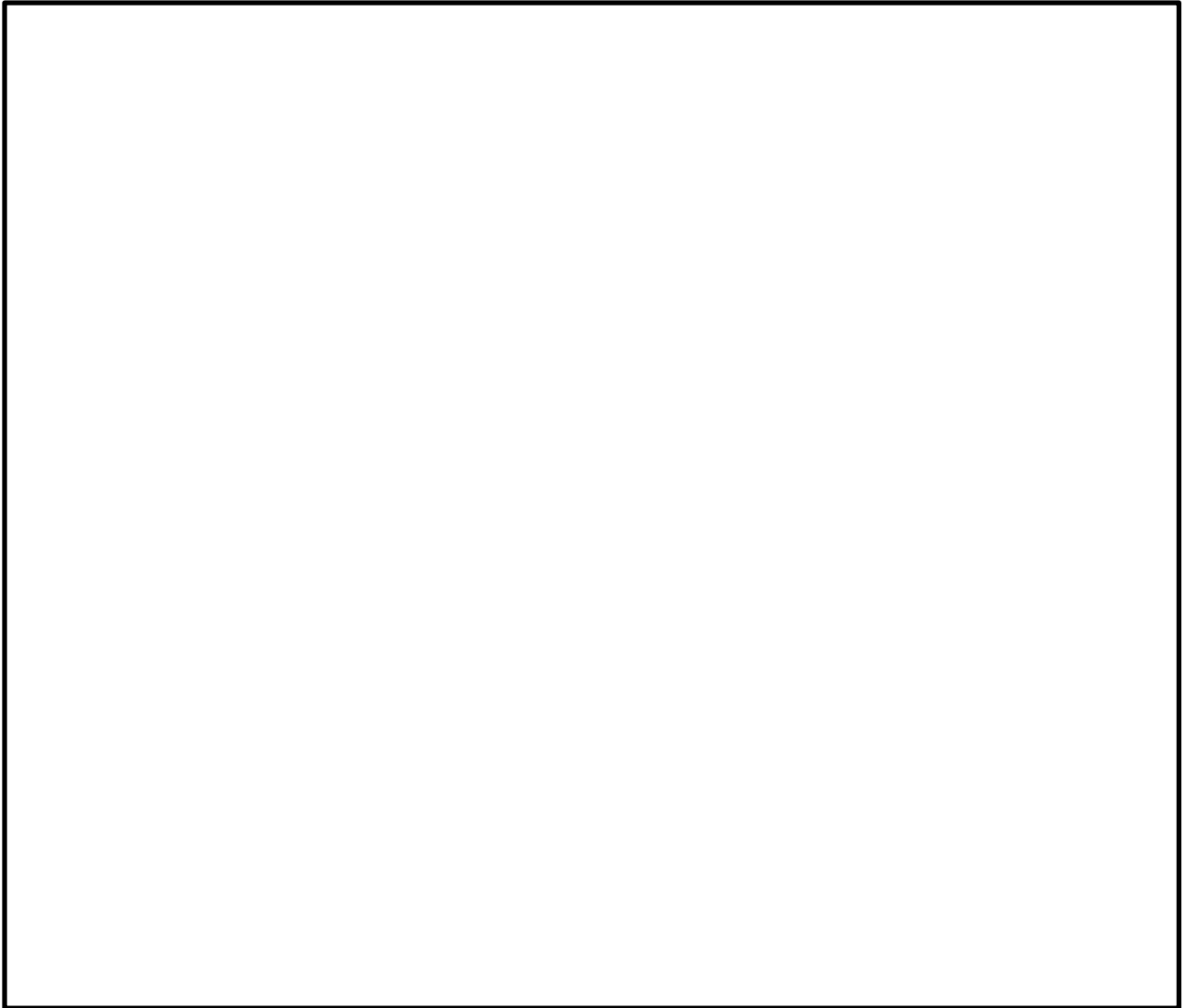
第1.8-1図 SOP「注水-3 a」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.8-2図 SOP「注水-3b」における対応フロー

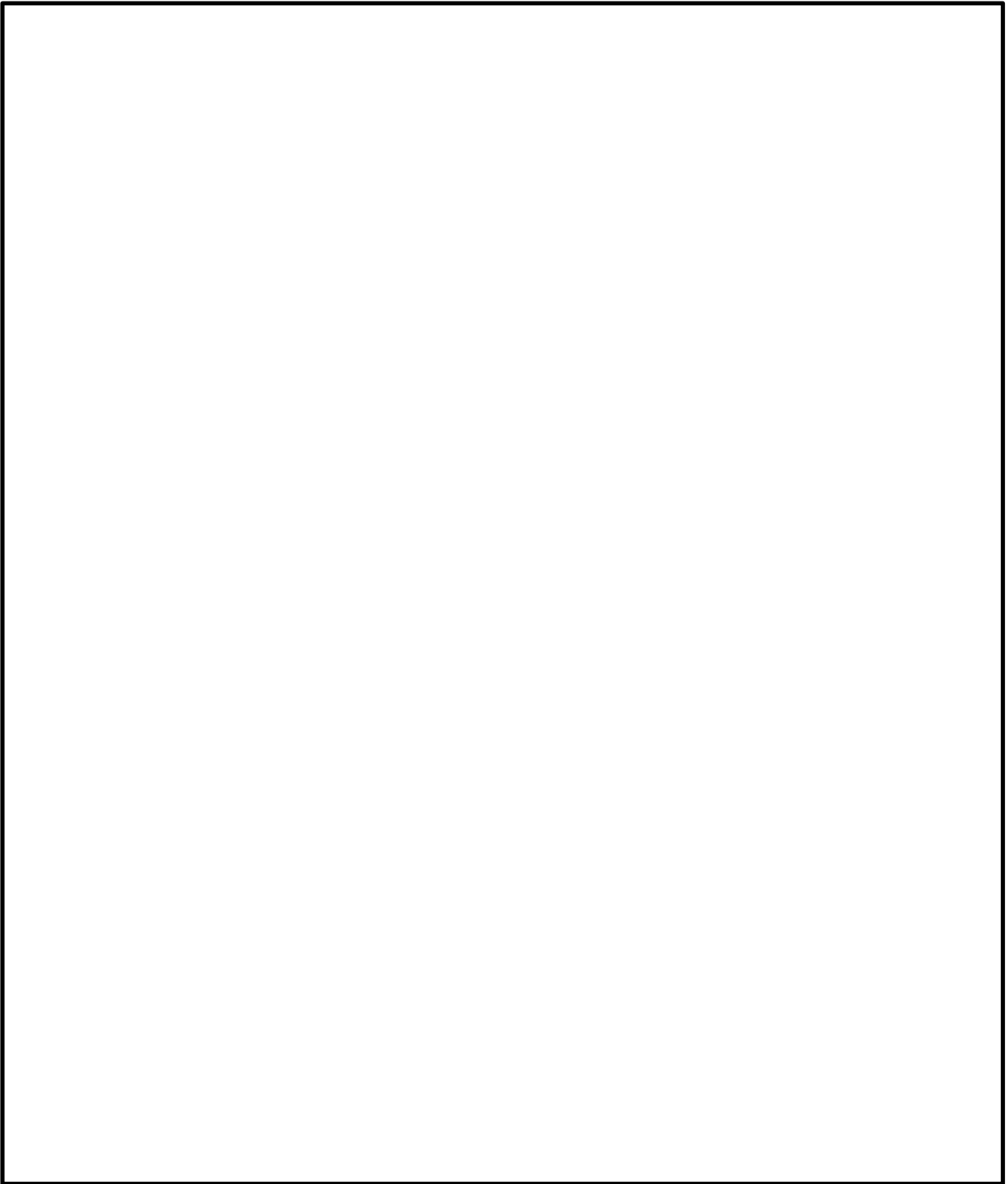
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.8-3図 SOP「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



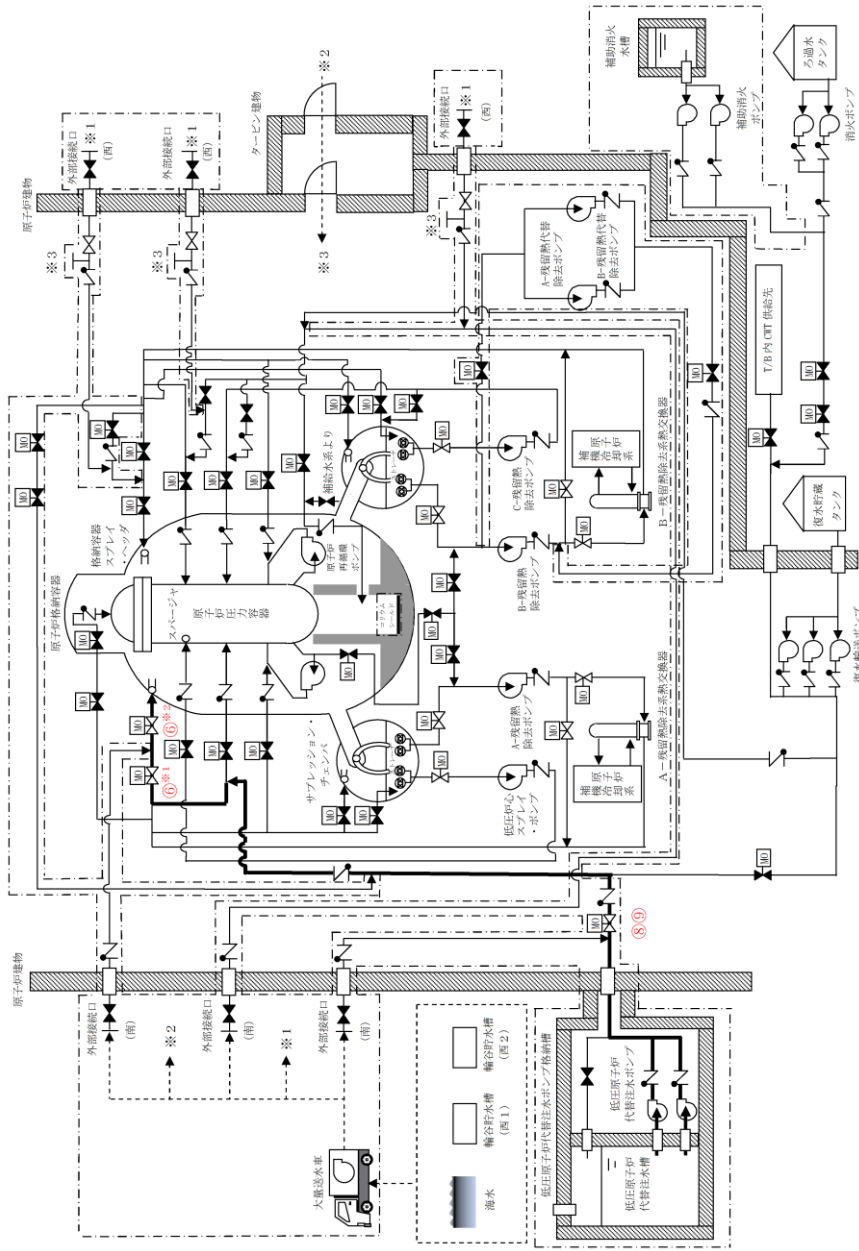


第1.8-4図 SOP「注水-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥※1	A-RHR ドライウエール第1 スプレイ弁
⑥※2	A-RHR ドライウエール第2 スプレイ弁
⑧⑨	FLSR 注水隔離弁

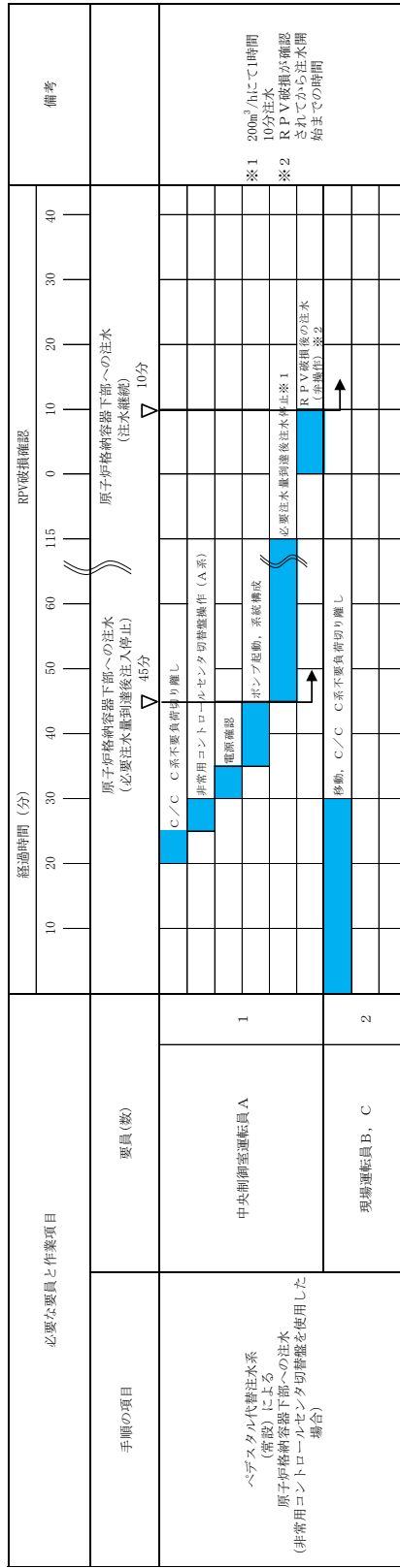
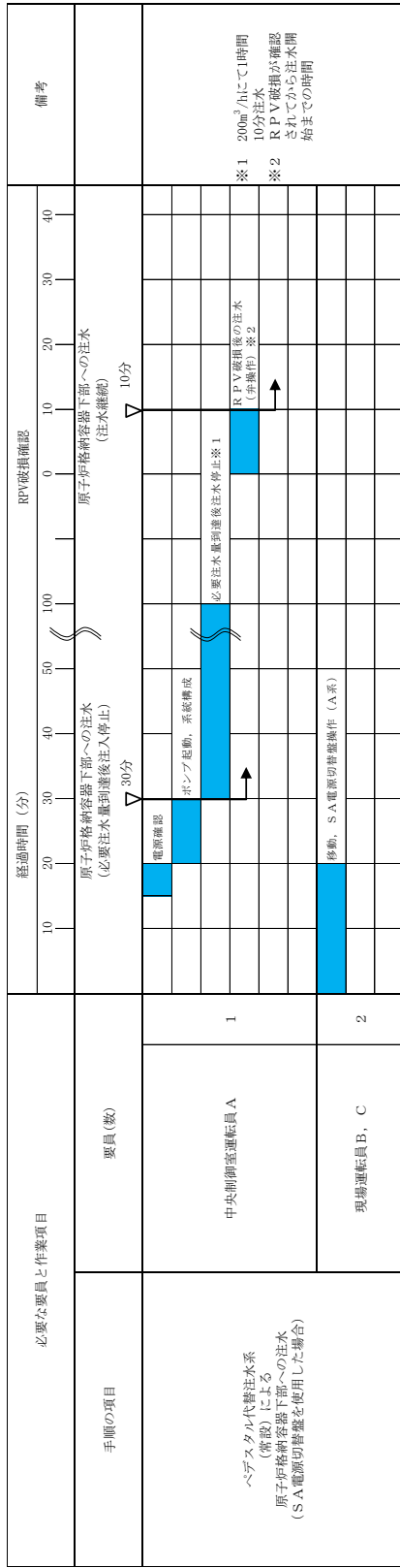
記載例

○ : 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 ペDESTアル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)



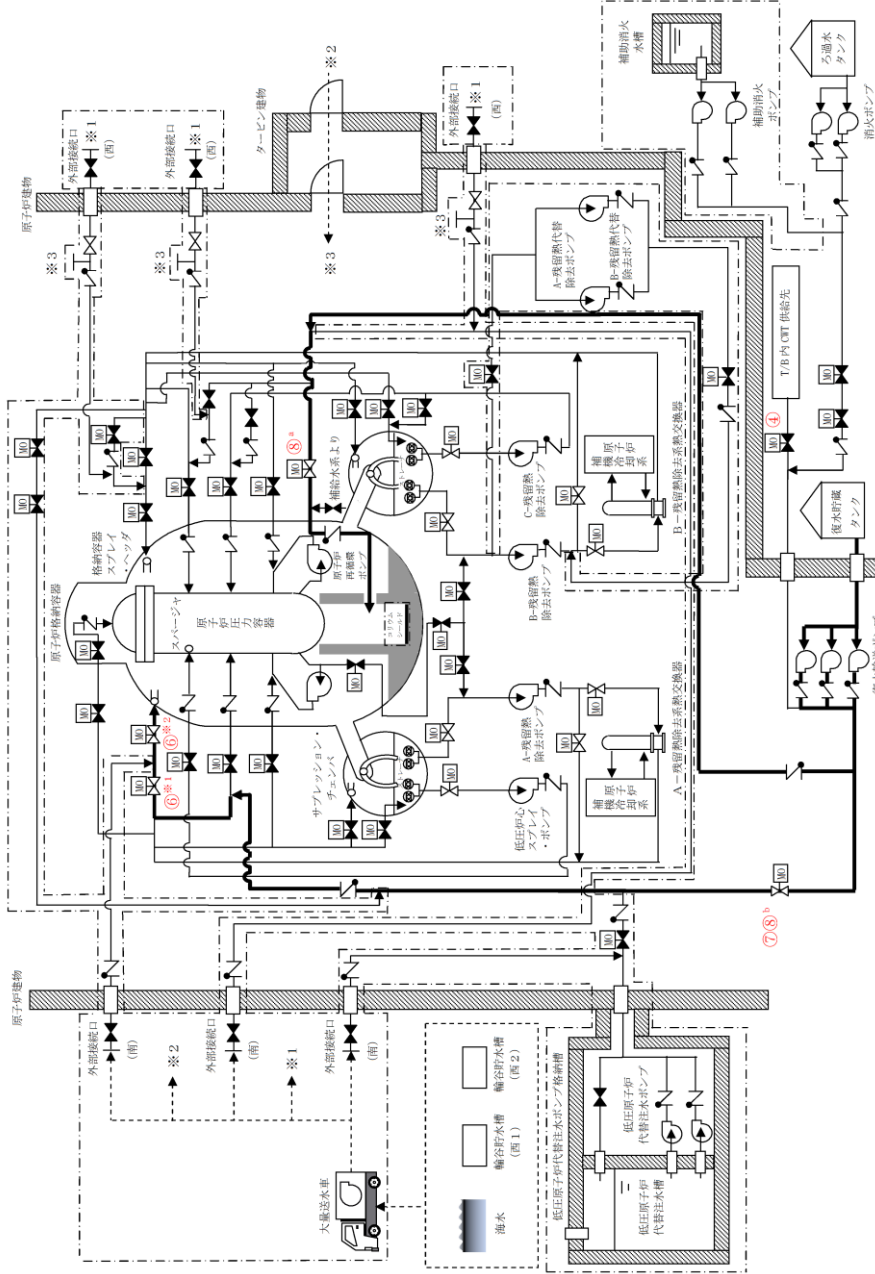
第1.8-6図 ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)

- ・スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。
- ・ベデスタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。



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 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/4)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥ <sup>*1</sup>	A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁
⑥ <sup>*2</sup>	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑦⑧ <sup>b</sup>	A-RHR R P V代替注水弁
⑧ <sup>a</sup>	MUW P C V代替冷却外側隔離弁

