

| | |
|--------------|------------------|
| 東海第二発電所 審査資料 | |
| 資料番号 | SA 技-C-1 改 121 |
| 提出年月日 | 平成 30 年 3 月 28 日 |

東海第二発電所

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

平成 30 年 3 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.7.1 対応手段と設備の選定

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

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

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

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.7.2 自主対策設備仕様

添付資料1.7.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.7.4 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧
及び除熱

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

(2) 第二弁操作室の正圧化

(3) フィルタ装置スクラビング水補給

(4) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

(6) フィルタ装置スクラビング水移送

添付資料1.7.5 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

添付資料1.7.6 格納容器ベント操作について

添付資料1.7.7 フィルタベント実施に伴う各操作時の作業員被ばく評価

添付資料1.7.8 スクラビング水の保有水量の設定根拠について

添付資料1.7.9 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
について

添付資料1.7.10 解釈一覧

添付資料1.7.11 手順のリンク先について

添付資料1.7.12 フォールトツリー解析の実施の考え方について

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ための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び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、設備の選定に当たっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

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

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する

設備は以下のとおり。

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

(b) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

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

- ・ フィルタ装置

- ・ 圧力開放板
- ・ 移送ポンプ
- ・ 遠隔人力操作機構
- ・ 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・ 差圧計
- ・ 可搬型窒素供給装置
- ・ フィルタ装置遮蔽
- ・ 配管遮蔽
- ・ 第二弁操作室遮蔽
- ・ 第一弁（S／C側）
- ・ 第一弁（D／W側）
- ・ 第二弁
- ・ 第二弁バイパス弁
- ・ 不活性ガス系配管・弁
- ・ 耐圧強化ベント系配管・弁
- ・ 格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・ 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）
- ・ 窒素供給配管・弁
- ・ 移送配管・弁
- ・ 補給水配管・弁
- ・ 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバを含む）
- ・ 真空破壊弁
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 西側淡水貯水設備

- ・代替淡水貯槽
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備
- ・第一弁（S／C側）バイパス弁
- ・第一弁（D／W側）バイパス弁
- ・淡水タンク

なお、可搬型代替注水中型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、原則として西側淡水貯水設備又は淡水タンクの淡水を利用する。また、可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置への水の補給は、原則として代替淡水貯槽又は淡水タンクの淡水を利用する。

ii) 遠隔人力操作機構による現場操作

第一弁（S／C側，D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，第一弁（S／C側，D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により人力で開操作することで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

放射線防護対策として，炉心の著しい損傷時においても操作を可能とするために，操作場所は二次格納施設外である原子炉建屋付属棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟とする。さらに，格納容器圧力逃がし装置の第二弁及び第二弁バイパス弁の操作場所である第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，第二弁操作

室空気ボンベユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構
- ・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・差圧計
- ・第二弁操作室遮蔽
- ・第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）

iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換

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

不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置
- ・不活性ガス系配管・弁
- ・耐圧強化ベント系配管・弁
- ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・フィルタ装置
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

iv) 原子炉格納容器負圧破損の防止

格納容器圧力逃がし装置の使用後に原子炉格納容器内への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、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を供給手段がある。また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、サプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa [gage] まで低下した場合に停止する。なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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

- ・ 可搬型窒素供給装置
- ・ 不活性ガス系配管・弁
- ・ 耐圧強化ベント系配管・弁
- ・ 格納容器圧力逃がし装置配管・弁
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(c) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水 pH制御装置により薬液注入することで、サプレッション・プール水の酸性化を防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することにより、よう素の放出量を低減する手段がある。

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

- ・薬液タンク
- ・蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンベ
- ・サブプレッション・プール水 pH制御装置配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、フィルタ装置、圧力開放板、移送ポンプ、遠隔人力操作機構、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、差圧計、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽、第二弁操作室遮蔽、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、不活性ガス系配管・弁、耐圧強化ベント系配管・弁、格納容器圧力逃がし装置配管・弁、第二弁操作室空気ボンベユニット

(配管・弁) , 窒素供給配管・弁, 移送配管・弁, 補給水配管・弁, 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む) , 真空破壊弁, 可搬型代替注水中型ポンプ, 可搬型代替注水大型ポンプ, 西側淡水貯水設備, 代替淡水貯槽, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 常設代替直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備のうち, 遠隔人力操作機構, 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) , 差圧計, 第二弁操作室遮蔽及び第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁) 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) による系統内の置換で使用する設備のうち, 可搬型窒素供給装置, 不活性ガス系配管・弁, 耐圧強化ベント系配管・弁, 格納容器圧力逃がし装置配管・弁, フィルタ装置, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する設備のうち, 可搬型窒素供給装置, 不活性ガス系配管・弁, 耐圧強化ベント系配管・弁, 格納容器圧力逃がし装置配管・弁, 原子炉格納容器, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は, 審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.7.1)

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として有効である。

- ・第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁

バイパスラインは口径が小さく、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の防止には十分な容量ではないが、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇を緩和する手段として有効である。

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

なお、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生している場合は、消火系の水源である多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク及び原水タンクは使用できない。

- ・サプレッション・プール水pH制御装置

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器への注水が実施できない場合には、サプレッション・プール水pH制御装置によってサプレッション・チェンバ内に注入される薬液の拡

散が限定的になるが，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。

(添付資料 1.7.2)

b. 手順等

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

これらの手順は，運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.7-1 表）。

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

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

(添付資料1.7.3)

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系海水系，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた代替循環冷却系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。なお，常設低圧代替注水系ポンプ又は西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系は残留熱除去系 B 系配管を用いるため，残留熱除去系 B 系配管を使用しない代替循環冷却系ポンプ（A）を優先して使用する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

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

b. 操作手順

代替循環冷却系A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（代替循環冷却系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順も同様。）。

概要図を第1.7-1図に、タイムチャートを第1.7-2図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁、残留熱除去系A系注入弁及び残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁、残留熱除去系A系注入弁及び残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁の表示灯が点灯したことを確認する。

- ③運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。
- ④発電長は，運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系A系注水配管分離弁，残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁を開とする。
- ⑧運転員等は，発電長に代替循環冷却系A系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は，運転員等に代替循環冷却系ポンプ（A）の起動を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。
- ⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，代替循環冷却系A系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系A系注入弁を開とした

後、代替循環冷却系A系注入弁を開くとともに、代替循環冷却系A系テスト弁を閉とする。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑭発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位がジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）位置相当で冠水維持されていることを確認するように指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0位置相当で冠水維持されていることを確認し、発電長に報告する。

⑯発電長は、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁を開とする。

⑱運転員等は、発電長に代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内へのスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑲発電長は、運転員等に代替循環冷却系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。

⑳運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系格納容器スプレイ弁を開とする。

㉑運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の流量上昇、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電長に報告する。

②運転員等は中央制御室にて、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」における原子炉格納容器内へのスプレイ開始及び停止の判断基準に従い原子炉格納容器内へのスプレイを実施し、発電長に報告する。

③発電長は、代替循環冷却系のみで原子炉格納容器内の除熱が満足することを確認し、運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止を指示する。

（添付資料1.7.5）

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内と想定する。

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

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

(2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系が使用できない場合に、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベント操作を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

第一弁（S／C側又はD／W側）を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、遠隔人力操作機構による現場操作（二次格納施設外）を実施する。第一弁（S／C側及びD／W側）を開操作できない場合は、第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を開とする。

第二弁及び第二弁バイパス弁を操作する第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断し、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。また、格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機するとともに、プラントパラメータを中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

格納容器ベント開始後において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage]（1Pd）未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合に第一弁を閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合で、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができない場合において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合^{*2}。

※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。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-3図に、タイムチャートを第1.7-5図に示す（S/C側ベント、D/W側ベント及び第一弁（S/C側及びD/W側）が開操作不可の場合の手順は、手順⑫以外は同様。）。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及

び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

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

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

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

⑪発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑫^a S/C側ベントの場合

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

⑫^b D/W側ベントの場合

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

⑫^c 第一弁（S/C側及びD/W側）が開操作不可の場合

第一弁（S／C側及びD／W側）が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側）バイパス弁及び第一弁（D／W側）バイパス弁を開とし、発電長に報告する。