記載例 ○

○ : 操作手順番号を示す。

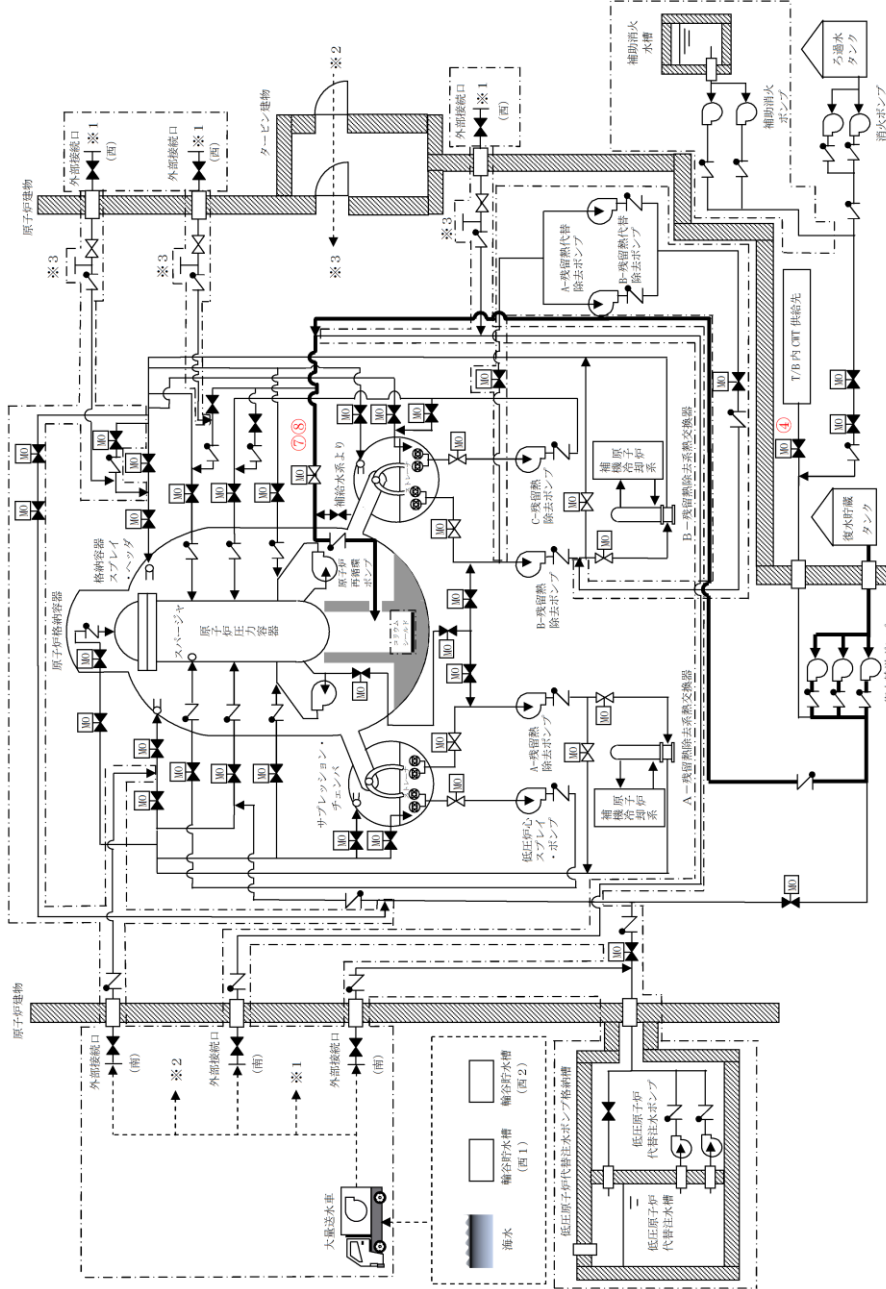
○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○<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1.8-7図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/4)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.8-7図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図(3/4)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.8-7図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（4 / 4）



必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		RPV破損確認		備考
	10	20	30	40	
手順の項目	原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注水停止) (注水継続) 20分				
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)	要員(数)	1			
	中央制御室運転員A	電源確認	逆流防止	ポンプ起動、系統構成	必要注水量到達後注水停止※1
				RPV破損後の注水 (弁操作) ※2	※1 120m <sup>3</sup> /hにて2時間以内に注水
					※2 R P V破損が確認されてから注水開始までの時間

(スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		RPV破損確認		備考
	10	20	30	40	
手順の項目	原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注水停止) 20分				
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 (ペデスタル注水配管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)	要員(数)	1			
	中央制御室運転員A	電源確認	逆流防止	ポンプ起動、系統構成	必要注水量到達後注水停止※1
				RPV破損後の注水 (弁操作) ※2	※1 120m <sup>3</sup> /hにて40分以内に注水
					※2 R P V破損が確認されてから注水開始までの時間

※3：復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペデスタル注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペデスタル注水配管使用）に切り替える場合は、中央制御室運転員Aによる弁操作を実施し、10分以内で可能である。

(ペデスタル注水配管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

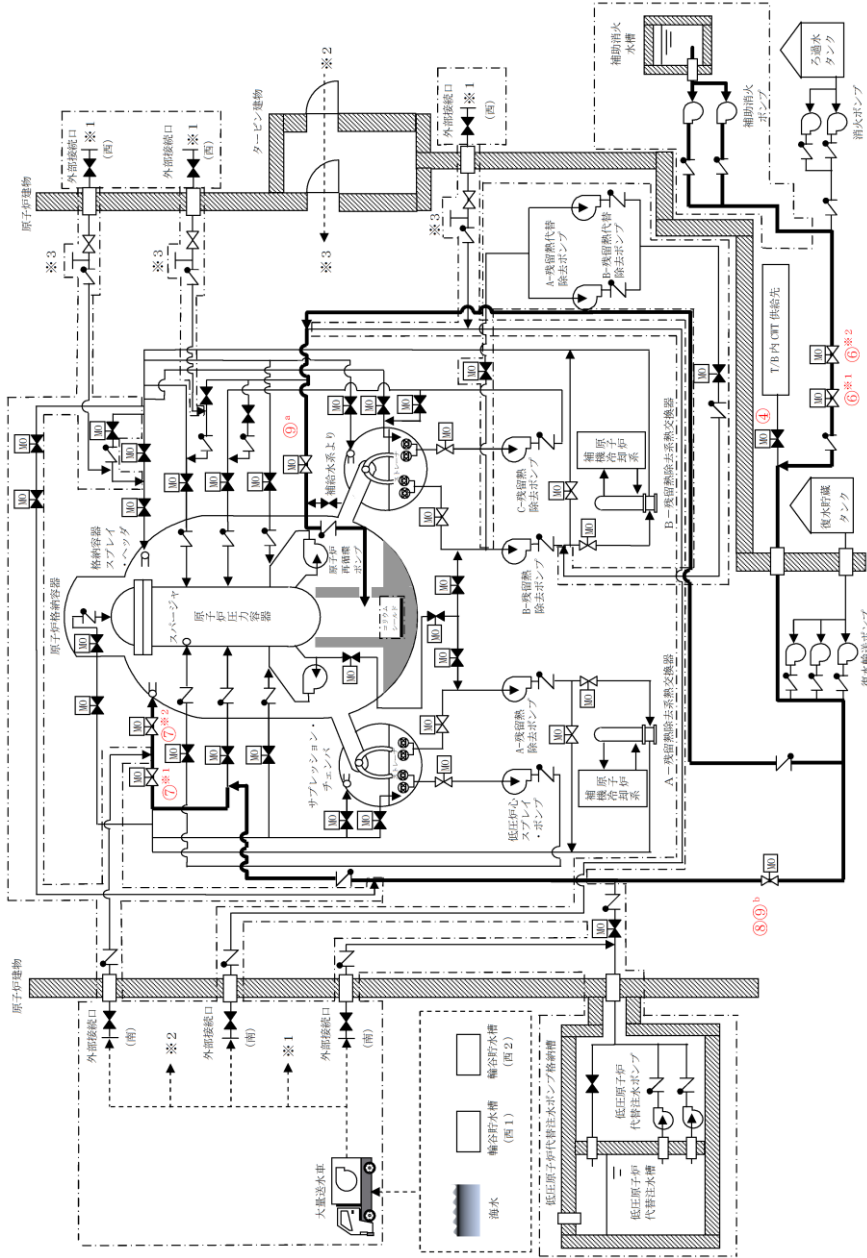
第1.8-8図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)

・スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。  
 ・ペデスタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ペデスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。



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 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/8)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦*1	A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁
⑦*2	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑧⑨ <sup>b</sup>	A-RHR R P V代替注水弁
⑨ <sup>a</sup>	MUW P C V代替冷却外側隔離弁

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~

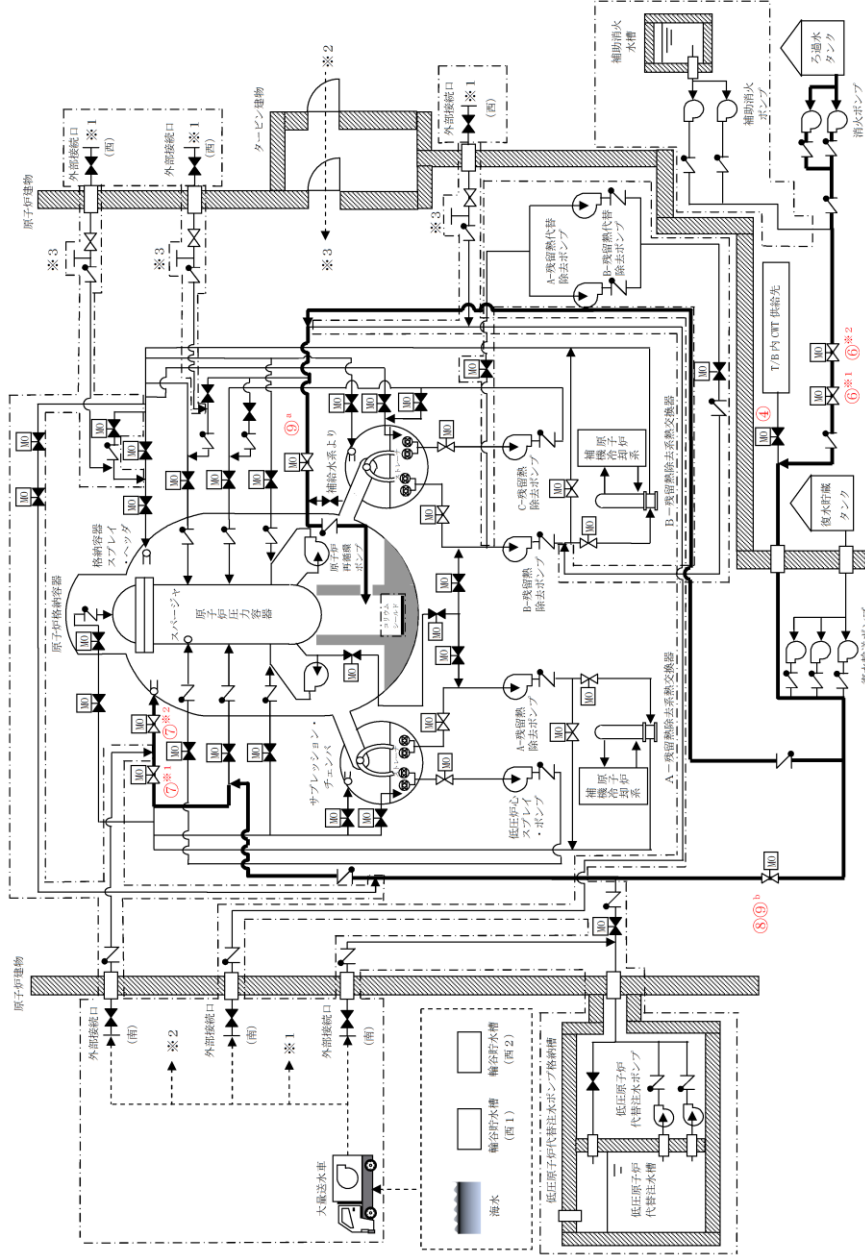
: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

## 第1.8-9図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/8) (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)  
 ・スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水(ペデスタル注水配管が使用不可な場合)」において使用する。  
 ・ペデスタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水(ペデスタル注水配管が使用可能な場合)」に使用する。



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 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(3/8)  
 (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦*1	A-RHR ドライウエル第1スプレイ弁
⑦*2	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑧⑨ <sup>b</sup>	A-RHR R P V代替注水弁
⑨ <sup>a</sup>	MUW P C V代替冷却外側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

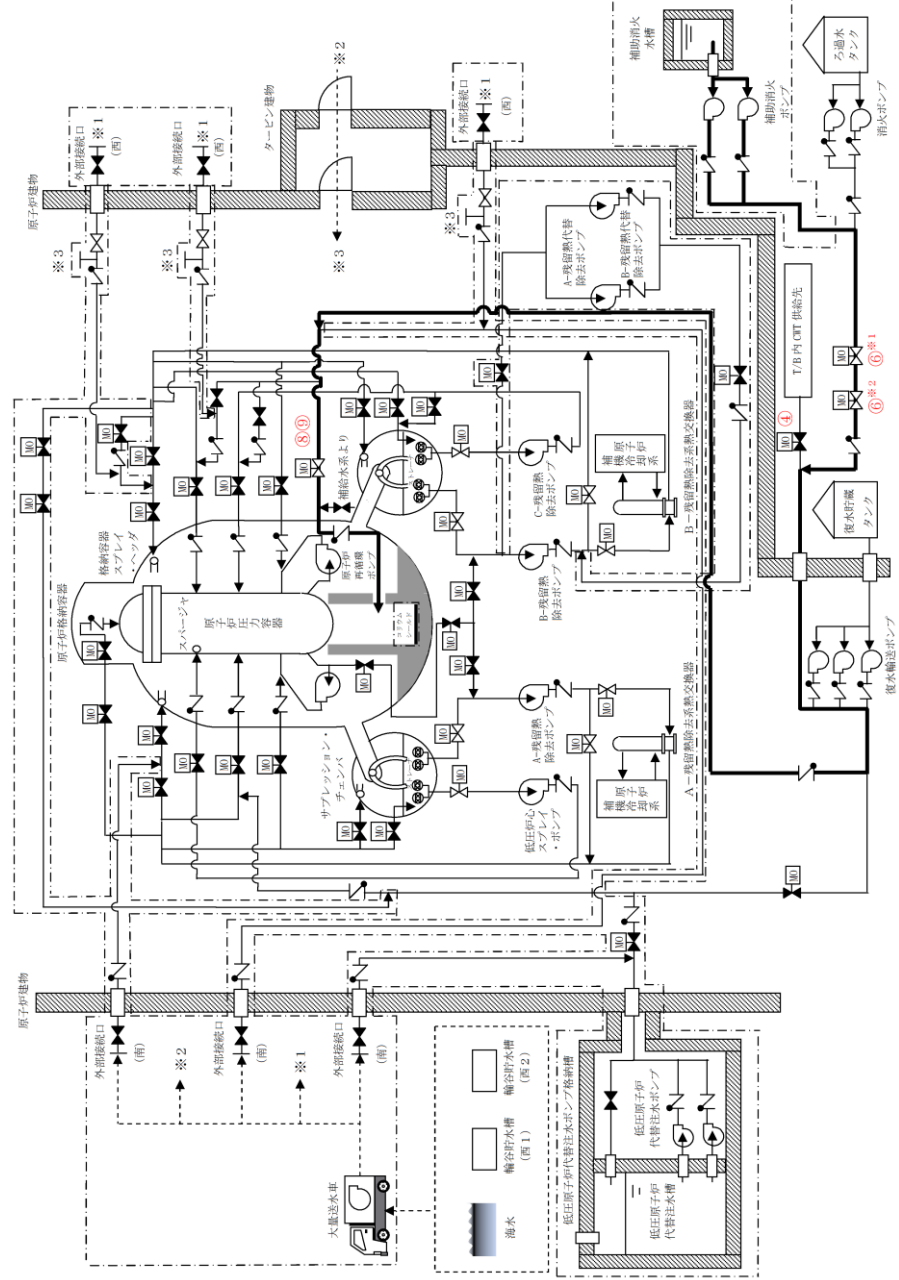
○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

○\*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 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(4/8) (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シンダーストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図(5 / 8)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

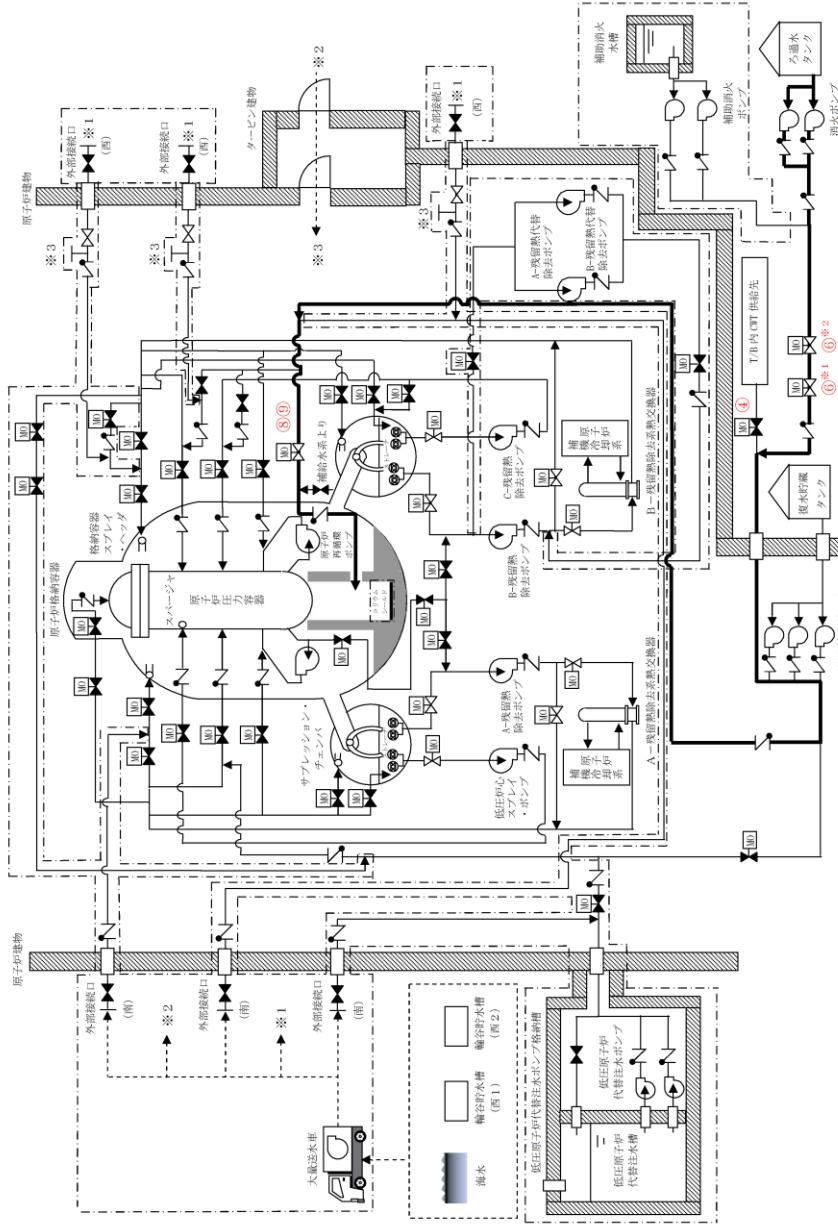
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○\*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 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（6 / 8）  
（補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合）

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（7 / 8）  
 （消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合）



操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

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 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (8 / 8)  
 (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)







操作手順	弁名称
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑥ <sup>b</sup> ⑥ <sup>c</sup>	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

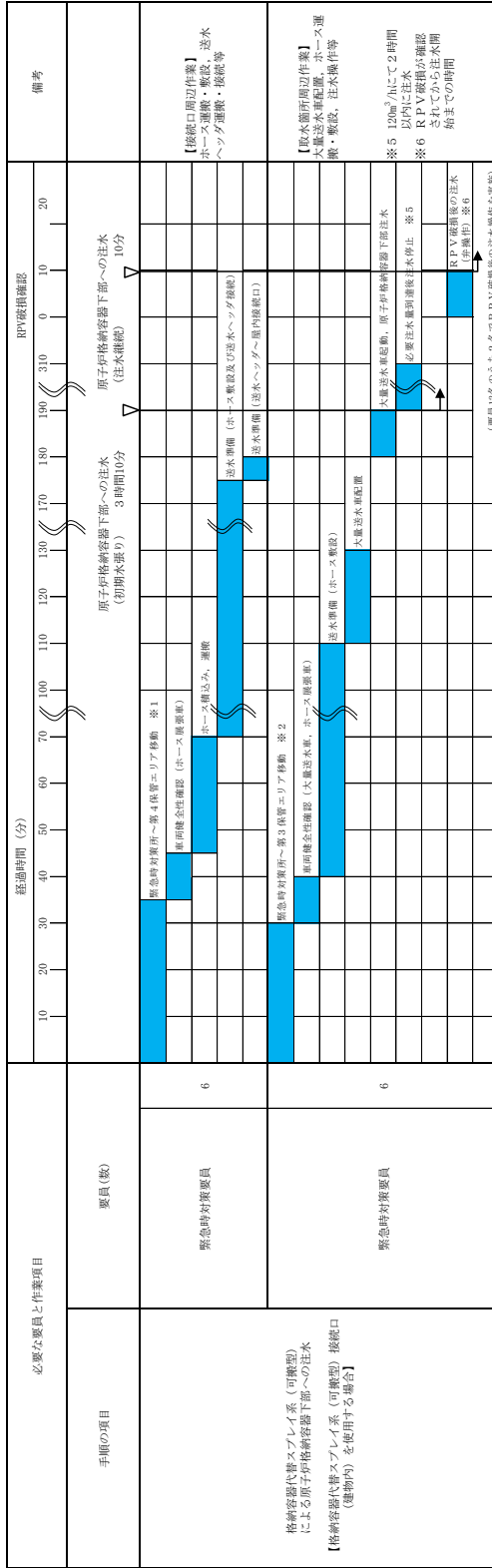
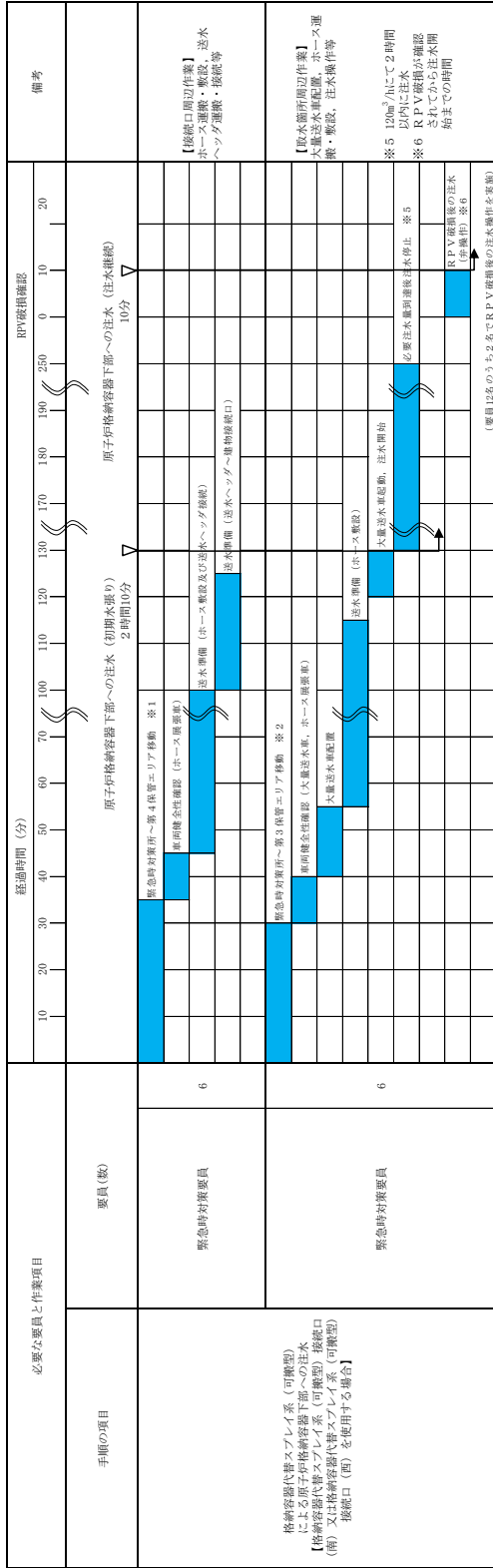
記載例

○ : 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を示す。

第1.8-11図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）



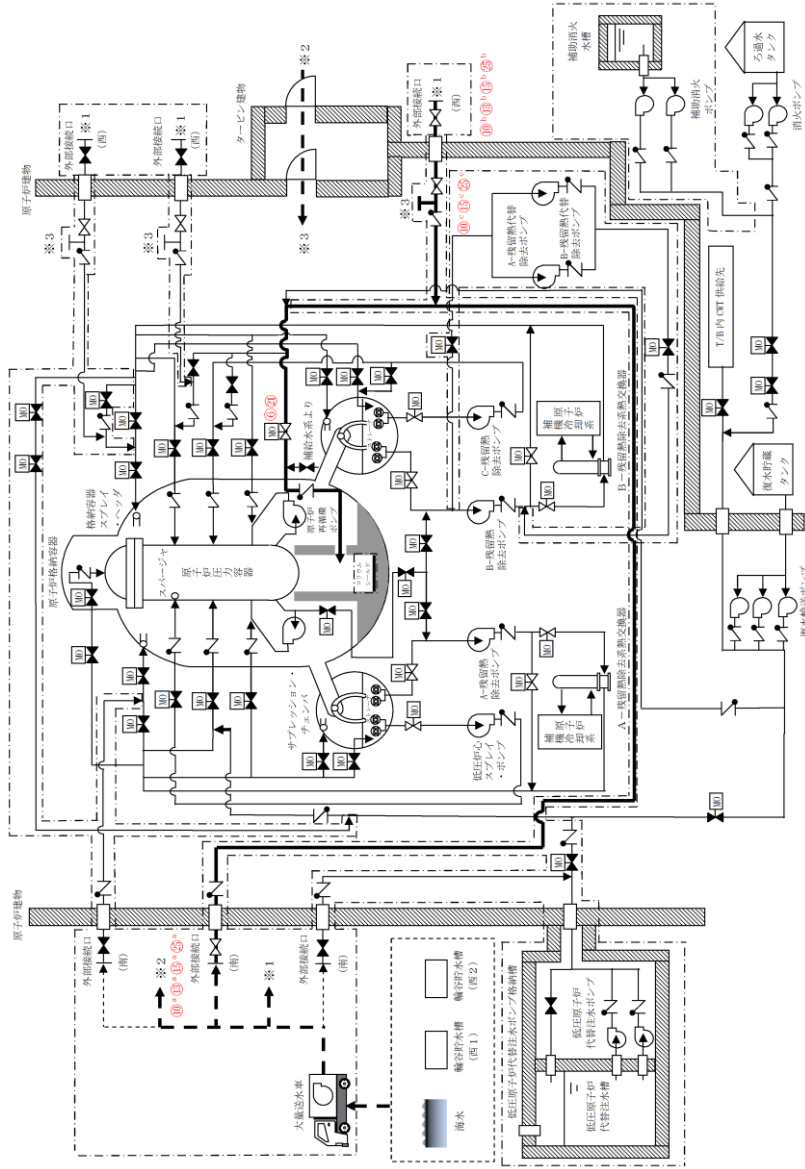


※1：第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、遅やかに対応できる。  
 ※2：第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.8-12図 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)  
 タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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を示す。

第1.8-13図 ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）



操作手順	弁名称
⑥②①	MUW PCV代替冷却外側隔離弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup> ⑳ <sup>a</sup>	APFS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup> ⑳ <sup>b</sup>	APFS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup> ⑳ <sup>c</sup>	APFS B-注水ライン止め弁

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を示す。

第1.8-13図 ペDESTアル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	系統構成完了 25分※1													
要員(数)	1													
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による 原子炉格納容器下部への注水 (SA電源切替盤を使用した場合)	電源確認	系統構成												※2
要員(数)	2													
現場運転員 B, C	移動, SA電源切替盤操作 (B系)													

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	系統構成完了 40分※1													
要員(数)	1													
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による 原子炉格納容器下部への注水 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した 場合)	C/C	D系不要員切り離し	非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)	電源確認	系統構成									※2
要員(数)	2													
現場運転員 B, C	移動, C/C	D系不要員切り離し												

※1：ベデスタル代替注水系B系の系統構成を示す。また、ベデスタル代替注水系A系による原子炉格納容器下部への注水については、SA電源切替盤を使用した場合系統構成完了まで5分以内、非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合系統構成完了まで40分以内で可能である。

※2：格納容器代替スレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（可搬型）に切り替える場合は、中央制御室運転員Aによる電源確認、系統構成を実施し、10分以内で可能である。なお、緊急時対策要員が実施する屋外でのベデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作と並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

## 第1.8-14図 ベデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） タイムチャート(1/2)（系統構成）

手順の項目	必要な要員と作業項目	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	
ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベテスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) 又はベテスタル代替注水車 (可搬型) 後 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口周辺作業】 ホース運搬・搬設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			
ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベテスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) 又はベテスタル代替注水車 (可搬型) 後 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【取水船所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運 搬・搬設、注水機操作等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			

手順の項目	必要な要員と作業項目	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	
ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベテスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口周辺作業】 ホース運搬・搬設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			
ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベテスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【取水船所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運 搬・搬設、注水機操作等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			

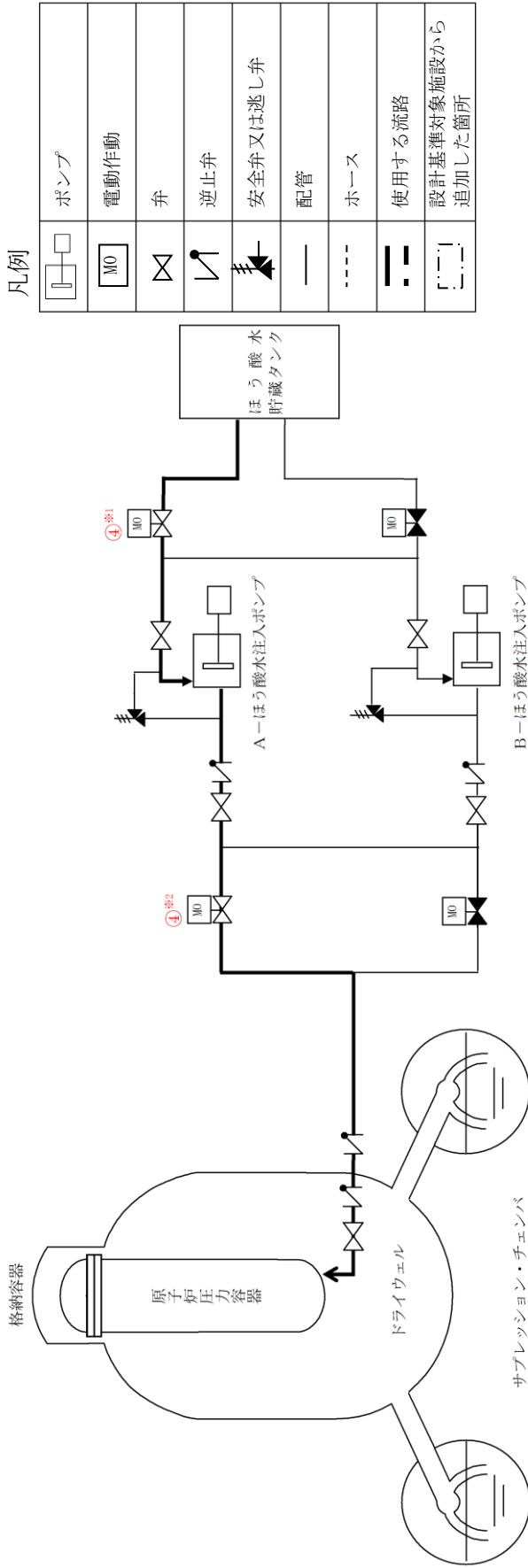
※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

※3：格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水車量り後、原子炉圧力容器破砕損傷後の原子炉格納容器下部への注水をベテスタル代替注水系 (可搬型) に切り替える場合は、ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉

格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物の系統構成と並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

## 第1.8-14図 ベテスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水) タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④*1	A (B) - S L C タンク 出口 弁
④*2	A (B) - S L C 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1.8-15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 概要図

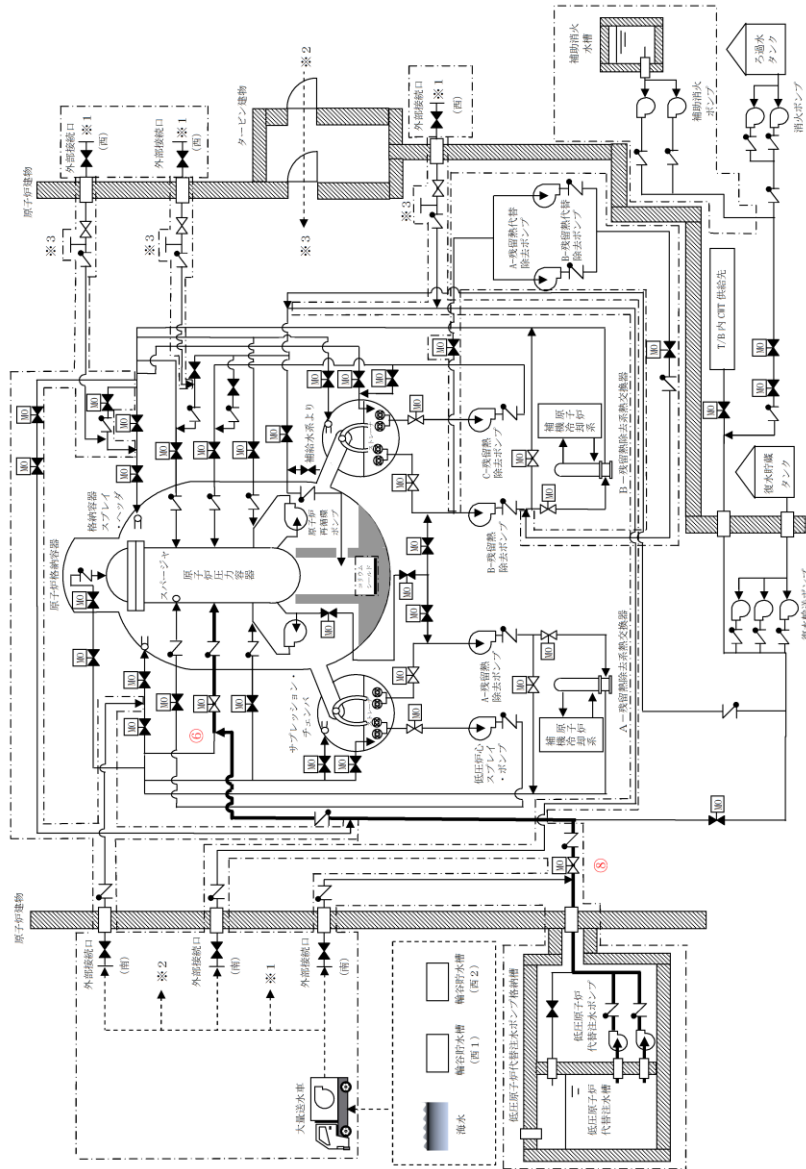
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考		
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60	
手順の項目	要員(数)	10分 ほう酸水注入系による注水開始 ▽													
ほう酸水注入系による原子炉注水	中央制御室運転員A	1													

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、注水開始まで10分以内で可能である。

### 第1.8-16図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.8-17図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥	A-RHR注水弁
⑧	FLSR注水隔離弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.8-17図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 20分 △				
要員(数)					
低圧原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 (S A電源切替装置を使用した場合)	中央制御室運転員 A	1	電源確認, 系統構成, 注水操作		
	現場運転員 B, C	2	移動, S A電源切替操作 (A系)		

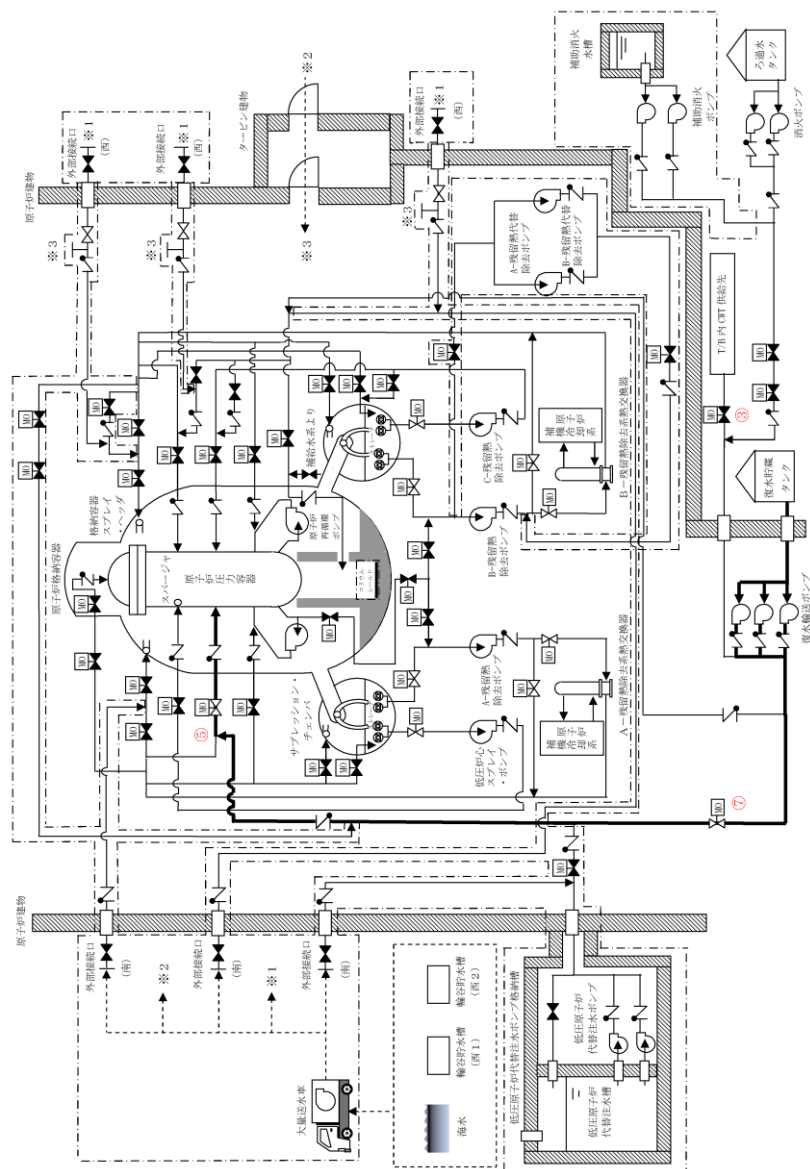
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 35分 △				
要員(数)					
低圧原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 (非常用コントロールセンター切替装置を使用した 場合)	中央制御室運転員 A	1	C/C 系不要負荷切り直し 非常用コントロールセンター切替装置操作 (A系)		
	現場運転員 B, C	2	電源確認, 系統構成, 注水操作 移動, C/C 系不要負荷切り直し		

第1.8-18図 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.8-19図 復水輸送系による原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤	A-RHR注水弁
⑦	A-RHR R P V代替注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

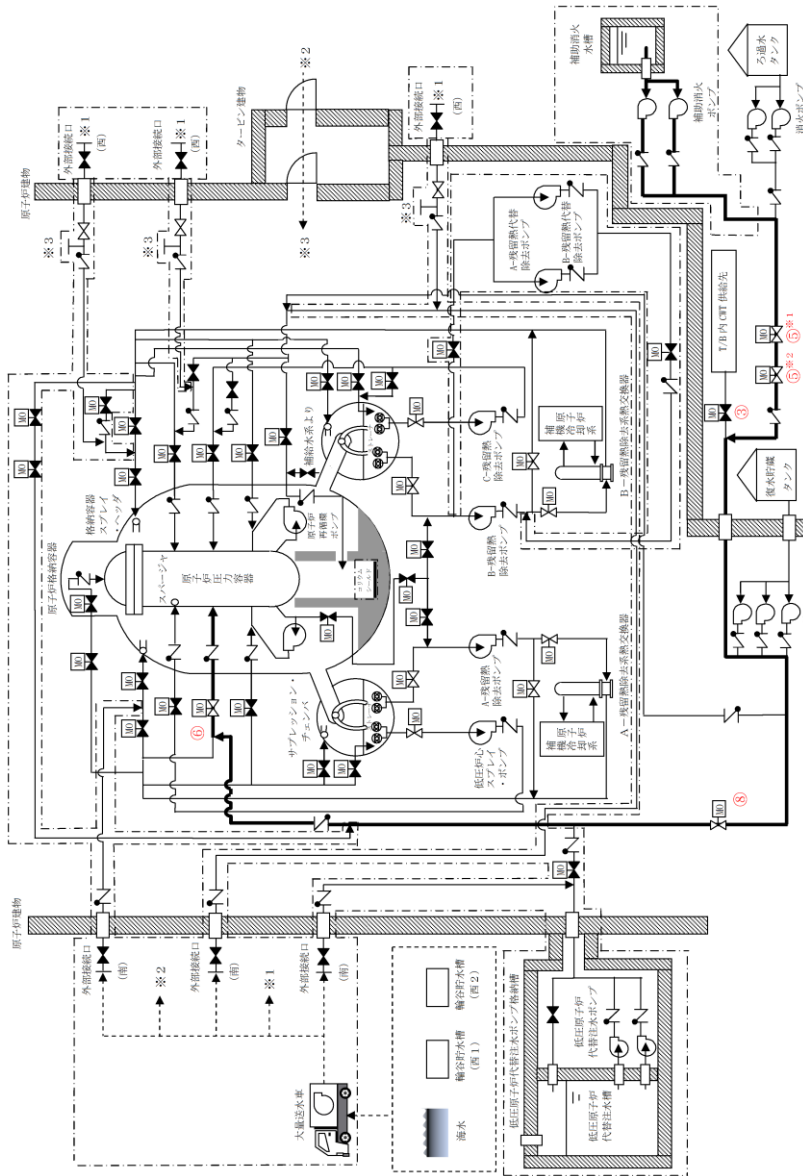
第1.8-19図 復水輸送系による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 20分				
復水輸送系による 原子炉圧力容器への注水	要員(数)				
	電源確認				
	逆流防止				
	ポンプ起動, 系統構成				
中央制御室運転員A	1				

第1.8-20図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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1.8-21図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図(1/4)  
(補助消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)
⑤ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR注水弁
⑧	A-RHR RPV代替注水弁