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

⑭発電長は、格納容器ベント判断基準であるサプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達したことを確認し、災害対策本部長代理に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

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

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

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

⑱運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、並びにフィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認すると

ともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑱発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長代理に連絡する。

⑳発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合に、運転員等に原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage]

(1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、格納容器ベント停止判断をする。

(c) 操作の成立性

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

【①中央制御室からの操作（S/C側ベントの場合）】

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

【②中央制御室からの操作（D/W側ベントの場合）】

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

【③現場操作（第一弁（S/C側）遠隔操作不可の場合）】

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

【④現場操作（第一弁（D/W側）遠隔操作不可の場合）】

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

【⑤現場操作（第二弁操作室までの移動）】

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

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

【⑥中央制御室からの操作（第二弁の場合）】

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

【⑦現場操作（第二弁及び第二弁バイパス弁遠隔操作不可の場合）】

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

○格納容器ベント準備に関する所要時間（第一弁の場合）

【中央制御室から第一弁を開操作する場合】

手順着手の判断基準である炉心損傷後において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達してから、第一弁（S/C側）操作は、上記①の操作を実施し5分以内で操作可能である。また、第一弁（D/W側）操作は、上記②の操作を実施し5分以内で操作可能である。なお、第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁操作は、①及び②と同様である。

【現場にて第一弁を開操作する場合】

手順着手の判断基準である炉心損傷後においてサプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達してから、第一弁

(S/C側)操作は、上記①の操作を実施し遠隔操作の失敗を判断した後、上記③の操作を実施し130分以内で操作可能である。

また、第一弁(D/W側)操作は、上記②の操作を実施し遠隔操作の失敗を判断した後、上記④の操作を実施し145分以内で操作可能である。

【現場操作準備のため移動時間】

手順着手の判断基準である炉心損傷後においてサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達してから、上記⑤として45分以内に第二弁操作室まで移動可能である。その後、格納容器ベント判断基準であるサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達するまでは、第二弁操作室にて待機する。

○格納容器ベント準備完了から格納容器ベント開始に関する所要時間
(第二弁の場合)

【中央制御室から第二弁を開操作する場合】

格納容器ベント判断基準であるサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達してから、上記⑥の操作を実施し2分以内で操作可能である。なお、第二弁バイパス弁操作は、⑥と同様である。

【現場にて第二弁を開操作する場合】

格納容器ベント判断基準であるサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達してから、上記⑥の操作を実施し遠隔操作の失敗を判断した後、⑦の操作を実施し32分以内で操作可能である。なお、第二弁バイパス弁操作は、⑦と同様である。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤か

らの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。遠隔人力操作機構については、速やかに操作ができるように、使用工具を操作場所近傍に配備する。

(添付資料 1.7.4, 添付資料 1.7.7)

b. 第二弁操作室の正圧化

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。

(b) 操作手順

第二弁操作室の正圧化手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-4 図に、タイムチャートを第 1.7-5 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化準備を指示する。

②重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、第二弁操作室空気ボンベユニット空気ボンベ集合弁及び第二弁操作室空気ボンベユニット空気供給出口弁を開とし、第二弁操作室の正圧化準備が完了したことを発電長に報告する。

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

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

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

※3：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに第二弁操作室の加圧を行えるように設定。なお、サプレッション・プール水位が通常水位+6.4m から+6.5m に到達するまで評価上約 20 分である。

(c) 操作の成立性

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

第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで4分以内と想定する。このうち、第二弁操作室空気ポンベユニットの第二弁操作室空気供給差圧調整弁の操作から正圧に達するまで1分以内である。

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

(添付資料 1.7.4)

c. フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である 2,530mm を下回り、下限水位である 1,325mm に到達する前までに、西側淡水貯水設備、代替

淡水貯槽又は淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置へ水張りを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口へのフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第 1.7-6 図に、タイムチャートを第 1.7-7 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の準備を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給の準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水補給の準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の準備が完了したことを連絡する。
- ⑥重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホースを接続し、災害対策本部長代理にフィルタ装

置スクラビング水補給の準備が完了したことを報告する。

- ⑦災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑧災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑨重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を開とし、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。
- ⑩災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑪発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水補給が開始されたことの確認を指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置の水位の上昇を確認した後、通常水位（水位低）である2,530mm以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置スクラビング水補給の停止を依頼する。
- ⑭災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スク

ラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

⑮重大事故等対応要員は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水を停止したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

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

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

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、180 分以内と想定する。

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

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、165 分以内と想定する。

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室における操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 7 日間は補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質が

ら受ける放射線量は低下しているとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

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

(添付資料 1.7.4, 添付資料 1.7.7, 添付資料 1.7.8)

d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

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

(a) 手順着手の判断基準

格納容器ベント停止可能^{※4}と判断した場合。

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

(b) 操作手順

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-8 図に、タイムチャートを第 1.7-9 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入をするための接続口を連絡する。なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。
- ③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置を S / C 側用に1台、D / W 側用に1台を準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑤重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S / C 側及びD / W 側）内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑥災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子

炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）
注入の開始を連絡する。

⑦災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。

⑧重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側及びD／W側）を開とし、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑨災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡する。

⑩発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁閉による格納容器ベント停止を指示する。

⑪運転員等は、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を閉とし、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始を指示する。また、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制御※⁵するように指示する。

⑬運転員等は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始し、発電長に報告する。また、原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ～13.7kPa [gage] の間で制

御し、発電長に報告する。

- ⑭発電長は、運転員等に原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内の不活性ガス（窒素）注入完了の確認をするように指示する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入によりドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを発電長に報告する。
- ⑯発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを指示する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを発電長に報告する。
- ⑱発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長代理へ連絡する。
- ⑲発電長は、可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力が低下したことを確認し、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。
- ⑳運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。
- ㉑発電長は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を依頼する。

②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を指示する。

③重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を閉とし、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長代理に報告する。

④災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑤発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁閉による格納容器ベント停止を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を閉とし、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

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

(c) 操作の成立性

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

【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】

・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以

内と想定する。

【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の場合】

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

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.7.4)

e. フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

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

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-10図に，タイムチャートを第1.7-11図に示す。

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

- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋西側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とし、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃^{*6}以下であることを確認し、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動するよう指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動し、発電長に報告するとともにフィルタ装置入口水素濃度指示値を監視する。

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

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換開始まで135分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.7.4)

f. フィルタ装置スクラビング水移送

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

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において、フィ

ルタ装置水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口へのフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送の準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を開とする。
- ⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。

- ⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。
- ⑪運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水移送が完了したことを発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を開とし、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。
- ⑰災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプに

より送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常水位（水位低）である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の停止を依頼する。

㉑災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

㉒重大事故等対応要員は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長代理に報告する。

㉓災害対策本部長代理は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を連絡する。

㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水移送を指示する。

㉕運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

- ⑳運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。
- ㉑発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度を確認するように指示する。
- ㉒運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電長に報告する。
- ㉓発電長は、災害対策本部長代理にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。
- ㉔災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ㉕重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ㉖重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。
- ㉗災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。
- ㉘発電長は、運転員等にフィルタ装置出口弁を閉とするように指示する。
- ㉙運転員等は格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室にて、フィルタ装置出口弁を閉とし、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

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

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、180 分以内と想定する。

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

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、165 分以内と想定する。

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

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

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライ

トを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.7.4)

(3) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、気相部へのよう素の移行を低減させるため、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）のスプレイヘッド（サプレッション・チェンバ側）からサプレッション・チェンバ内に薬液を注入し、サプレッション・プール水の酸性化を防止する。これにより、サプレッション・プール水中によう素を補足し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時のよう素の放出量を低減する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、サプレッション・プール水 pH制御装置が使用可能な場合。

b. 操作手順

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

概要図を第1.7-14図に、タイムチャートを第1.7-15図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサプレッショ

ン・プール水 pH制御装置による薬液注入の準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入の系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁及び残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁の閉を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、弁駆動用窒素供給弁を開とする。
- ⑥運転員等は、発電長にサブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑦発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、圧送用窒素供給弁を開とし、薬液タンク圧力の上昇を確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、薬液注入窒素作動弁を開とした後、薬液注入が開始されたことを薬液タンク液位が低下することで確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからサブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入開始まで15分以内と想定する。