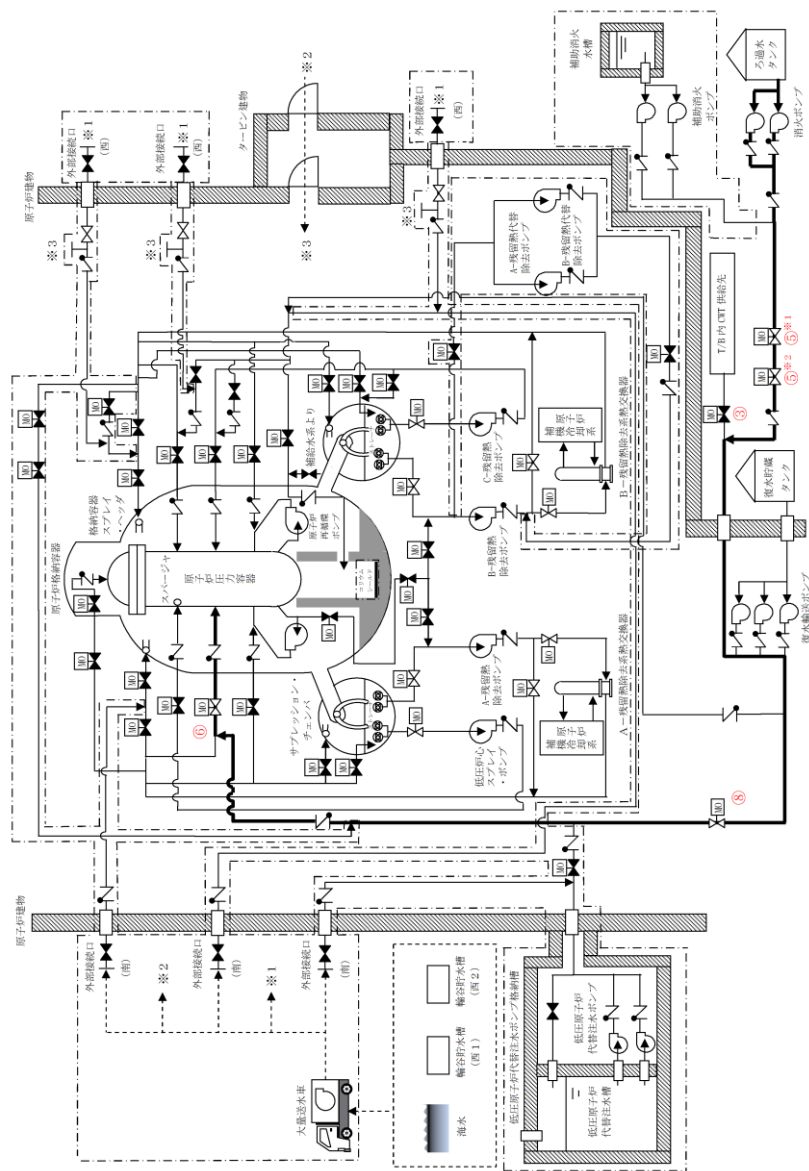
記載例 ○<sup>\*1</sup>～ : 操作手順番号を示す。

○ : 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 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/4) (補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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1.8-21図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(3 / 4)  
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁(消火系)
⑤ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR注水弁
⑧	A-RHR R P V代替注水弁

記載例 ○<sup>\*1</sup>～ : 操作手順番号を示す。

○ : 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 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(4/4) (消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	要員(数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水 (補助消火ポンプ使用)	1 中央制御室運転転員A	電源確認				
		逆流防止				
						ポンプ起動, 系統構成

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	要員(数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水 (消火ポンプ使用)	1 中央制御室運転転員A	電源確認				
		逆流防止				
						ポンプ起動, 系統構成

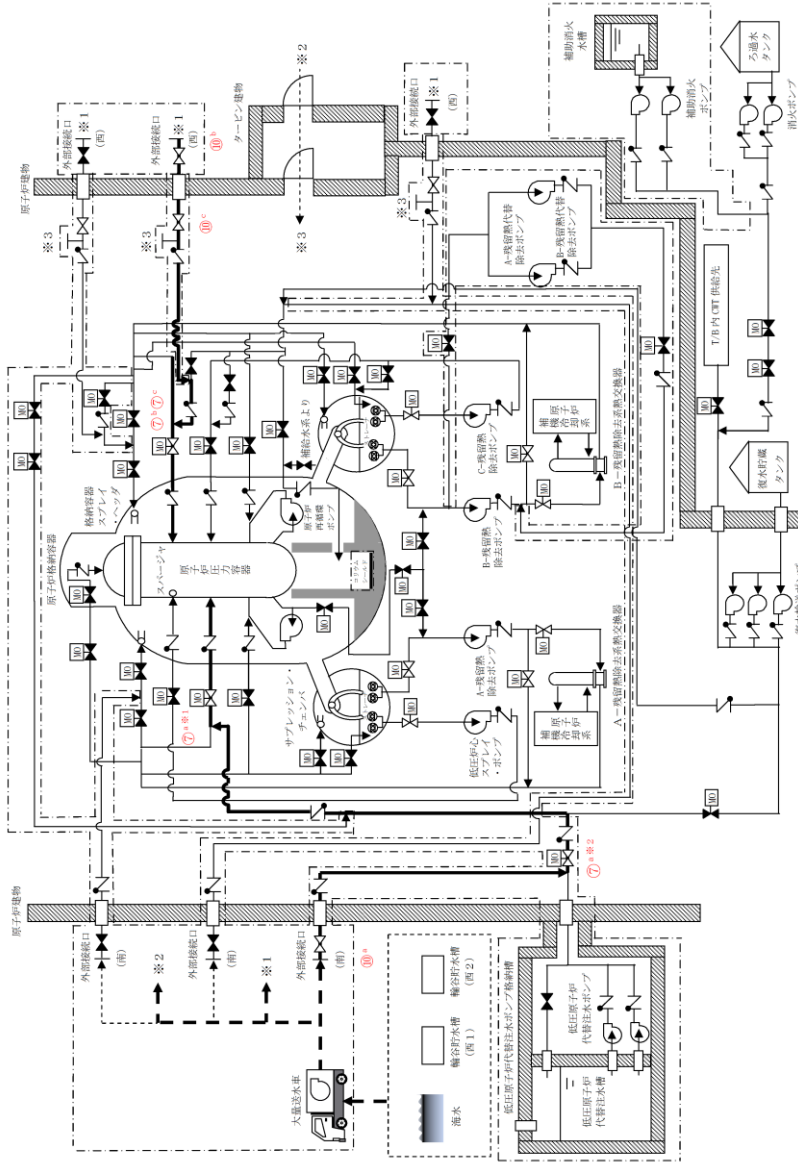
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第1.8-22図 消火系による原子炉圧力容器への注水タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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1.8-23図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑦ <sup>a※1</sup>	A-RHR 注水弁
⑦ <sup>b⑦c</sup>	B-RHR 注水弁
⑦ <sup>a※2</sup>	FLSR 注水隔離弁
⑩ <sup>a</sup>	FLSR 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup>	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup>	FLSR 可搬式設備 B-注水ライン止め弁

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1.8-23図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	系統構成完了 25分				
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (SA電源切替盤を使用した場合)	要員(数)				
	1 中央制御室運転員A	電源確認	系統構成		※1
2 現場運転員B, C	移動, SA電源切替盤操作 (B系)				

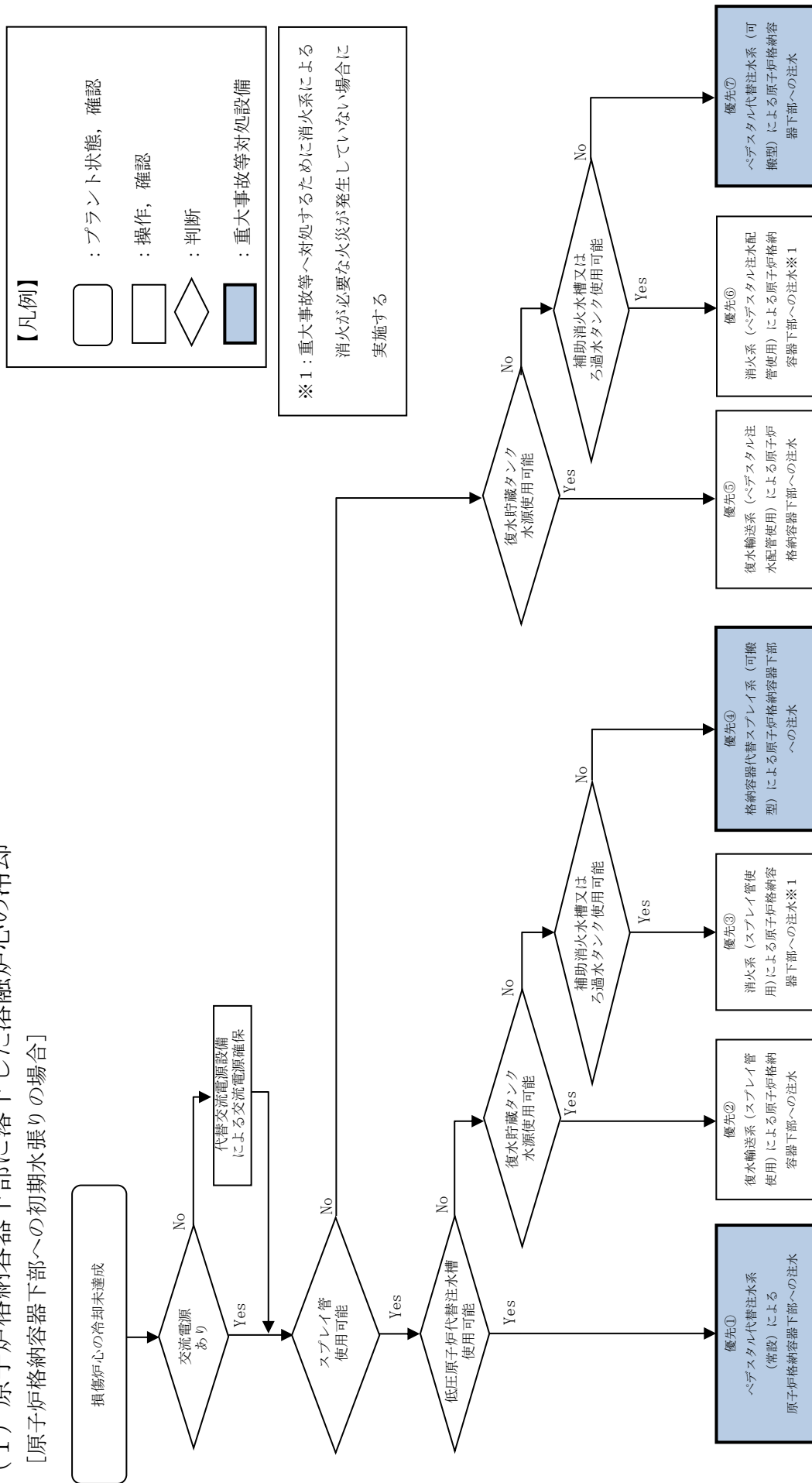
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	系統構成完了 40分				
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	要員(数)				
	1 中央制御室運転員A	C/C	D系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替盤 操作 (B系)	電源確認	※1
2 現場運転員B, C	移動, C/C			D系不要負荷切り 離し	

※1 低圧原子炉代替注水系B系の系統構成を示す。また、低圧原子炉代替注水系A系による原子炉圧力容器への注水については、SA電源切替盤を使用した場合は系統構成完了まで40分以内で可能である。

### 第1.8-24図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) タイムチャート(1/2) (系統構成)



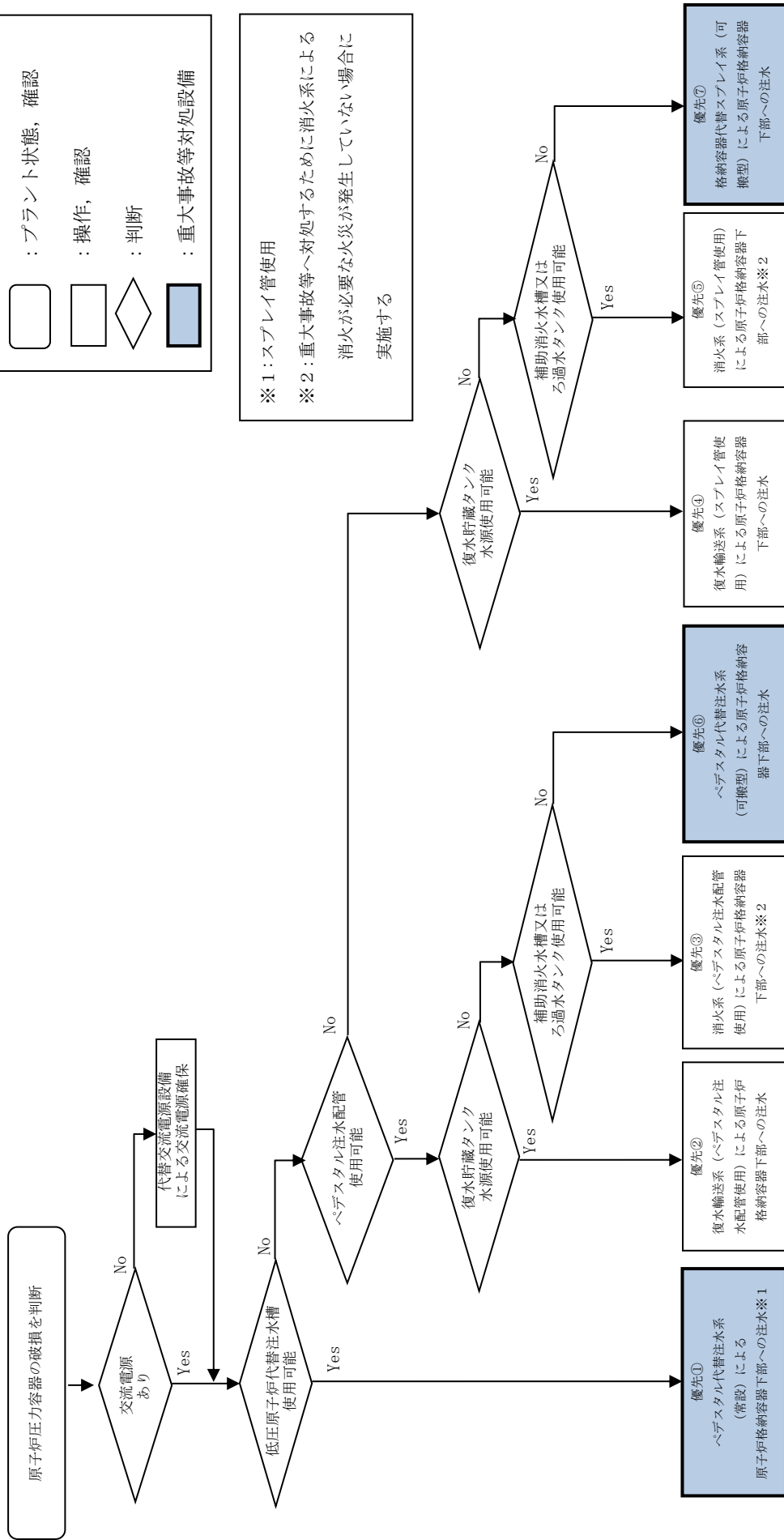
(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却  
 [原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]



第1.8-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/3)

# (1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]



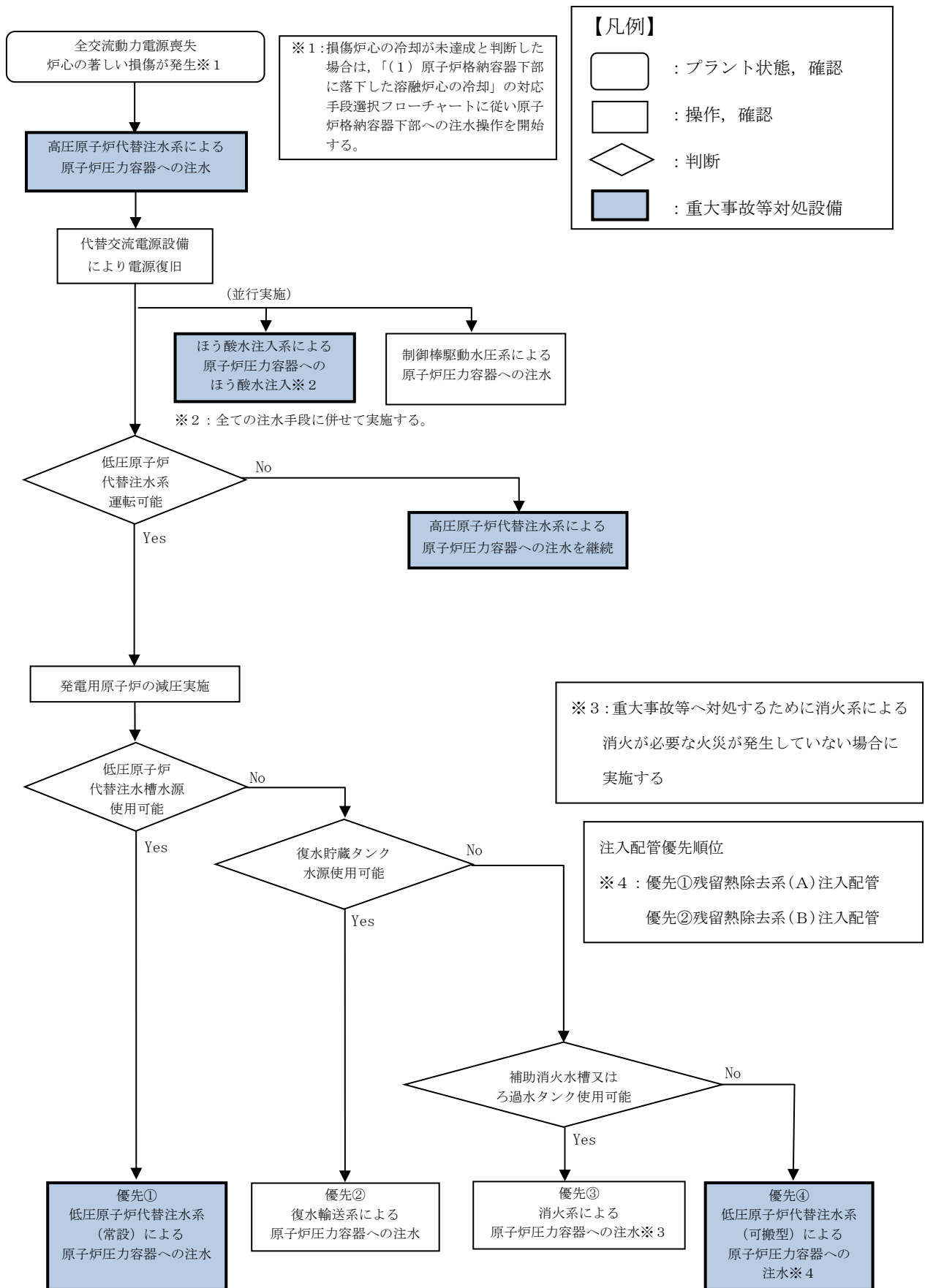
**【凡例】**

- : プラント状態, 確認
- : 操作, 確認
- : 判断
- : 重大事故等対処設備

※1: スプレイ管使用  
 ※2: 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

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(2/3)

## (2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第1.8-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(3/3)

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### < 目次 >

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

###### (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

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

###### (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

###### (d) 代替電源による必要な設備への給電

###### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

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

###### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

###### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

###### b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

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

###### a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

###### b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

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

###### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（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. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

## 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。

### 【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、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ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手順と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十二条及び「技術基準規則」第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

i 窒素ガス制御系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破

損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・窒素ガス制御系

ii 可搬式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原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置

(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 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器フィルタベント系により原子炉格

納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

(i) 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・格納容器フィルタベント系

(ii) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器フィルタベント系
- ・第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii 可燃性ガス濃度制御系による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原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆

発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁
- ・残留熱除去系
- ・残留熱代替除去系

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（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

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（S A）
- ・格納容器酸素濃度（S A）

ii 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（A系）
- ・格納容器水素濃度（B系）
- ・格納容器酸素濃度（A系）
- ・格納容器酸素濃度（B系）

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水

素爆発防止」や「(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、可搬式窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、常設



代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では，可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから，可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず，また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが，格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し，かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば，中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器水素濃度（A系）

- ・格納容器酸素濃度（A系）

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水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）は使用できない場合があるが，残留熱除去系（格納容器冷却モード），残留熱代替除去系，格納容器代替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，格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）の使用が可能となれ

ば、水素濃度及び酸素濃度監視の手段として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である窒素ガス制御系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

#### b. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）」、「AM設備別操作要領書」及び「原子力災害対策手順書」に定める（第 1.9-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.9-2 表，第 1.9-3 表）。

## 1.9.2 重大事故等時の手順

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

#### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第 1.9-4 図に示す。

##### b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合<sup>※2</sup>に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。

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

※2：残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉格納容器内

の除熱を開始した場合。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9-2 図及び第 1.9-3 図に、概要図を第 1.9-5 図に、タイムチャートを第 1.9-6 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を緊急時対策本部に依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。
- ③<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ③<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合  
緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ③<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ④緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動する。

- ⑤緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器酸素濃度（S/A）又は格納容器酸素濃度を確認し、ドライウエル及びサプレッション・チェンバのうち酸素濃度が高い方への窒素ガス供給開始を緊急時対策要員に指示する。
- ⑦<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合
- 緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、A N I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。
- また、当直副長は中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。
- ⑦<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合
- 緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。また、当直副長は中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。
- ⑦<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。また、当直副長は中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。

⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給が開始されたことを格納容器酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、当直副長へ報告する。

⑨<sup>a</sup> ドライウェルへ窒素ガス供給を実施している場合

中央制御室運転員 A は、格納容器酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値により、サブプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0%以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。

⑩<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。

⑪<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器へ窒素ガスを供給している場合、緊急時対策要員は、A N I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、A N I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉し、サブプレッション・チェンバへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して窒素ガスを供給している場合、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉する。なお、サブプレッション・チェンバ圧力（S A）指示値が 427kPa [gage]（1 Pd）に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素ガス供給を継続

する。その後、中央制御室運転員 A は中央制御室にて、サプレッション・チェンバ圧力 (S A) 指示値が 427kPa [gage] (1 Pd) に到達したことを確認し、当直副長に報告する。

⑨<sup>b</sup> サプレッション・チェンバへ窒素ガス供給を実施している場合

中央制御室運転員 A は、格納容器酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度指示値により、ドライウエル内の酸素濃度が 4.0% 以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。

⑩<sup>b</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。

⑪<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器へ窒素ガスを供給している場合、緊急時対策要員は、A N I 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側) を全開した後、A N I 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側) を全閉し、ドライウエルへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。窒素供給ライン接続口 (建物内) を使用して窒素ガスを供給している場合、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側) を全開した後、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側) を全閉する。なお、ドライウエル圧力 (S A) 指示値が 427kPa [gage] (1 Pd) に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器 (D/W側) への窒素ガス供給を継続する。その後、中央制御室運転員 A は中央制御室にて、ドライウエル圧力 (S A) 指示値が 427kPa [gage] (1 Pd) に到達したことを確認し、当直副長に報告する。

⑫ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器内の圧力が 427kPa [gage] (1 Pd) に到達したことを報告し、原子炉格納容器への窒素ガス供給停止を依頼する。

⑬ 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器への窒素

ガス供給停止を指示する。

⑭緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給を停止するため、⑪<sup>a</sup>により窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器（S/C側）へ窒素ガス供給をしていた場合は、A N I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して（S/C側）へ窒素ガス供給をしていた場合は、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。また、⑪<sup>b</sup>により窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を継続した場合は、A N I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を継続した場合は、A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。なお、緊急時対策要員は、原子炉格納容器（S/C側）又は原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を停止した後、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑮当直副長は、中央制御室運転員に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑯中央制御室運転員Aは、格納容器ベント判断基準である原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したことを確認し、当直副長に報告する。

⑰当直副長は、中央制御室運転員にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

⑱サプレッション・プール水温度（S A）指示値が100℃以上の場合

当直副長は、中央制御室運転員に格納容器ベント開始前に外部



水源である低圧原子炉代替注水系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は残留熱代替除去系の停止を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6 時間 40 分以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント前又は格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(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. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

格納容器フィルタベント系は、可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系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. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお，格納容器フィルタベント系を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減させるため，運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において，残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で，かつ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式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，並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage]（1 Pd）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・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウェル出口隔離弁（以下「第1弁」という。）を全閉とし，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。

なお，NGC非常用ガス処理入口隔離弁（以下「第2弁」という。）又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（以下「第2弁バイパス弁」という。）は，第1弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.0vol%に到達及びウェット条件の酸素濃度が 1.5vol%に到達した場合<sup>※2</sup>

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

※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9-1 図に、概要図を第 1.9-7 図に、タイムチャートを第 1.9-8 図及び第 1.9-9 図に示す。

なお、格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1(1) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）の場合（ドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）の場合、手順⑩以外は同様）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備のため、F C V S 排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。
- ③<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合  
現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第 2 弁、第 2 弁バイパス弁及び第 1 弁の電源切替え操作を実施する。
- ③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合  
中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。現場運転員 B 及び C は、C / C の不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第 2 弁、第 2 弁バイパス弁及び第 1 弁の電源切替えを実施する。
- ④中央制御室運転員 A は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと、及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、格納容器ベント前の確認として、格納

容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。

⑦緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁（以下「第3弁」という。）の全開を確認後、第2弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。

第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開し格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、緊急時対策本部に報告する。

⑪当直副長は、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%に到達したこと及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したことを確認し、運転員に格納容器フィルタベント系による格納容器ベント開始を指示する。

⑫<sup>a</sup> W/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁（W/W）の全開操作により、

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。  
また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にて第1弁(W/W)を全開する手段がある。

⑫<sup>b</sup> D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(D/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。  
また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にて第1弁(D/W)を全開する手段がある。

⑬中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑭中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、可搬型設備(車両)である第1ベントフィルタ出口水素濃度による水素濃度の監視及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑯中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、残留熱除去系

又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ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式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、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [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・酸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、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑰当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑱中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

**【S A電源切替盤を使用した場合】**

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

**【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】**

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、70分以内で可能である。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント判断基準到達から格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の水素濃度が4 vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：原子炉格納容器内の圧力が177kPa[gage]（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）以下であり、設備に異常がなく、電源、残留熱除去系又は残留熱代替除去系から供給される冷却水（サプレッション・プール水）が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。



- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（A）（サプレッション・プール水冷却モード）又は残留熱代替除去が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系（A）冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系（A）起動準備として、可燃性ガス濃度制御系（A）隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥当直副長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下であることを確認し、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A-FCS入口隔離弁及びA-FCS出口隔離弁を全開した後、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、A-FCS系統入口流量指示値、A-FCSブロワ入口流量指示値、A-ブロワ入口圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることをA-FCS加熱器ガス温度指示値、A-F

C S加熱器出口温度指示値， A - F C S加熱器壁温度指示値，  
A - 再結合器ガス温度指示値及びA - F C S再結合器壁温度指  
示値の上昇により確認し，予熱運転が開始したことを確認する。

⑨中央制御室運転員 A は，可燃性ガス濃度制御系起動後 3 時間以  
内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し，  
その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御さ  
れることを確認する。

⑩中央制御室運転員 A は，格納容器内水素濃度指示値及び格納容  
器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再  
循環流量の調整を実施する。

⑪中央制御室運転員 A は，可燃性ガス濃度制御系による水素濃度  
制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納  
容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し，当直副長  
に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し，作業開  
始判断から可燃性ガス濃度制御系起動までは 20 分以内で可能であ  
る。また，可燃性ガス濃度制御系起動後，再結合運転開始までの予  
熱時間は 3 時間以内で可能である。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (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，  
水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガ  
スの濃度を格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A)  
により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において，格納容器水素濃度 (S A)

及び格納容器酸素濃度（S A）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：設備に異常がなく、電源が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（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手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フロー図を第1.9-1図に、概要図を第1.9-12図に、タイムチャートを第1.9-13図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気が開始<sup>※1</sup>又は完了していることを状態表示等にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気完了を確認した後、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸

素濃度（S A）のサンプリング装置の起動操作を行い，格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置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>※2</sup>が開始されたことを確認し，当直副長に報告する。

※1：通常時からS Aコントロールセンタは外部電源系にて受電され暖気しており，全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車によりS Aコントロールセンタを受電した後，暖気が自動的に開始される。

※2：格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のドライウエル側，サプレッション・チェンバ側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

④中央制御室運転員Aは，格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測開始まで暖機時間を含め45分以内で可能である。なお，全交流動力電源喪失時には常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車によりS Aコントロールセンタを受電した後，暖機が自動的に開始され，最長45分で計測が可能である。

#### b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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，水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガ

スの濃度を格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度により監視する。

なお、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は通常時から常時監視している。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装のうち格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）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（格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様）。手順の対応フロー図を第1.9-1図に、概要図を第1.9-14図に、タイムチャートを第1.9-15図に示す。

なお、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」手順及び「1.14.2.1(1)c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM

／C D系受電」手順にて対応する。

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」手順にて対応する。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。

②中央制御室運転員Aは、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、中央制御室運転員1名により監視を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

なお、全交流動力電源が喪失した場合の電源復旧後の起動操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業を開始してから格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の計測開始まで10分以内で可能である。

1.9.2.2 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

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

### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却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。

格納容器フィルタベント系補機類の操作手順<sup>\*</sup>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。

※：第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り，水抜き）操作，  
可搬式窒素供給装置及び第1ベントフィルタ出口水素濃度操作，第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整操作）

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備若しくは可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

### 1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-16図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は，格納容器内雰囲気計装，格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において，原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で，原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合には，

可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができない場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する準備を行い、準備完了後、不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。



# 第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

## 対応手段，対処設備，手順一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 <sup>※1</sup>	— <sup>※4</sup>	— <sup>※1</sup>
	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	—	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系 の不活性化	格納容器フィルタベント系 <sup>※2</sup> 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・ 低レンジ） 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベ ント」  原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系 系統構成」
—	—	—	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	— <sup>※6</sup>	— <sup>※5</sup>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：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。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段，対応設備，手順一覧（2 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロフ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	—	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（SA） 格納容器酸素濃度（SA） 格納容器水素濃度（B系） 格納容器酸素濃度（B系）	重大事故等対応設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」  AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」
			格納容器水素濃度（A系） 格納容器酸素濃度（A系）	自主対策設備
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 <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> 可搬型直流電源設備 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対応設備  — <sup>※3</sup>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：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。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

## 第1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧(1 / 4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器 の窒素ガス置換」	判断 基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2) サブプレッション・プール水位 (SA)
	補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	

監視計器一覧(2 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 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. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」  原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度  B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度  B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度  A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度  A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  サプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
最終ヒートシンクの確保  スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		

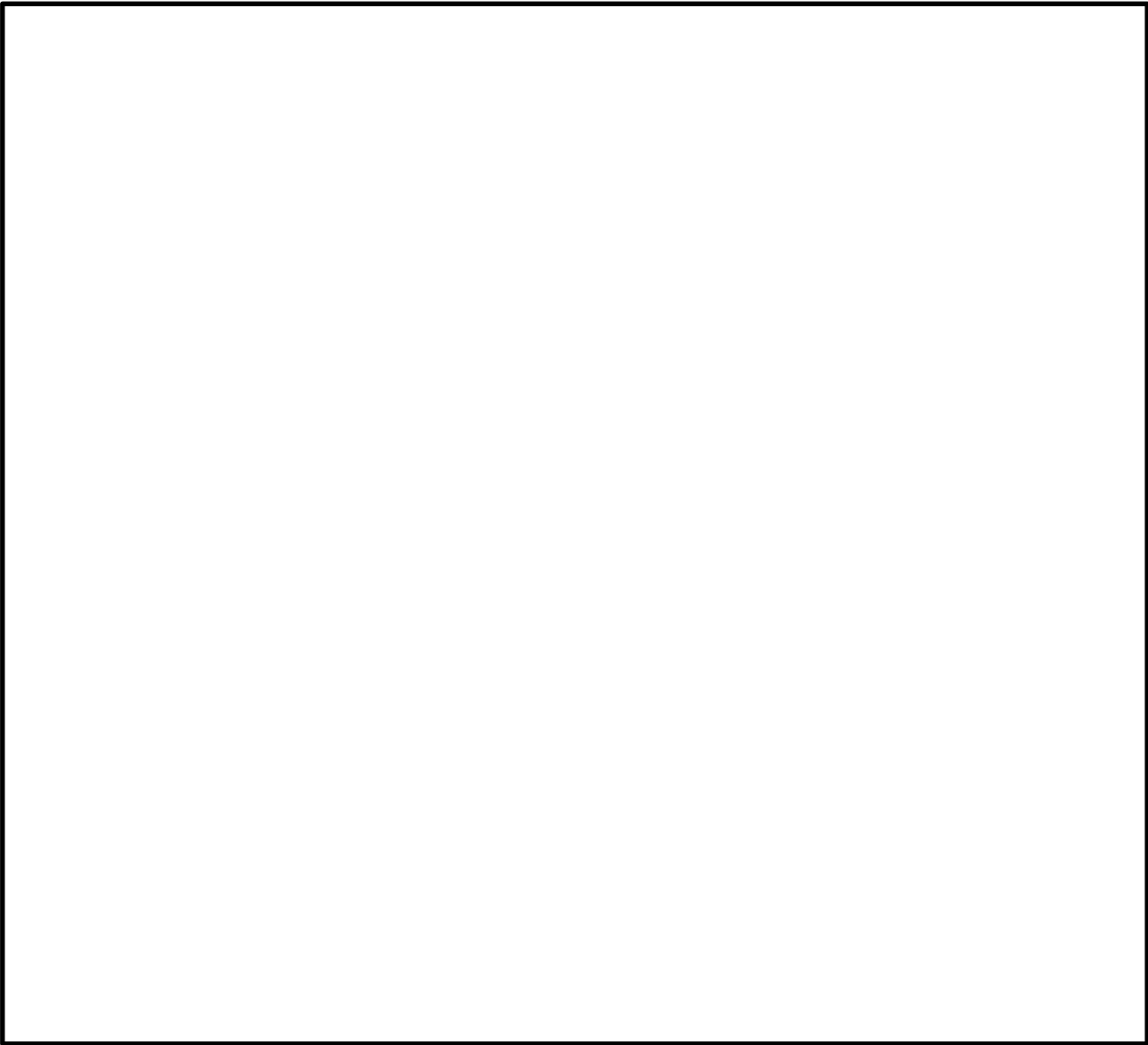


# 監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 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. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

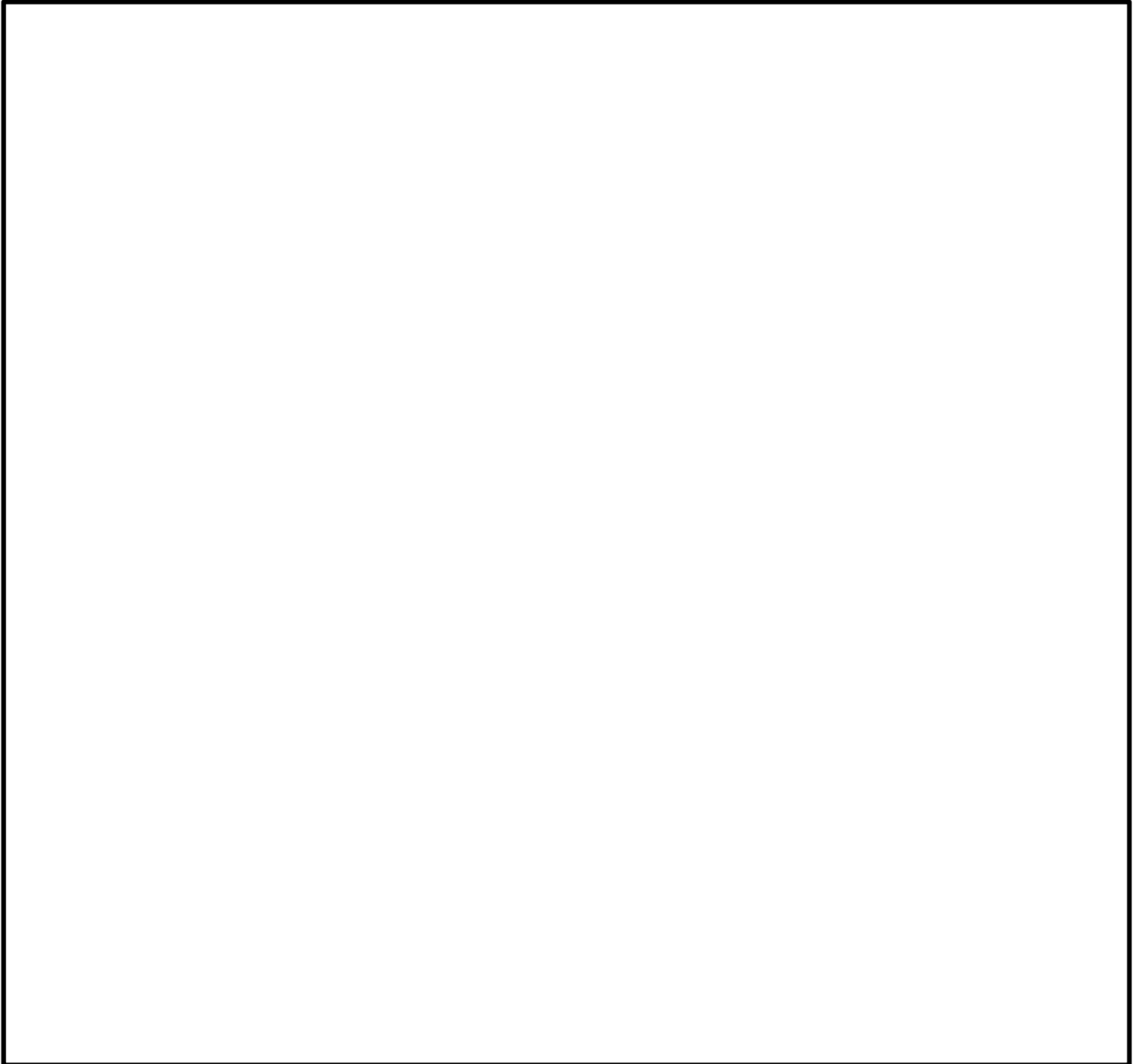
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備  SA用115V系
	格納容器水素濃度（SA） 格納容器酸素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	格納容器水素濃度（B系） 格納容器酸素濃度（B系）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C D系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系



第1.9-1図 SOP「放出」における対応フロー

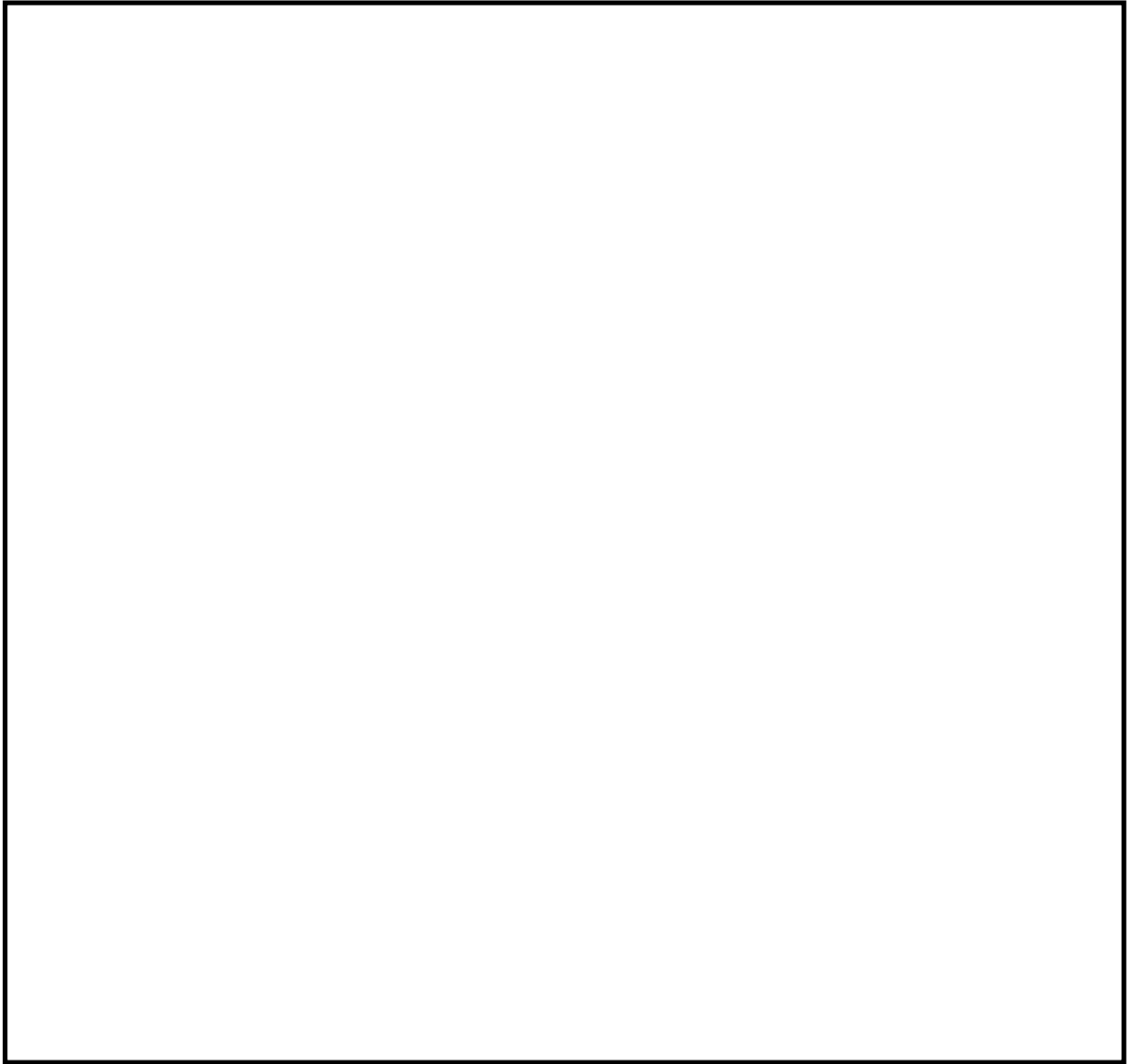
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