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

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等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1.7-16図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入を行うとともに、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の冷却を実施しながら原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行う。

残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱に優先し、内部水源である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。しかし、外部水源を使用するためサプレッション・プールの水位が上昇し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合に、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は中央制御室からの遠隔操作で行うが、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合は、遠隔人力操作機構による現場での手動操作を行う。

なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する際は、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C 側ベントを第一優先とする。ただし、S/C 側ベントが実施できない場合は、D/W 側ベントを実施する。格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器圧力逃がし装置による S/C 側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント

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

(添付資料1.7.6, 添付資料1.7.9)

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の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及び酸素濃度制御手順については，「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

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

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

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

順等」にて整備する。

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

第1.7-1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 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源) | 代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※1} 残留熱除去系海水系ストレーナ 緊急用海水ポンプ ^{※1} 緊急用海水系ストレーナ 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | | 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※1} | 自主対策設備 | |
| | | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | フィルタ装置 圧力開放板 移送ポンプ 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) 差圧計 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 第二弁操作室遮蔽 第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 第二弁操作室空気ボンベユニット (配管・弁) 窒素供給配管・弁 移送配管・弁 補給水配管・弁 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバを含む) 真空破壊弁 可搬型代替注水中型ポンプ ^{※2} 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2} 西側淡水貯水設備 ^{※2} 代替淡水貯槽 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| 第一弁 (S/C側) バイパス弁 第一弁 (D/W側) バイパス弁 淡水タンク ^{※2} | 自主対策設備 | | | | |

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

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 | — | 遠隔人力操作機構による現場操作 | 遠隔人力操作機構 第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 差圧計 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁） | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 不活性ガス（窒素）による系統内の置換 | 可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉格納容器負圧破損の防止 | 可搬型窒素供給装置 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 | 薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンベ サプレッション・プール水pH制御装置 配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ サプレッション・チェンバ 常設代替直流電源設備※ ³ 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

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

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) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系系統流量 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ入口温度 残留熱除去系熱交換器入口温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サブプレッション・プール水位 |
| | | 原子炉格納容器への注水量 | 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) |
| 補機監視機能 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 | | |

監視計器一覧 (2/6)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|----------------|---|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サブプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サブプレッション・プール水位 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度 |
| 補機監視機能 | モニタリング・ポスト | | |

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 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b. 第二弁操作室の正圧化 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位 |
| 操作 | 補機監視機能 | 第二弁操作室差圧 空気ポンベユニット空気供給流量 | |

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対応手順 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 c. フィルタ装置スクラビング水補給 | | | |
| AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置水位 |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置水位 |
| 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 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 d. 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 | | | |
| AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度 |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 |

監視計器一覧 (5/6)

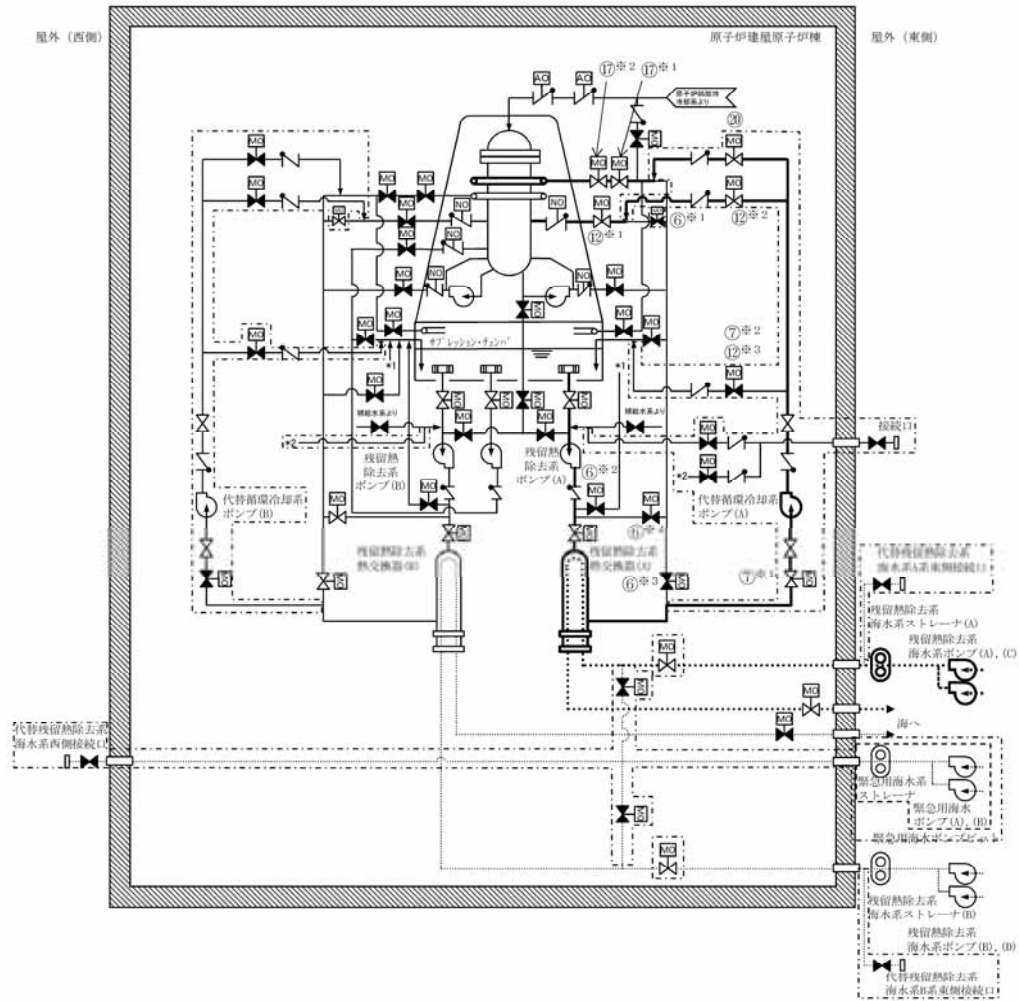
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | | 監視パラメータ (計器) |
|---|------------------|---------------|---|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 e. フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換 | | | |
| AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内水素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 |
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 f. フィルタ装置スクラビング水移送 | | | |
| AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置水位 |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置水位 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置入口水素濃度 |

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対応手順 (3) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 |
| | | 水源の確保 薬液タンク液位 |
| | 操作 | 補機監視機能 薬液タンク圧力 |
| | | 水源の確保 薬液タンク液位 |

第 1.7-3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|--|------------|---|
| <p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> | 第一弁（S/C側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ （以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） MCC 2D系 |
| | 第一弁（D/W側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁バイパス弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 代替循環冷却系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） |
| | 代替循環冷却系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 残留熱除去系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 |



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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