第1.9-2図 SOP 「除熱-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



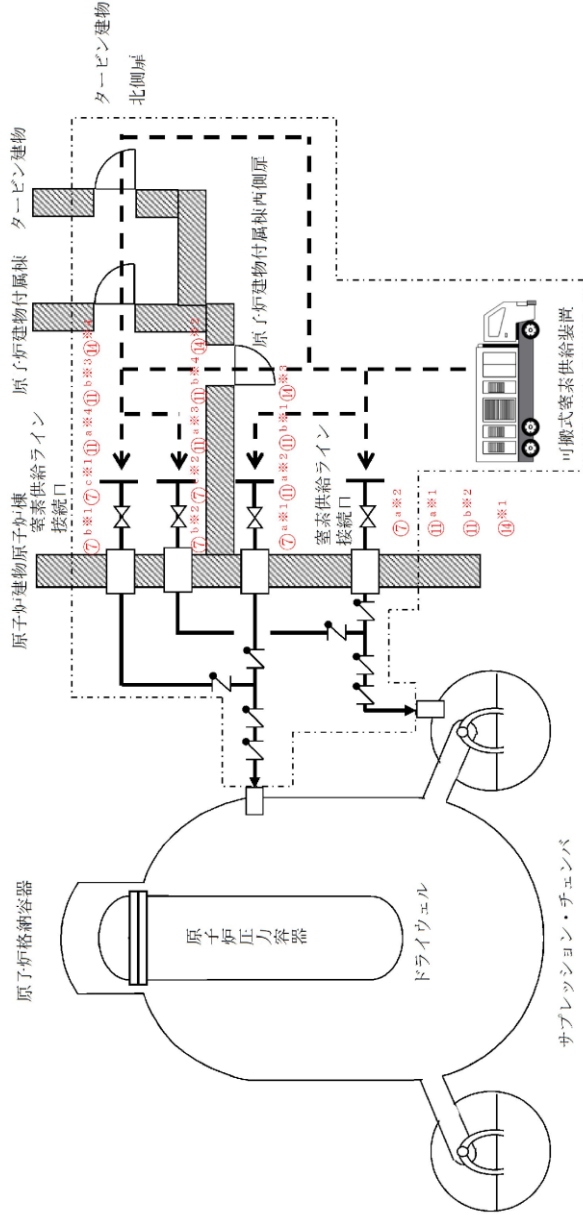
第1.9-3図 SOP 「除熱-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	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
⑦ a※1 ⑪ a※2 ⑪ b※1 ⑭※3	AN I 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦ a※2 ⑪ a※1 ⑪ b※2 ⑭※1	AN I 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
⑦ b※1 ⑦ c※1 ⑪ a※4 ⑪ b※3 ⑭※4	AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦ b※2 ⑦ c※2 ⑪ a※3 ⑪ b※4 ⑭※2	AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

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1.9-5図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納 容器への窒素ガス供給の場合)	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間													
		緊急時対策所～第4床管エリア移動													
		車両健全性確認(可搬式窒素供給装置)													
		可搬式窒素供給装置の移動													
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、聴気運転 弁開操作													

第1.9-6図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(1/3)  
 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給(窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間													
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車両健全性確認(可搬式窒素供給装置)													
		可搬式窒素供給装置の移動													
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転													
		弁開操作													

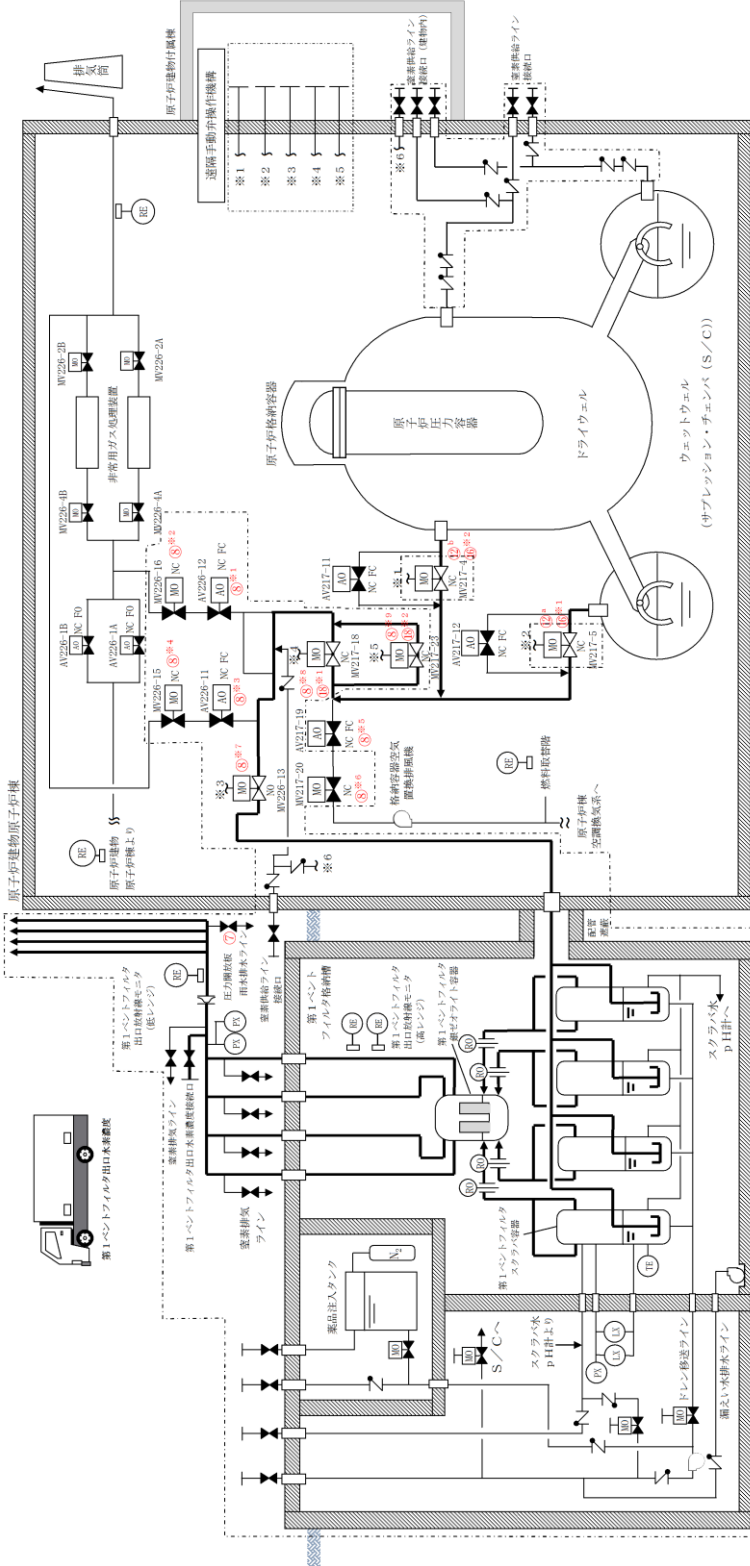
第1.9-6図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(2/3)  
(窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)										備考	
		60	120	180	240	300	360	420	480				
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン 建物北側扉)を使用した原子炉格納容器への窒 素ガス供給の場合(故意による大型航空機の衝 突その他のテロリズムによる影響がある場 合))	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 6時間40分											
		緊急時対策所～第4保管エリア移動											
		車両健康性確認(可搬式窒素供給装置)											
		可搬式窒素供給装置の移動											
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転 弁開操作											

第1.9-6図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(3/3)  
(窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した原子炉格納容器への窒素  
ガス供給の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>※1</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を示す。  
 ○<sup>※2</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1.9-7図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1/2)



操作手順	弁名称
⑦	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑧ <sup>*1</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑧ <sup>*2</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑧ <sup>*3</sup>	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑧ <sup>*4</sup>	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧ <sup>*5</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑧ <sup>*6</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧ <sup>*7</sup>	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
⑧ <sup>*8</sup> ⑩ <sup>*1</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑧ <sup>*9</sup> ⑩ <sup>*2</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑫ <sup>a</sup> ⑬ <sup>*1</sup>	NGC N2トローラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W))
⑫ <sup>b</sup> ⑬ <sup>*2</sup>	NGC N2ドライウエル出口隔離弁 (第1弁 (D/W))

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1.9-7図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 55分												
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (S A電源切替機を使用した場合)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	電源確認 系統構成 (第2弁全開操作) ベント実施操作 (第1弁 (W/W) 全開操作)											※1
	現場運転員B, C	移動, S A電源切替機操作 (A系: 第1弁) 移動, S A電源切替機操作 (B系: 第2弁)											
緊急時対策要員	緊急時対策所へ原子炉建物内側移動 FCVS排気ラインドレン排出弁の開操作												

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 80分												
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) (非常用コントロールセンタ切替機を使用した場合)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	C/C C系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンタ切替機操作 (A系) C/C D系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンタ切替機操作 (B系) 電源確認 系統構成 (第2弁全開操作) ベント実施操作 (第1弁 (W/W) 全開操作)											※1
	現場運転員B, C	移動, C/C C系不要負荷切り離し 移動, C/C D系不要負荷切り離し											
緊急時対策要員	緊急時対策所へ原子炉建物内側移動 FCVS排気ラインドレン排出弁の開操作												

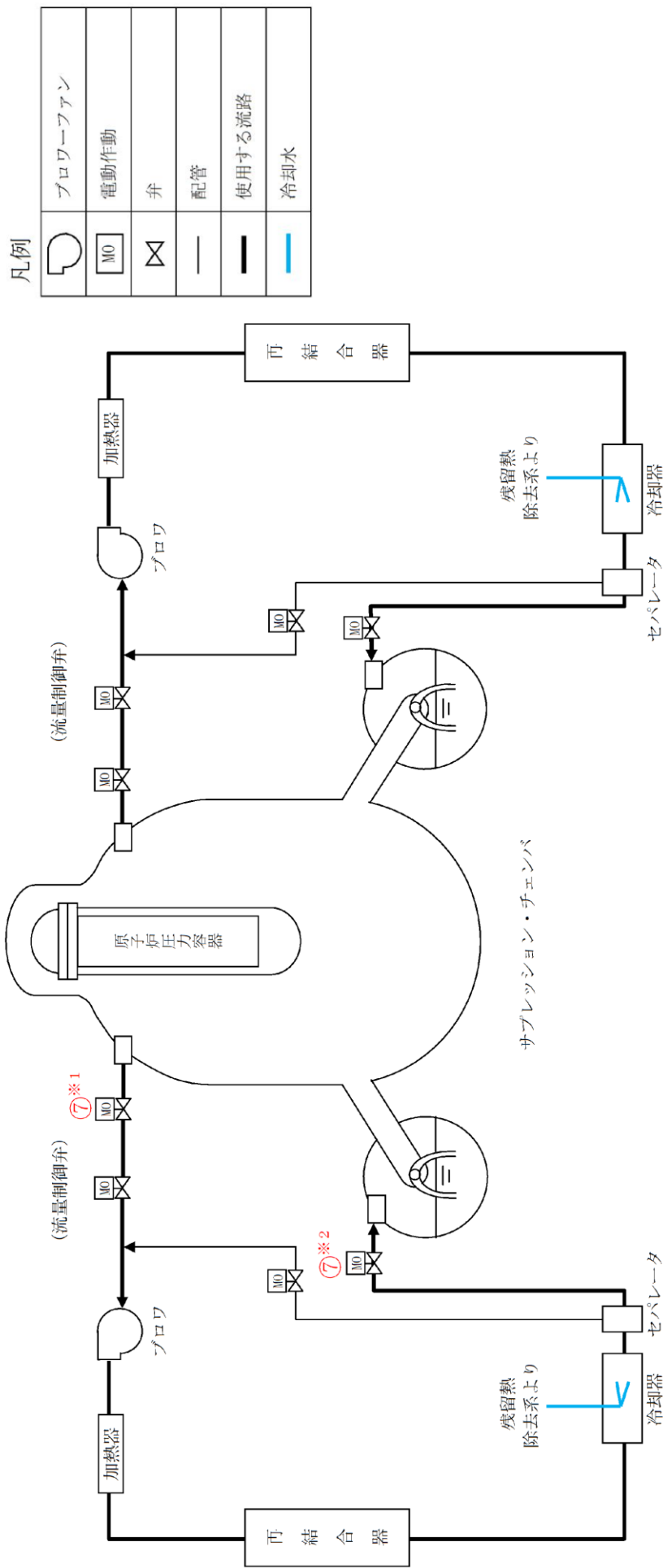
※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

必要な要員と作業項目	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考				
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
格納容器フィルタバタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (S A電源切替盤を使用した場合)	原子炉格納容器バント開始 55分	中央制御室運転員A	電源確認															※1	
			系統構成(第2弁全開操作) バント実施操作(第1弁(D/W)全開操作)																
		現場運転員B, C	移動, S A電源切替盤操作(A系:第1弁) 移動, S A電源切替盤操作(B系:第2弁)																
		緊急時対策要員	緊急時対策所へ原子炉建物前部移動 F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作																

必要な要員と作業項目	手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考				
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
格納容器フィルタバタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	原子炉格納容器バント開始 80分	中央制御室運転員A	C/C, C系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替盤操作(A系)															※1	
			C/C, D系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替盤操作(B系)																
		現場運転員B, C	電源確認 系統構成(第2弁全開操作) バント実施操作(第1弁(D/W)全開操作)																
		緊急時対策要員	移動, C/C, C系不要負荷切り離し 移動, C/C, D系不要負荷切り離し 緊急時対策所へ原子炉建物前部移動 F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作																

※1:第2弁の開操作ができない場合は,第2弁へパイパス弁を全開とする。

第1.9-9図 格納容器フィルタバタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(D/W) タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦※1	A-FCS 入口隔離弁
⑦※2	A-FCS 出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

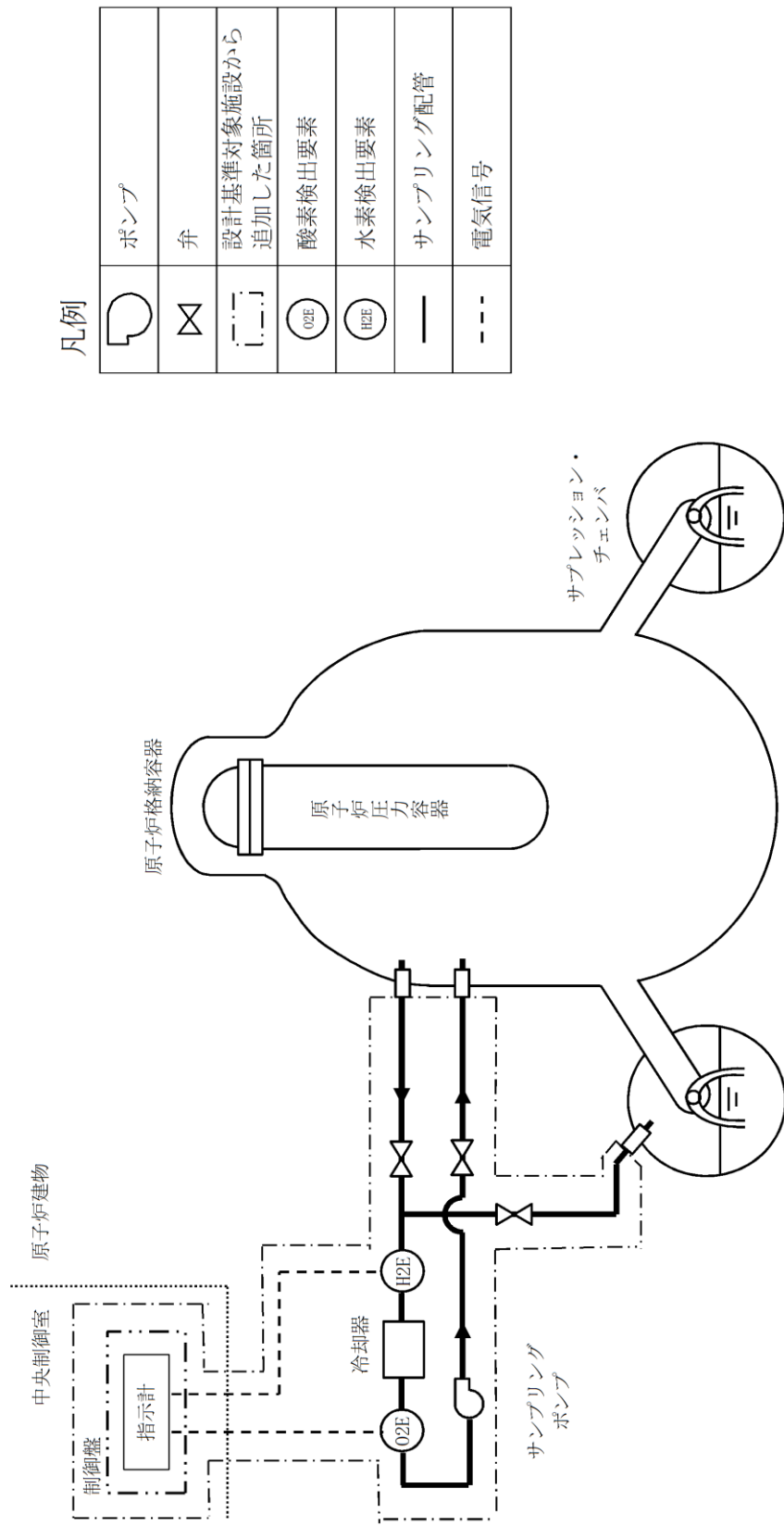
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.9-10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

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240			
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	中央制御室運転員A 1	電源確認	1													
		隔離作号除外操作	1													
		系統構成	1													
		予熱時間														
															※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、3時間20分以内で可能である。

第1.9-11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

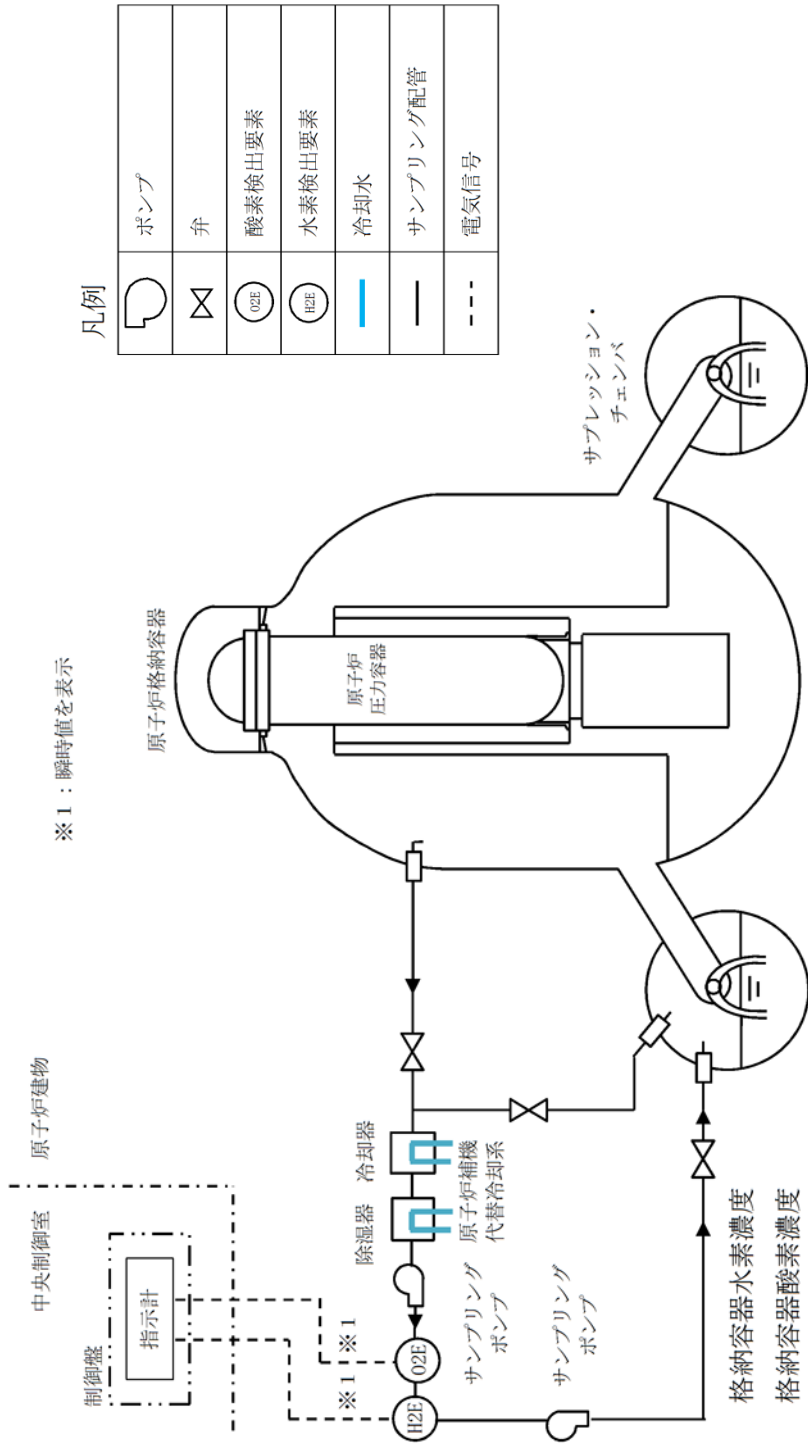


凡例

	ポンプ
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所
	酸素検出要素
	水素検出要素
	サンプルリング配管
	電気信号

第1.9-12図 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（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





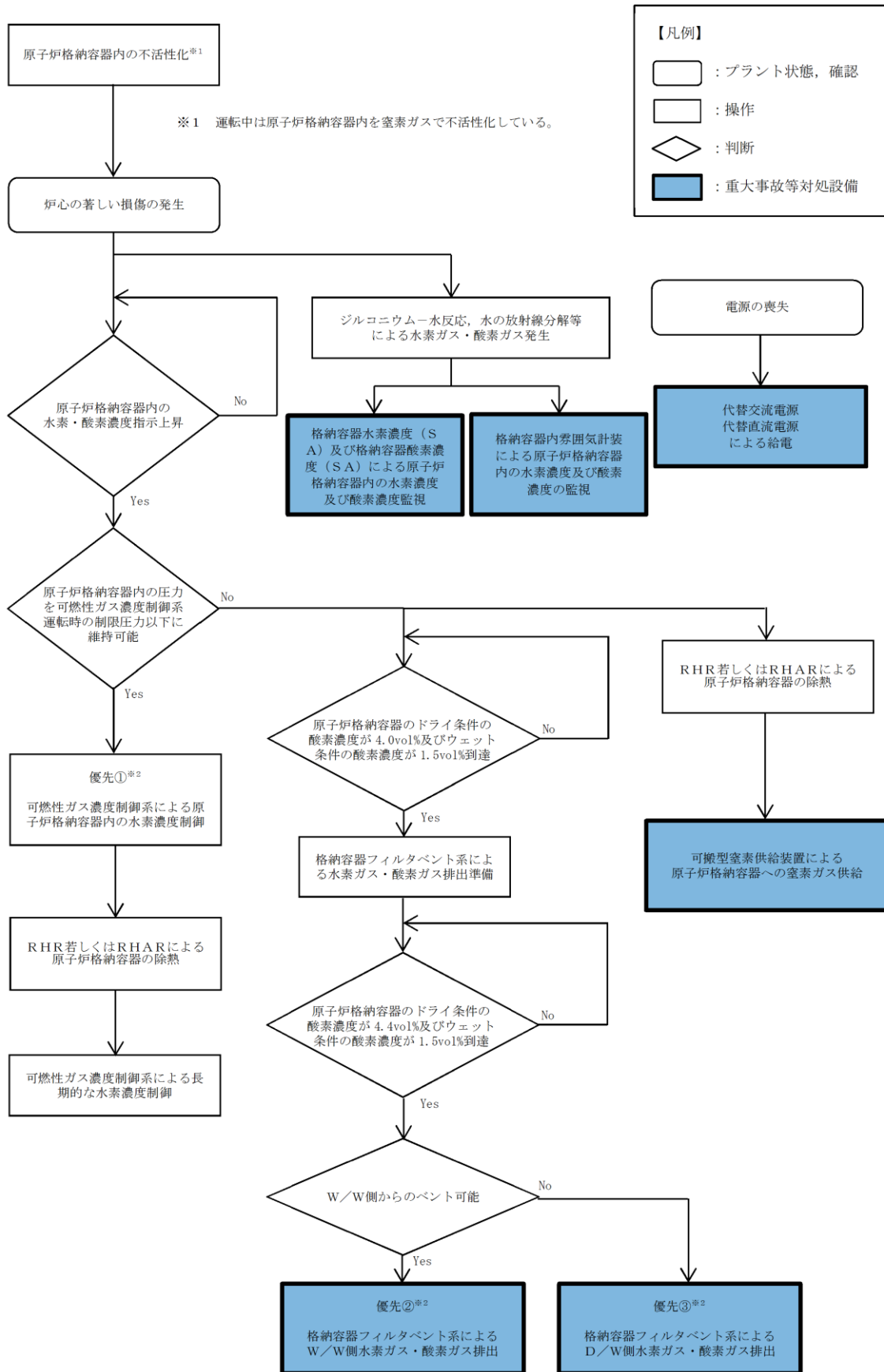
※2系列のうちB系を示す。

第1.9-14図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図



必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60							
格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	中央制御室運転員A 1	測定開始 10分 ↑												
		起動操作 ↑												

第1.9-15図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 タイムチャート



※2 優先順位は、①→②→③の順とする。

第1.9-16図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

## 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

### < 目次 >

#### 1.10.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止

###### (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

###### (c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

###### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 手順等

#### 1.10.2 重大事故等時の手順

##### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

###### (1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

##### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手順

###### (1) 原子炉建物内の水素濃度監視

###### (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出

##### a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

##### b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放

##### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

##### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

## 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備を整備する。

ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

## 1.10.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十三条及び「技術基準規則」第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.10-1 表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止

i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素処理装置により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素処理装置は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素処理装置
- ・ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・ 原子炉建物原子炉棟

ii 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建物水素濃度

上記設備は原子炉建物原子炉棟に7個（そのうち、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）に2個）設置している。

### iii 代替電源による必要な設備への給電

上記「i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」及び「ii 原子炉建物内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備
- ・代替所内電気設備

また、上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

### (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウエル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する手段がある。

#### i 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により原子炉ウエルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウエル主フランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）
- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・原子炉ウエル代替注水系 配管・弁
- ・燃料プール冷却系 配管・弁
- ・原子炉ウエル
- ・燃料補給設備

また、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

i 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出

原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
  - ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置
  - ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備



(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉建物原子炉棟、原子炉建物水素濃度、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止することができる。

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

・原子炉ウェル代替注水系

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより原子炉建物への水素漏えいを抑制できることから有効である。

・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建物原子炉

棟内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.10-1 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備する（第 1.10-2 表，第 1.10-3 表）。

## 1.10.2 重大事故等時の手順

### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

#### (1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。

##### a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能な場合。<sup>※2</sup>

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

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

##### b. 操作手順

原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水準備のため、大

量送水車の配置，ホース接続及び起動操作を依頼する。

- ③緊急時対策本部は，緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は，原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水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。
- ⑤緊急時対策要員は，大量送水車の配置，ホース接続及び起動操作を行い，大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し，当直副長に報告する。
- ⑦当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（南）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合  
緊急時対策要員は，ARWF A-注水ライン流量調整弁を開操作して送水流量を必要流量に調整し，送水開始について当直長に報告する。また，当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑧<sup>b</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（西）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合  
緊急時対策要員は，ARWF B-注水ライン流量調整弁を開操作して送水流量を必要流量に調整し，送水開始について当直長に報告する。また，当直長は緊急時対策本部に報告する。
- ⑨中央制御室運転員 A は，原子炉ウエルに注水が開始されたことを原子炉ウエル水位により確認し，当直副長に報告する。
- ⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策要員にドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。

⑪<sup>a</sup> 原子炉ウェル代替注水系接続口（南）を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ドライウェル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及びARWF A-注水ライン流量調整弁を閉操作し注水を停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

⑪<sup>b</sup> 原子炉ウェル代替注水系接続口（西）を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ドライウェル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及びARWF B-注水ライン流量調整弁を閉操作し注水を停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

#### c. 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、原子炉ウェル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウェル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジ

のシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

#### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建物水素濃度にて原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）壁面及び天井付近の水素濃度、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建物内の水素濃度」という。）及び非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度を監視する。また、静的触媒式水素処理装置の動作状況を確認するため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を監視する。

また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

##### a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>

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

##### b. 操作手順

原子炉建物内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-6図に、タイムチャートを第1.10-7図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断に基づき、中央制御室運転員に原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触

媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を指示する。また，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が 1.8vol%に到達した場合は，非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。

②中央制御室運転員 A は，原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。なお，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。

③中央制御室運転員 A は，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が 1.8vol%に到達したことを確認した場合は，非常用ガス処理系を停止する。

#### c. 操作の成立性

原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視は，中央制御室運転員 1 名にて対応を実施する。

また，非常用ガス処理系の停止操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで 5 分以内で可能である。

#### (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより，原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12.2.1(1)a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建物内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合。

(b) 操作手順

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10-5 図に、概要図を第 1.10-8 図に、タイムチャートを第 1.10-9 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、中央制御室運転員に原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉建物内の水素濃度の監視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。
- ③緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、工具を準備し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。



⑥緊急時対策要員は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置を操作し原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑦中央制御室運転員 A は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放により原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放まで 1 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。反力受けブラケット及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において、原子炉建物水素濃度指示値が 2.5vol%に到達後、格納容器フィルタベント系による水素排出を実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合。

(b) 操作手順

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10-5 図に、概要図を第 1.10-8 図に、タイムチャートを第 1.10-10 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、中央制御室運転員に原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉建物内の水素濃度の監視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。
- ③緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟にて原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を操作し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放により原子炉建物 4 階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 1 箇所を開放するまで 2 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整

備する。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

#### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

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

#### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による原子炉建物水素濃度、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、「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。

放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12 発電所外への

放射性物質の拡散を抑制するための手順等」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。

#### 1.10.2.5 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1.10-11図に示す。

##### (1) 原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため，原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で，原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。

##### (2) 原子炉建物内の水素濃度監視及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し，静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。

静的触媒式水素処理装置の動作により，原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが，仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに，水素ガスの発生源を断つため，格納容器ベント操作を実施する。

それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は，原子炉建物の水素爆発を防止するため，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルにより水素ガスの排出を実施する。

第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置 <sup>※1</sup> 静的触媒式水素処理装置入口温度 <sup>※1</sup> 静的触媒式水素処理装置出口温度 <sup>※1</sup> 原子炉建物原子炉棟	— <sup>※1</sup>
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 常設代替直流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 原子炉ウエル代替注水系による	大量送水車 輪谷貯水槽（西1）※3 輪谷貯水槽（西2）※3 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備※2	自主対策設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「水素」  原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

## 第1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧（1 / 2）

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度（SA）
		水源の確認	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度（SA）
		原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確認	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）

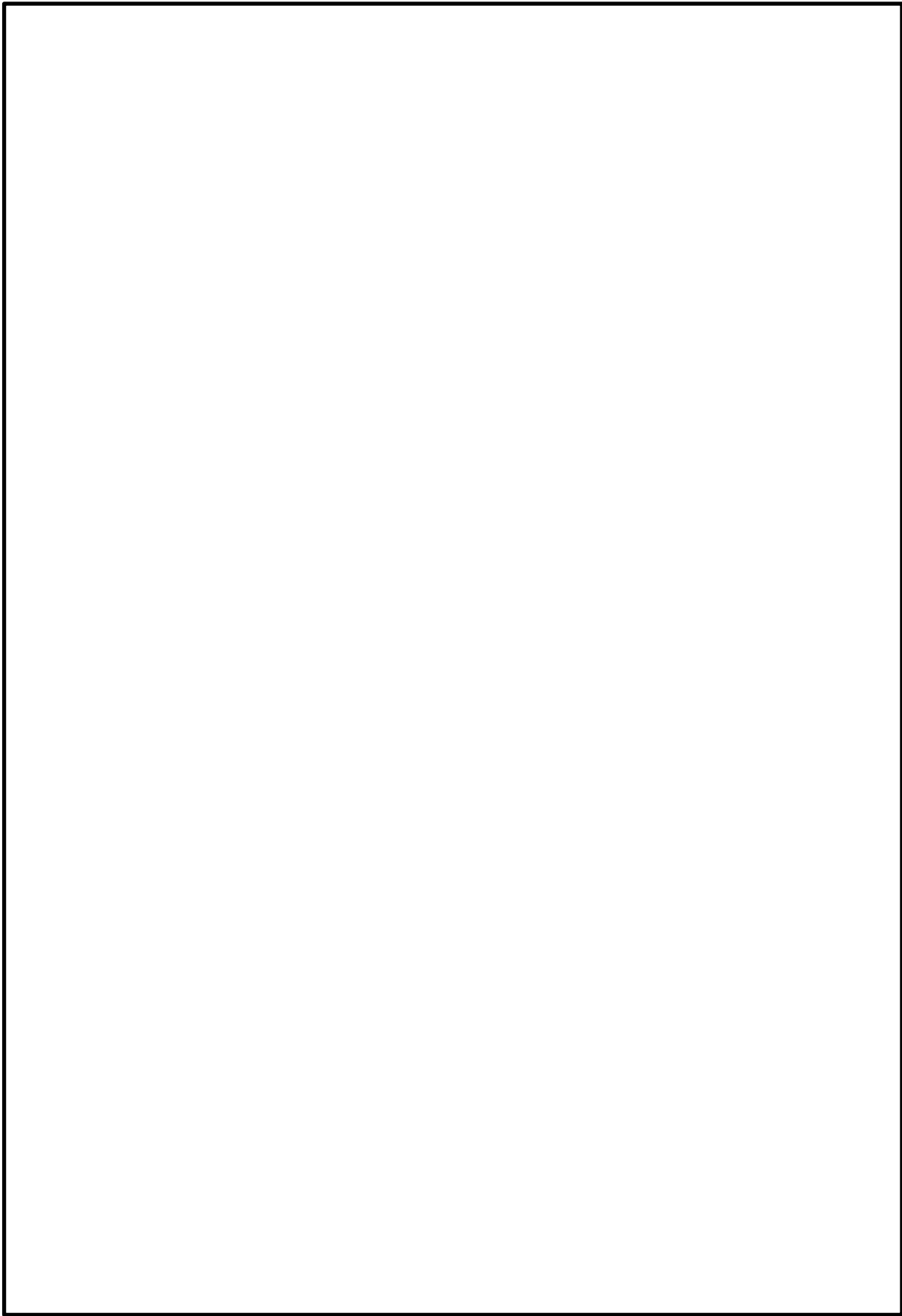
## 監視計器一覧（2 / 2）

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）														
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建物内の水素濃度監視																
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 398 603 1115" rowspan="4">判断基準</td> <td data-bbox="603 398 927 544">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="927 398 1437 544">                             A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）                              B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）                              A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）                              B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 544 927 589">原子炉圧力容器内の温度</td> <td data-bbox="927 544 1437 589">原子炉圧力容器温度（SA）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 589 927 768">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 589 1437 768">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                              ・原子炉建物原子炉棟2階                              ・原子炉建物原子炉棟1階                              ・原子炉建物原子炉棟地下1階                              静的触媒式水素処理装置入口温度                              静的触媒式水素処理装置出口温度                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 768 927 835">電源</td> <td data-bbox="927 768 1437 835">                             緊急用メタクラ電圧                              SAロードセンタ母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 835 603 1115" rowspan="2">操作</td> <td data-bbox="603 835 927 1014">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 835 1437 1014">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                              ・原子炉建物原子炉棟2階                              ・原子炉建物原子炉棟1階                              ・原子炉建物原子炉棟地下1階                              静的触媒式水素処理装置入口温度                              静的触媒式水素処理装置出口温度                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 1014 927 1115">補機監視機能</td> <td data-bbox="927 1014 1437 1115">                             A－非常用ガス処理系系統流量                              B－非常用ガス処理系系統流量                         </td> </tr> </table>	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	補機監視機能	A－非常用ガス処理系系統流量 B－非常用ガス処理系系統流量	
判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率		A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）													
	原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度（SA）													
	原子炉建物内の水素濃度		原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度													
	電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧														
操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度														
	補機監視機能	A－非常用ガス処理系系統流量 B－非常用ガス処理系系統流量														
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出 a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放																
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」  原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 1205 603 1417" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 1205 927 1328">静的触媒式水素処理装置の動作状況監視</td> <td data-bbox="927 1205 1437 1328">                             静的触媒式水素処理装置入口温度                              静的触媒式水素処理装置出口温度                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 1328 927 1417">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 1328 1437 1417">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 1417 603 1563">操作</td> <td data-bbox="603 1417 927 1563">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 1417 1437 1563">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                              ・原子炉建物原子炉棟2階                              ・原子炉建物原子炉棟1階                              ・原子炉建物原子炉棟地下1階                         </td> </tr> </table>	判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階							
判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度													
	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階														
操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階														
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出 b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放																
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」  原子力災害対策手順書 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 1653 603 1865" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 1653 927 1776">静的触媒式水素処理装置の動作状況監視</td> <td data-bbox="927 1653 1437 1776">                             静的触媒式水素処理装置入口温度                              静的触媒式水素処理装置出口温度                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 1776 927 1865">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 1776 1437 1865">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 1865 603 2002">操作</td> <td data-bbox="603 1865 927 2002">原子炉建物内の水素濃度</td> <td data-bbox="927 1865 1437 2002">                             原子炉建物水素濃度                              ・原子炉建物原子炉棟4階                              ・原子炉建物原子炉棟2階                              ・原子炉建物原子炉棟1階                              ・原子炉建物原子炉棟地下1階                         </td> </tr> </table>	判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階							
判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度													
	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階														
操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階														



第1.10-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

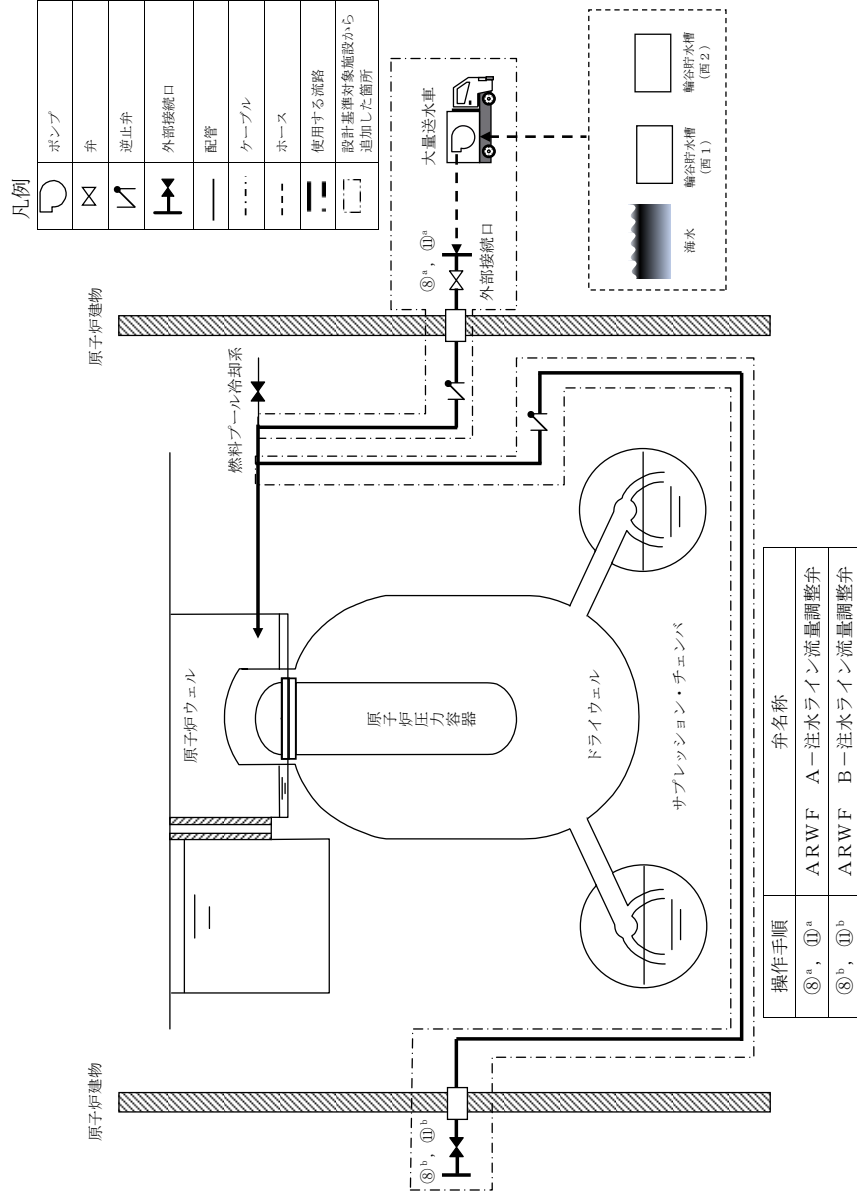
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】</p> <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度</p> <p>静的触媒式水素処理装置出口温度</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>SA用115V系</p>
	<p>原子炉建物水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>C/C D系</p> <p>SA-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系</p> <p>計装C/C D系</p>