凡例

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

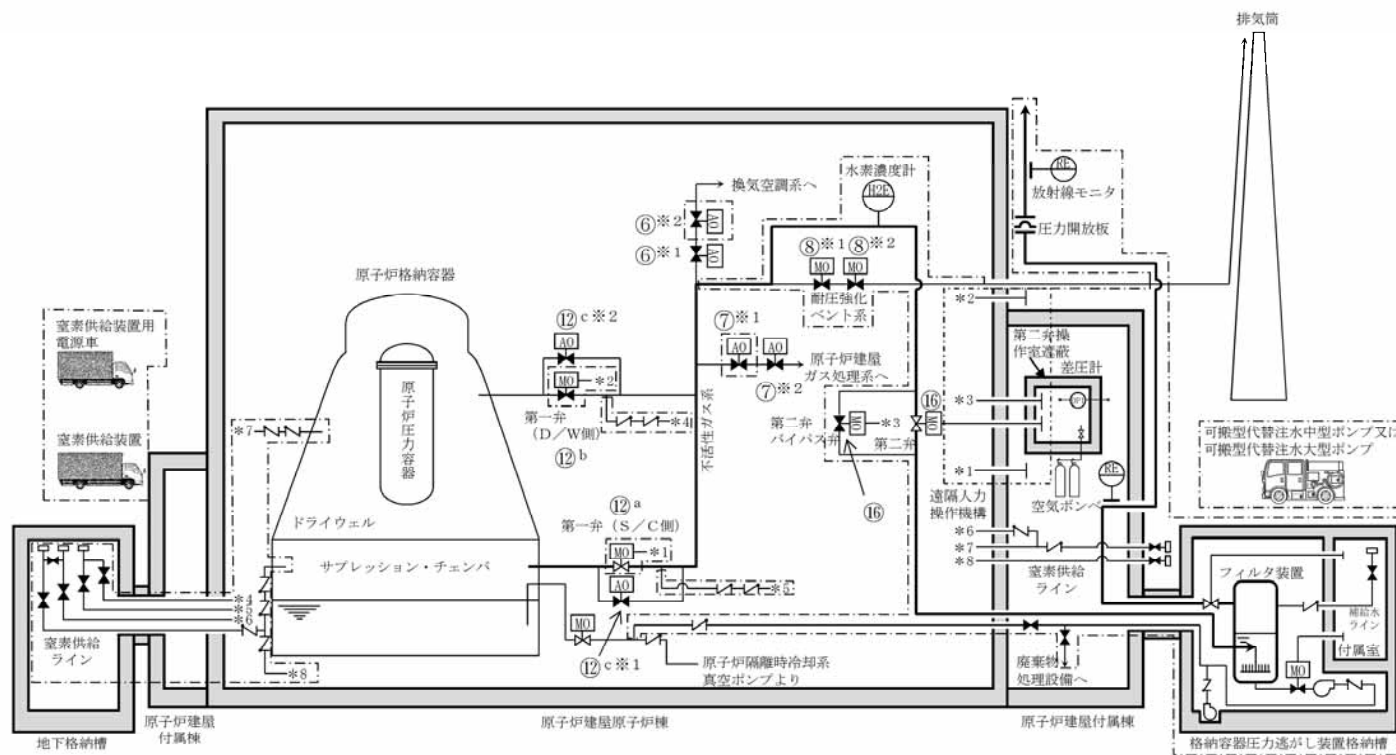
第 1.7-1 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要

図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|-----------------------------------|----------------------------|------------|-------------------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|--|----|
| | | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | | | | | |
| | | | 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 41分 | | | | | | | | | | | | | |
| 代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減 圧及び除熱 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 必要負荷の電源切替え操作 | | | | | | | | | | | | | ※1 |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 格納容器スプレイ開始操作 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | |

※1：代替循環冷却系A系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を示す。また、代替循環冷却系B系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、減圧及び除熱開始まで41分以内と想定する。

第 1.7-2 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



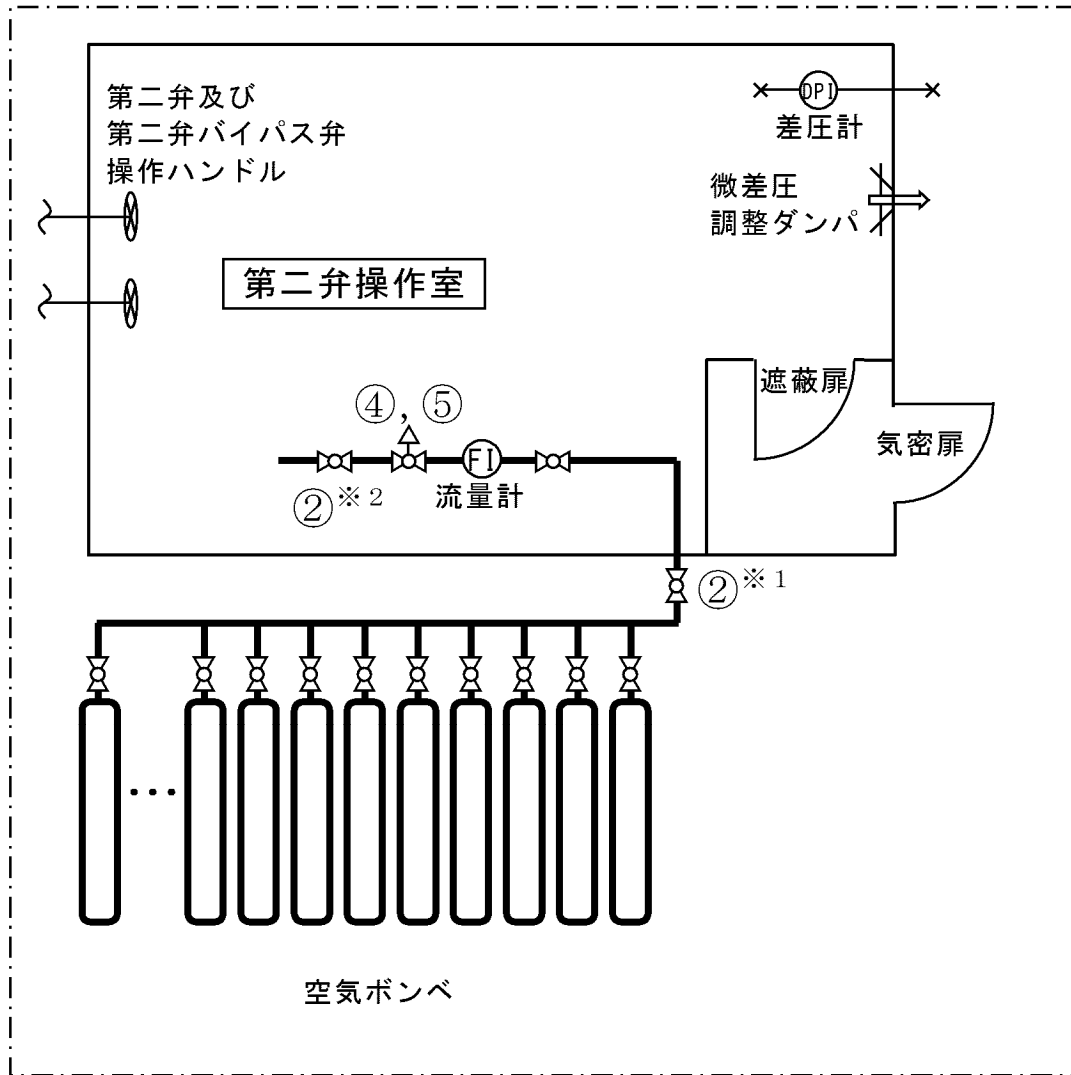
凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|------|---------------|------|------------------|
| ⑥*1 | 換気空調系一次隔離弁 | ⑧*1 | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 | ⑫c*1 | 第一弁 (S/C側) バイパス弁 |
| ⑥*2 | 換気空調系二次隔離弁 | ⑧*2 | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | ⑫c*2 | 第一弁 (D/W側) バイパス弁 |
| ⑦*1 | 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 | ⑫a | 第一弁 (S/C側) | ⑯ | 第二弁, 第二弁バイパス弁 |
| ⑦*2 | 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁 | ⑫b | 第一弁 (D/W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 1.7-3 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------------------|
| ②*1 | 第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁 |
| ②*2 | 第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給出口弁 |
| ④, ⑤ | 第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

凡例

| | |
|--|------------------|
| | 弁 |
| | 流量調整弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第 1.7-4 図 第二弁操作室の正圧化 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------------|----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント準備判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 5分 格納容器ベント準備完了 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベント準備：S/C側ベントの場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | ※1 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

※1：第一弁（S/C側）バイパス弁の開操作においては、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------------|----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント準備判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 5分 格納容器ベント準備完了 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) (格納容器ベント準備：D/W側ベントの場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | ※2 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

※2：第一弁（D/W側）バイパス弁の開操作においては、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|-------------------------|--------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 第一弁（S/C側）遠隔操作不可を判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 格納容器ベント準備完了 125分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (格納容器ベント準備：第一弁（S/C側）遠隔操作不可の場合) | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 3 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|-------------------------|--------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 第一弁（D/W側）遠隔操作不可を判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 格納容器ベント準備完了 140分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (格納容器ベント準備：第一弁（D/W側）遠隔操作不可の場合) | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 3 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

格納容器ベント準備（第一弁）

第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (1/3)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--------------------------------------|------------|--------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント準備判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 45分 第二弁操作室到着 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) | 重大事故等 対応要員 | 3 | 移動 | | | | | | | | | | | | | | |
| (第二弁操作室までの移動) | | | | | | | | | | | | | | | | | |

格納容器ベント準備 (第二弁)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|------------------------------|------------|-----------------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|------|
| | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5m 到達 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 50分 第二弁操作室の正圧化準備完了 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 | 重大事故等 対応要員 | 3 | 移動 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | 系統構成 |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|------------------------------|------------|---------------------------------|---------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | サブプレッション・プール水位が通常水位+6.4m 到達 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 4分 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化 | 重大事故等 対応要員 | 3 | 正圧化開始操作 | | | | | | | | | | | | | | ※1 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

※1: 第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) を 24 本のうち 19 本を使用することにより, 第二弁操作室を 5 時間正圧化可能である。

第二弁操作室の正圧化

第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (2/3)

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

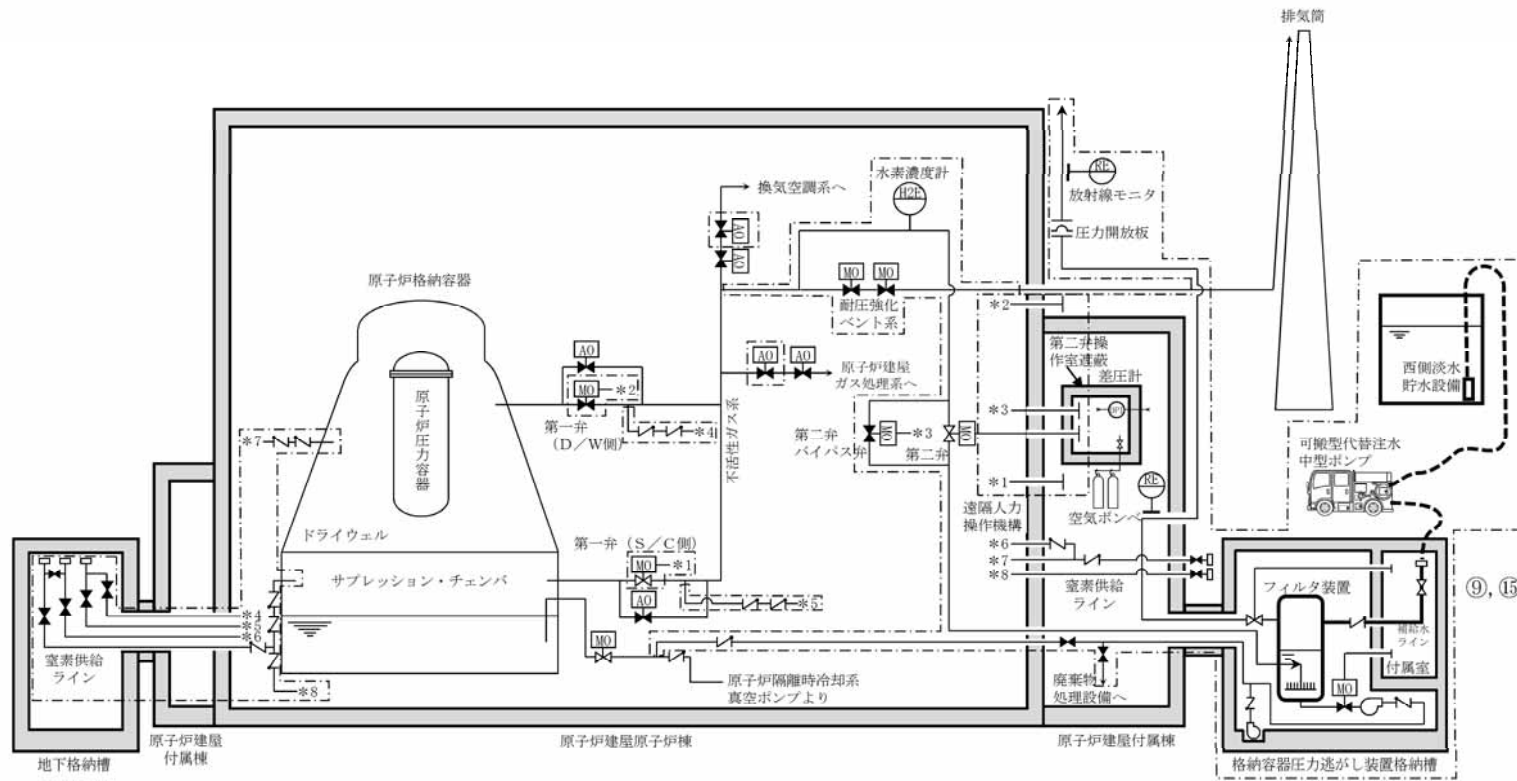
※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内と想定する。

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|---------------|---------|--|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (第二弁及び第二弁バイパス弁遠隔操作不可の場合) | 重大事故等 対応要員 | 3 | 第二弁及び第二弁バイパス弁遠隔操作不可を判断 30分 格納容器ベント 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | ※2 |

※2：第二弁の遠隔人力操作機構による開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開とする。現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，30分以内と想定する。

格納容器ベント（第二弁）

第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (3/3)



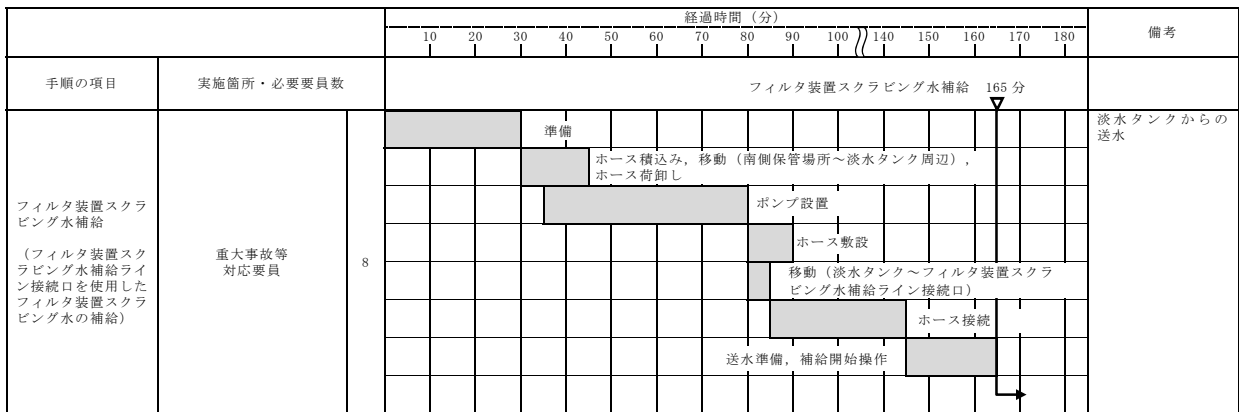
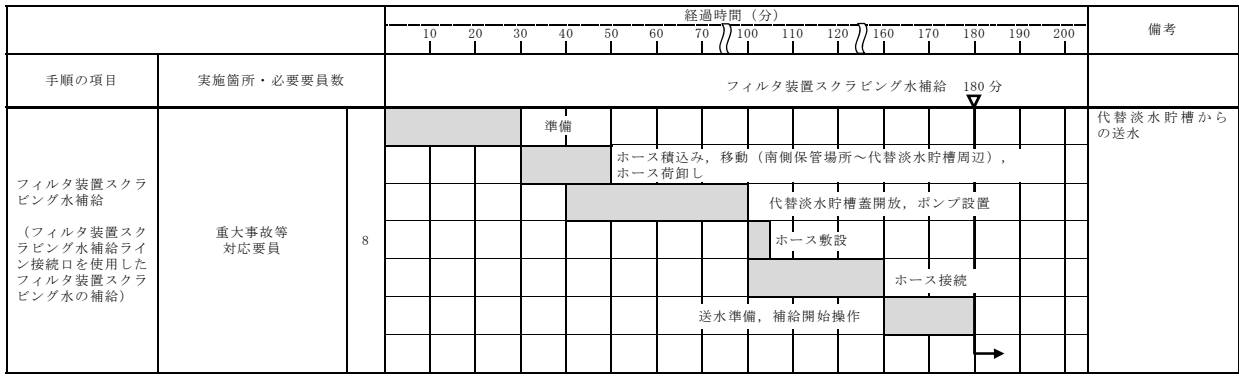
凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|
| ⑨, ⑮ | フィルタ弁装置補給水ライン元弁 |

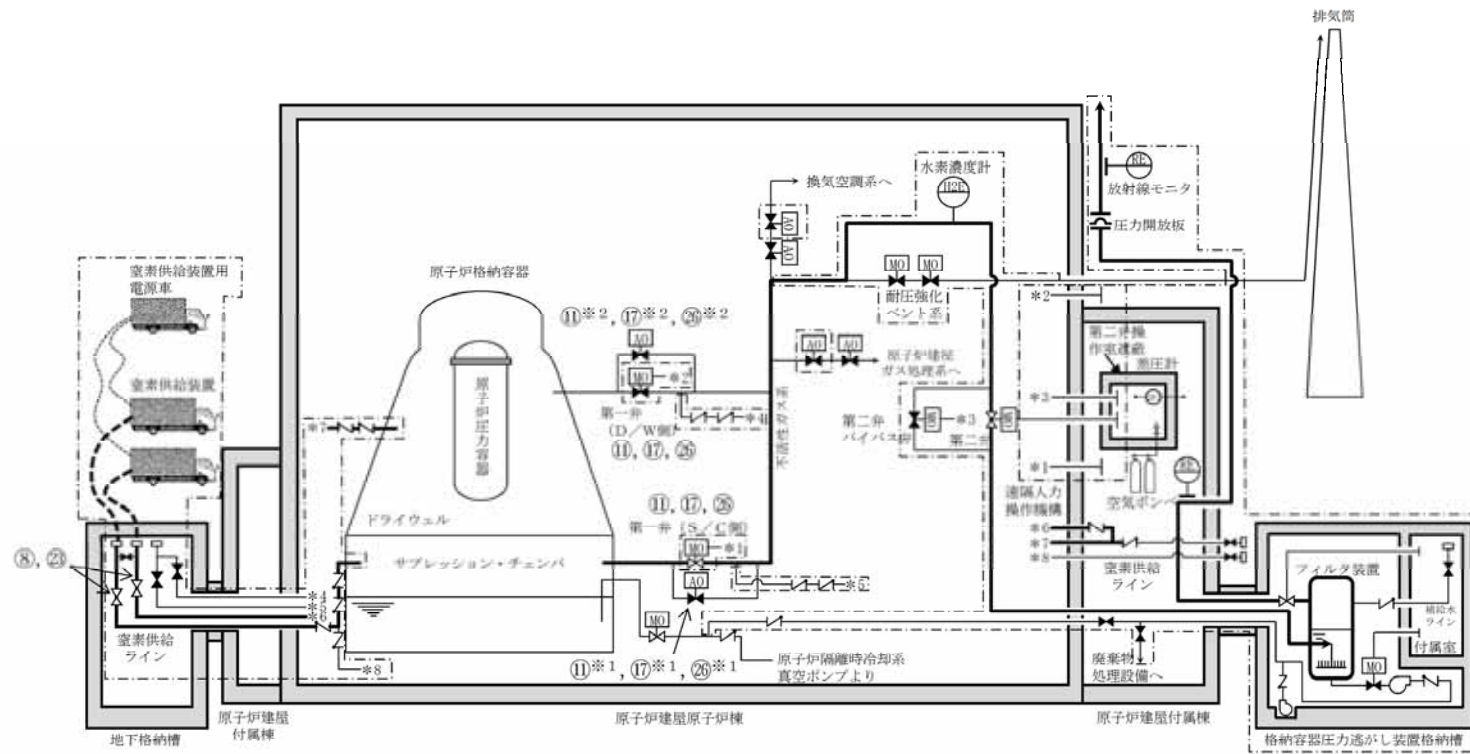
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-6 図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



【ホース敷設 (代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口) の場合は 56m, ホース敷設 (淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口) の場合は 133m】

第 1.7-7 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



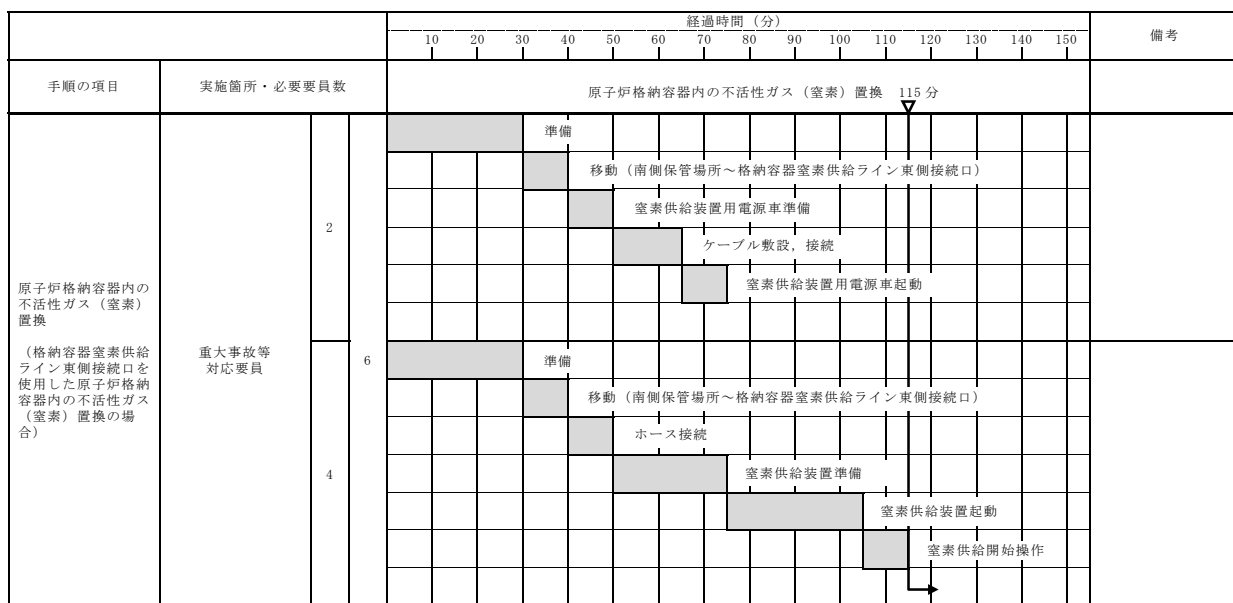
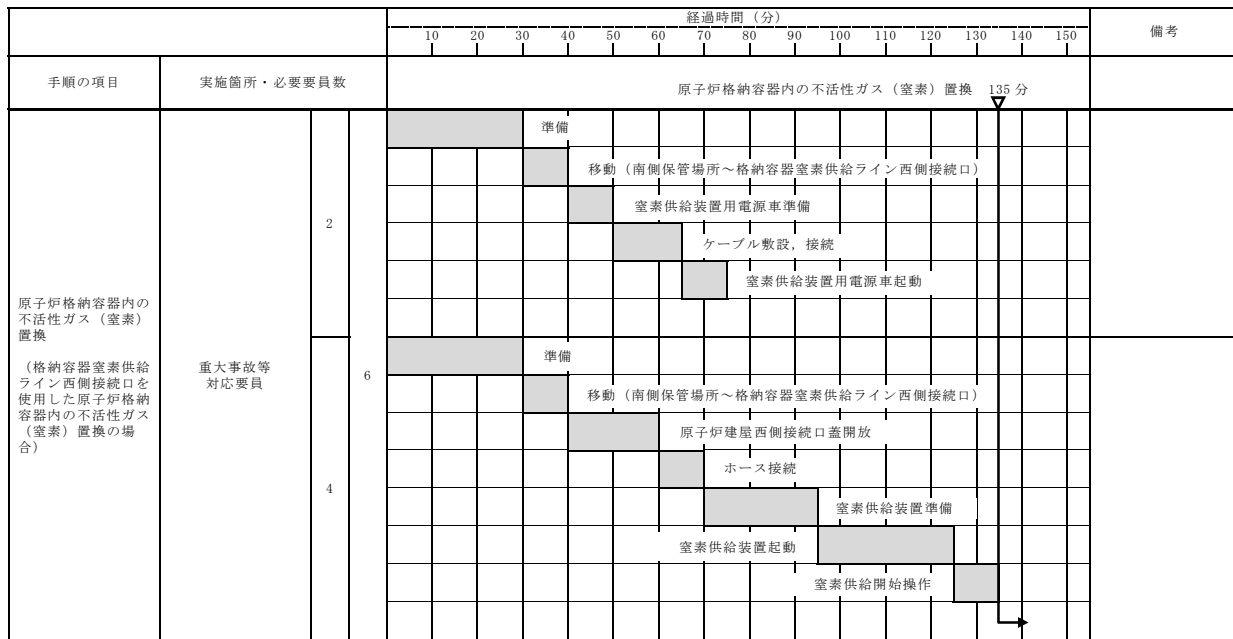
凡例

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

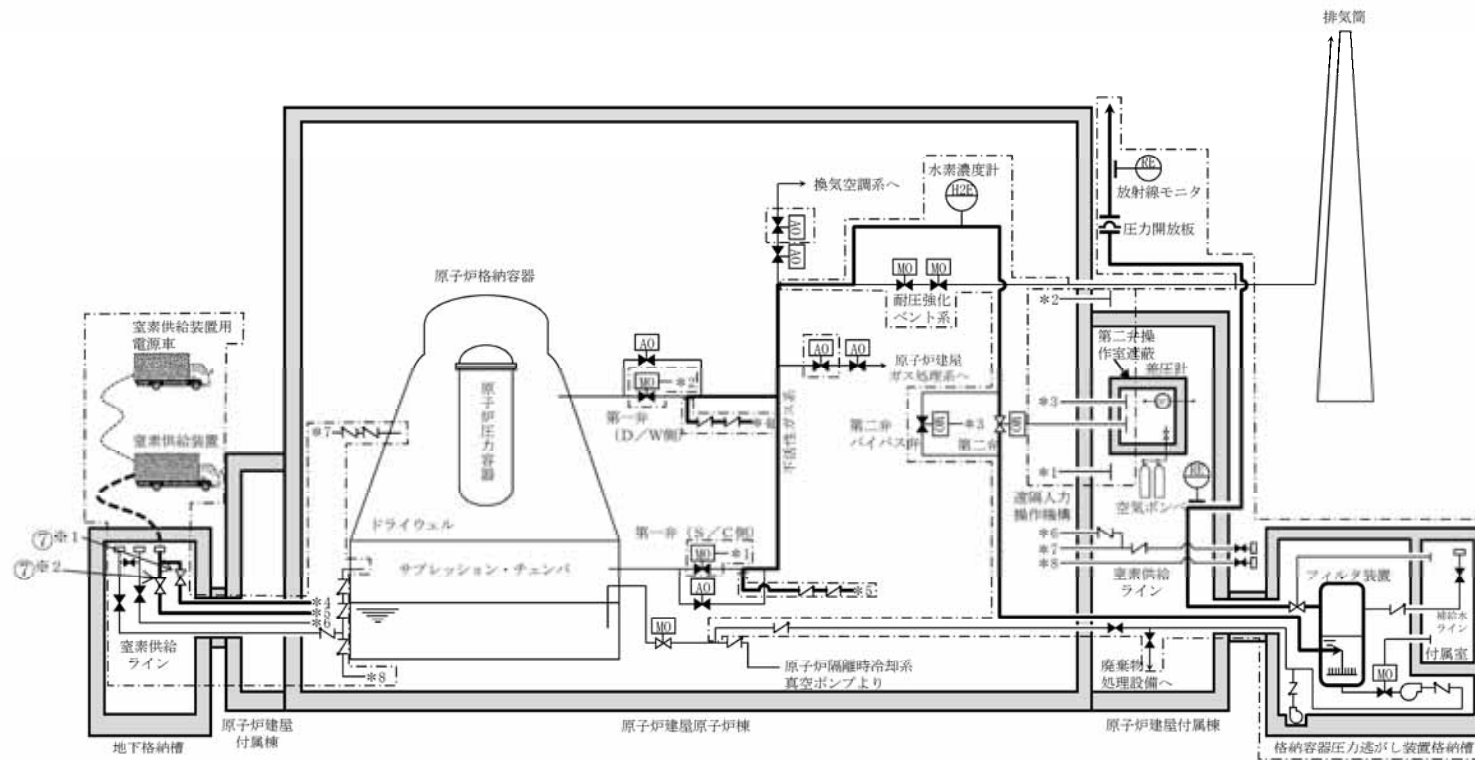
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|---------|----------------------|---------------|------------------|
| ⑧, ⑳ | 窒素ガス補給弁 (S/C側及びD/W側) | ⑪※1, ⑰※1, ⑳※1 | 第一弁 (S/C側) バイパス弁 |
| ⑪, ⑰, ㉑ | 第一弁 (S/C側又はD/W側) | ⑪※2, ⑰※2, ㉑※2 | 第一弁 (D/W側) バイパス弁 |

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

第 1.7-8 図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-9 図 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート

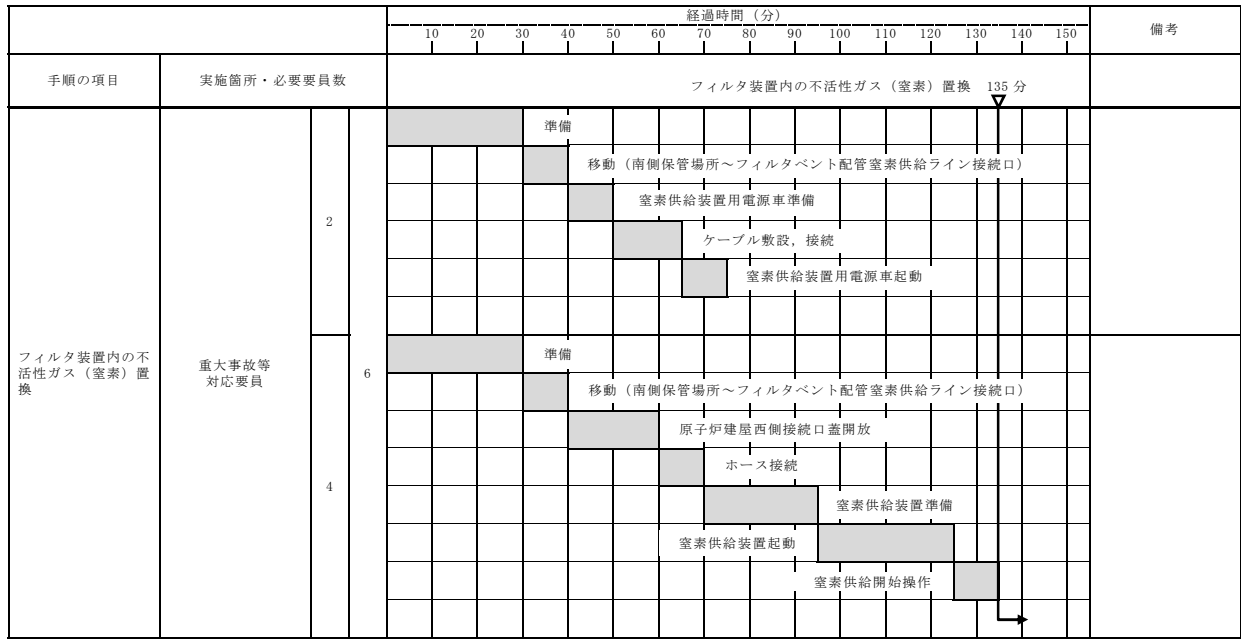


| 凡例 | |
|----|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

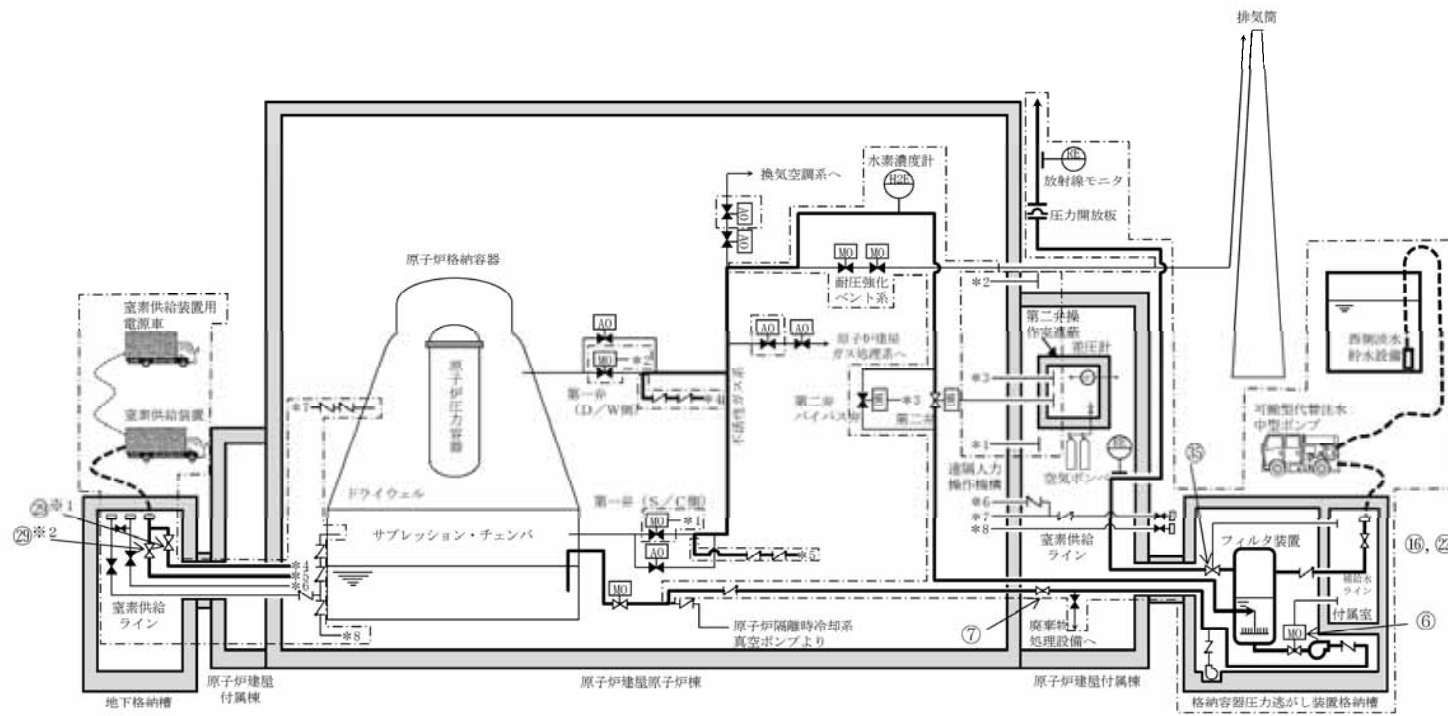
| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------------|
| ⑦※1, ⑦※2 | フィルタ弁装置窒素供給ライン元弁 |

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

第1.7-10図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



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



凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|------------------------------|----------|--------------------|
| ⑥ | フィルタベント装置移送ライン止め弁 | ⑳*1, ㉑*2 | フィルタベント装置室素供給ライン元弁 |
| ⑦ | フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側) | ㉓ | フィルタ装置出口弁 |
| ⑬, ㉒ | フィルタベント装置補給水ライン元弁 | | |

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

第 1.7-12 図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|-----------------|----------------------------|---------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|--|--|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | フィルタ装置スクラビング水移送 54分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| フィルタ装置スクラビング水移送 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|--|---------------|-------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|-----|--|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | | 200 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | フィルタ装置スクラビング水移送完了 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り) | 重大事故等 対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設（代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口）の場合は56m】

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

第 1.7-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (1/2)

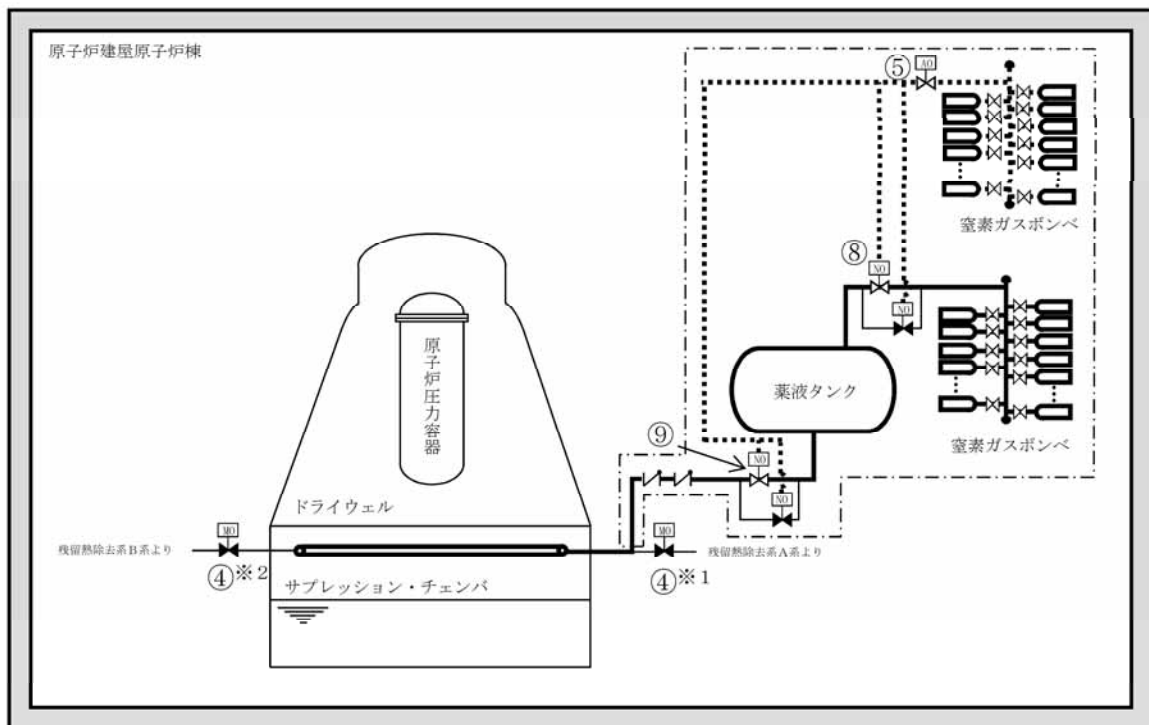
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|-----------------|----------------------------|---------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|----------|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | フィルタ装置スクラビング水移送 54分 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| フィルタ装置スクラビング水移送 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | 起動操作 | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | 移動, 系統構成 | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|---------------|-------------------|--|-------|-------|--------------------------------------|-------|---------------|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | フィルタ装置スクラビング水移送完了 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り) | 重大事故等 対応要員 | 8 | フィルタ装置水張り 165分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | 淡水タンクからの送水 |
| | | | ホース積込み, 移動 (南側保管場所~淡水タンク周辺), ホース荷卸し | ポンプ設置 | ホース敷設 | 移動 (淡水タンク~フィルタ装置スクラ ビング水補給ライン接続口) | ホース接続 | 送水準備, 水張り開始操作 | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設 (淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口) の場合は133m】

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

第 1.7-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (2/2)



凡例

| | |
|---------|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| NO | 窒素駆動 |
| ✕ | 弁 |
| ↗ | 逆止弁 |
| | 窒素 |
| --- --- | 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 | 残留熱除去系A系S/Cスプレイ弁 |
| ④*2 | 残留熱除去系B系S/Cスプレイ弁 |
| ⑤ | 弁駆動用窒素供給弁 |
| ⑧ | 圧送用窒素供給弁 |
| ⑨ | 薬液注入窒素作動弁 |