第1.10-1図 SOP 注水-1 「損傷炉心への注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

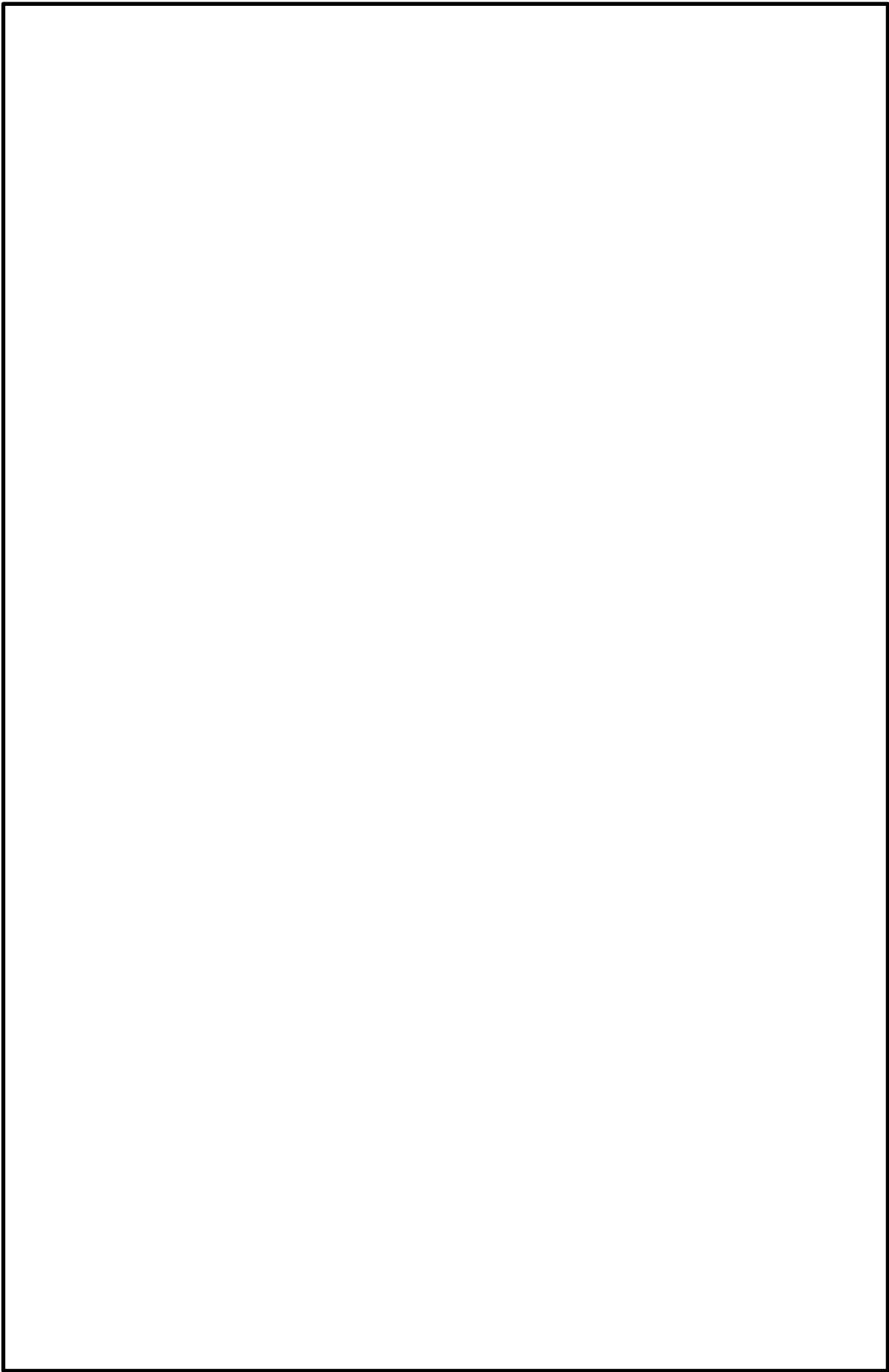
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



記載例○<sup>a</sup> : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</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。

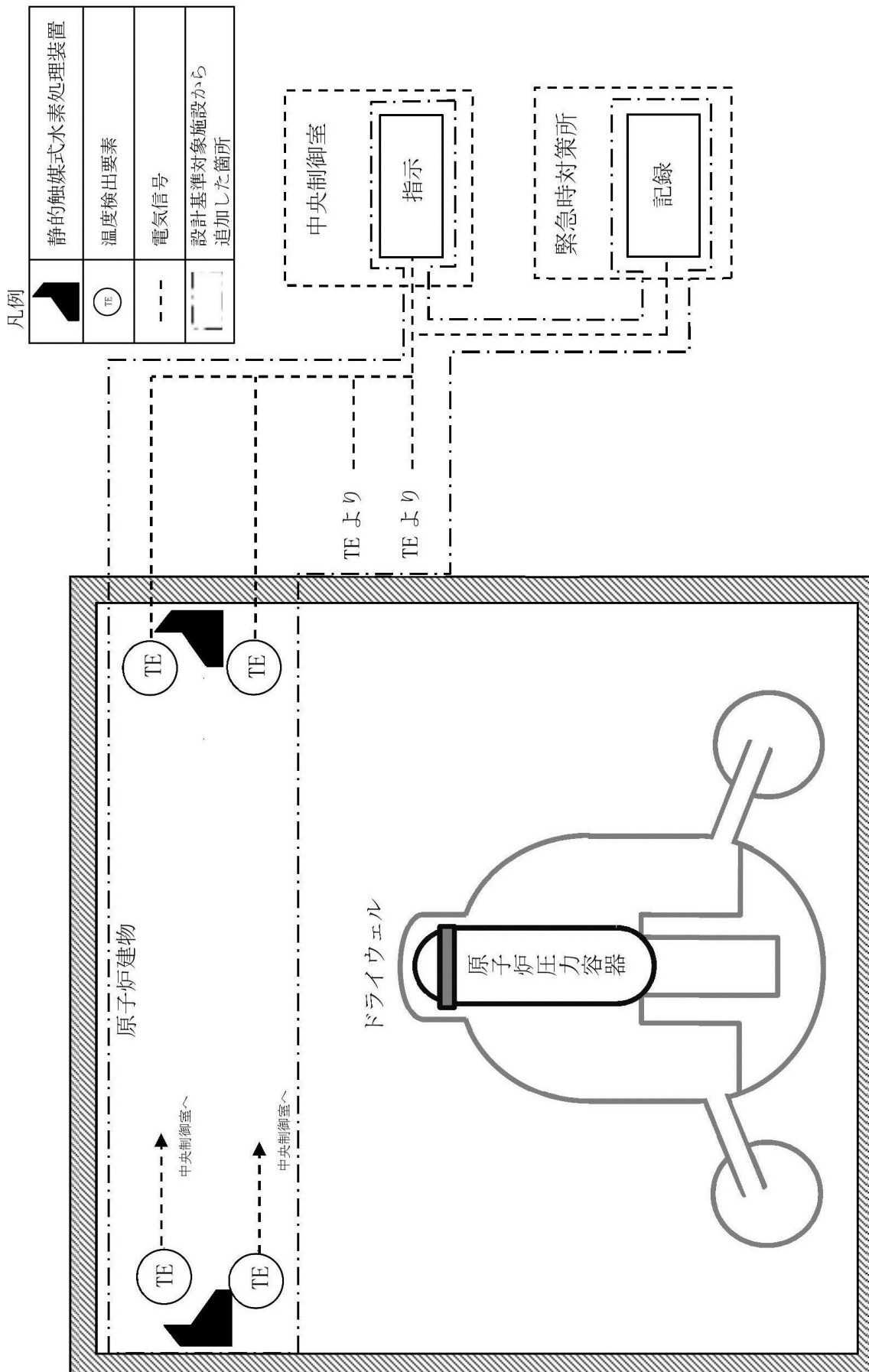
第1.10-3図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 概要図





第1.10-5図 SOP 水素「R/B水素爆発防止」における対応フロー

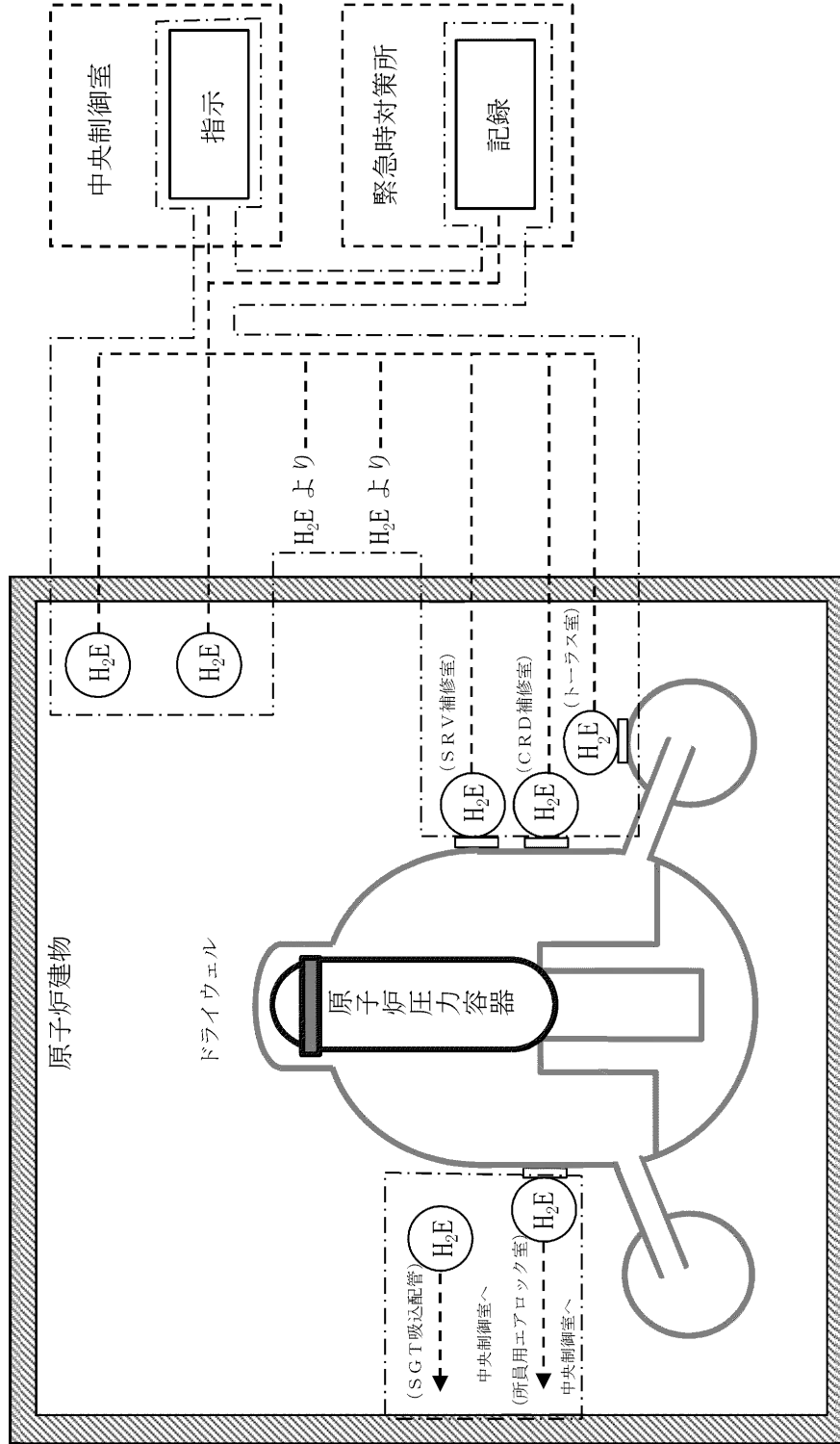
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.10-6図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(静的触媒式水素処置装置による水素濃度の上昇抑制) (1/2)

凡例

$H_2E$	水素検出要素
---	電気信号
[---]	設計基準対象施設から追加した箇所

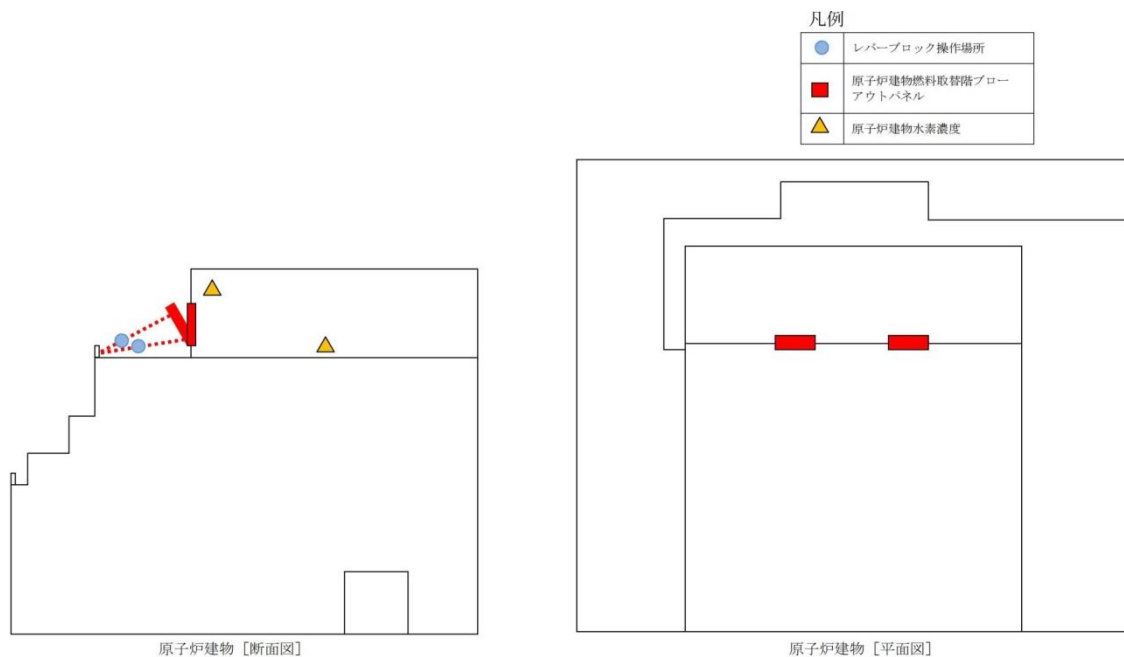


第1.10-6図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(静的触媒式水素処置装置による水素濃度の上昇抑制) (2/2)

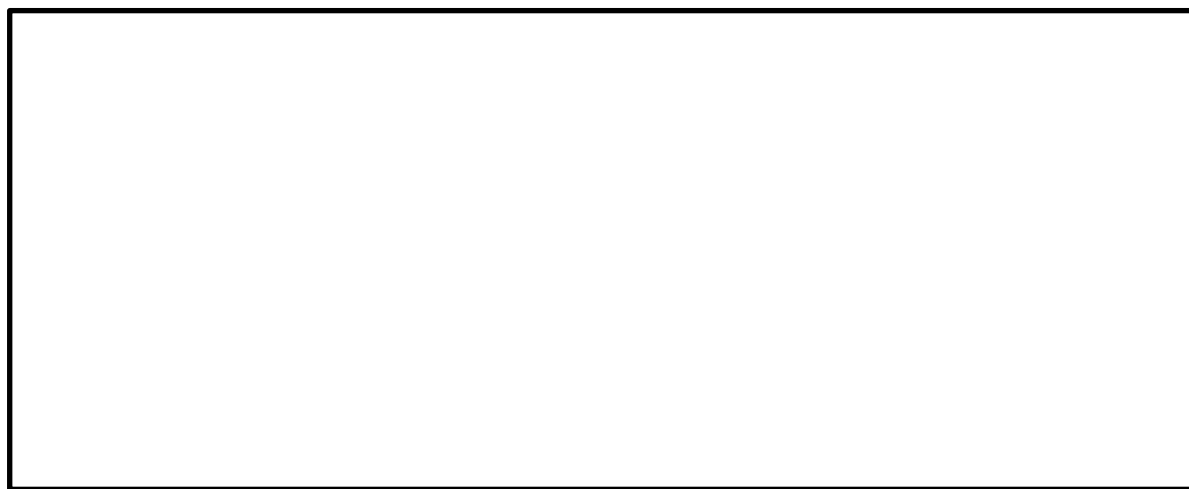


必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150
原子炉建物内の水素濃度監視	中央制御室運転転員 A 1	原子炉建物水素濃度指示値1.8vol.%確認 非常用ガス処理系の停止 5分 停止操作															

第1.10-7図 原子炉建物内の水素濃度監視 タイムチャート



**【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置】**



**【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置】**

第 1.10-8 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 概要図

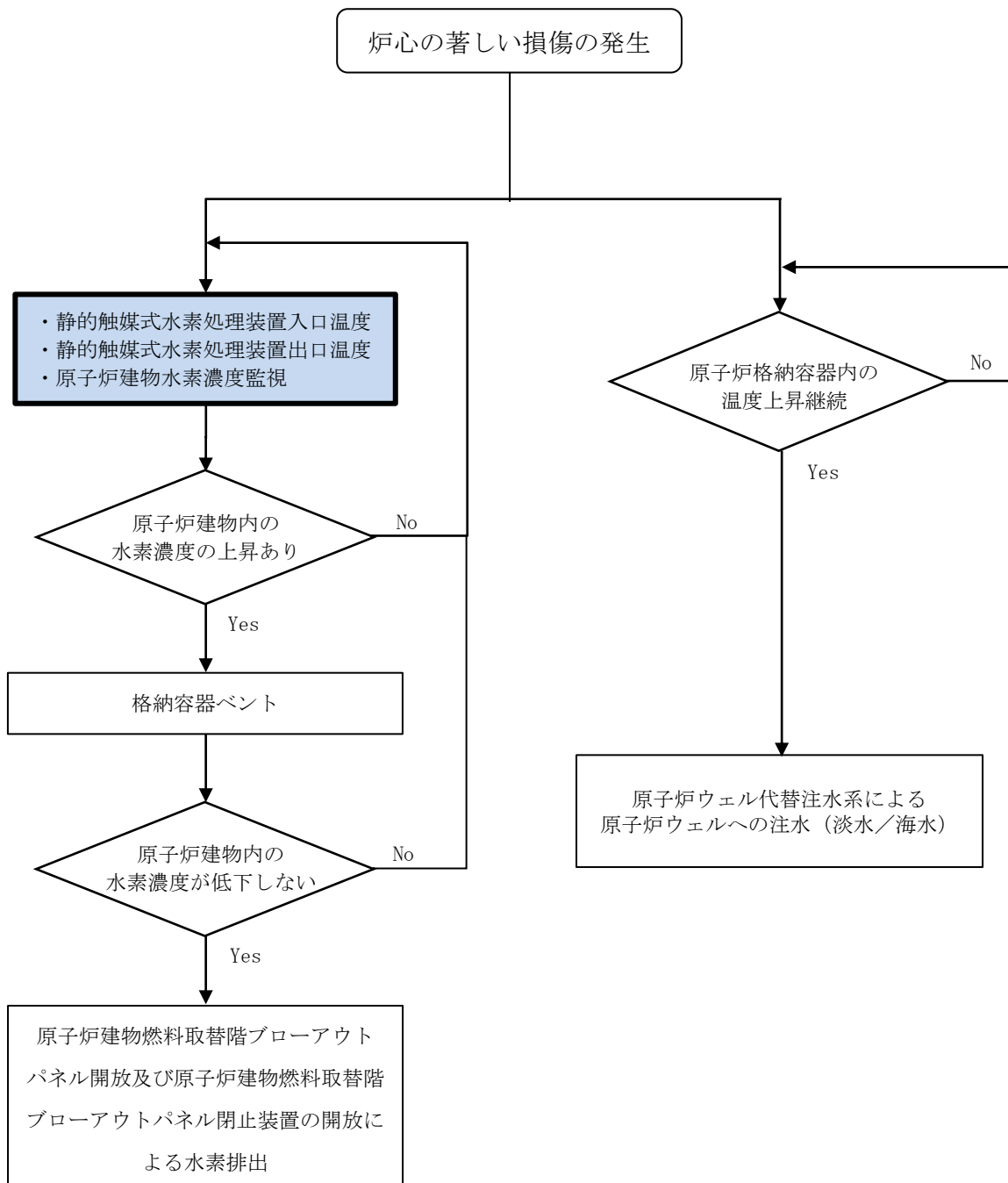
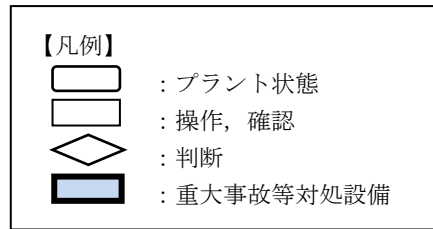
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル開放	要員(数) 中央制御室運転員A  緊急時対応要員	原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル開放 1時間30分													
		1	水素濃度監視												
		3	移動 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル開放												

第1.10-9図 原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル強制開放装置による  
原子炉建物燃料取替階ブローアアウトパネル開放 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放	要員(数)	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放 2時間												
		中央御室運転員A	水素濃度監視											
	1													
	緊急時対策要員	移動												
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放												

第1.10-10図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放 タイムチャート



第1.10-11図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート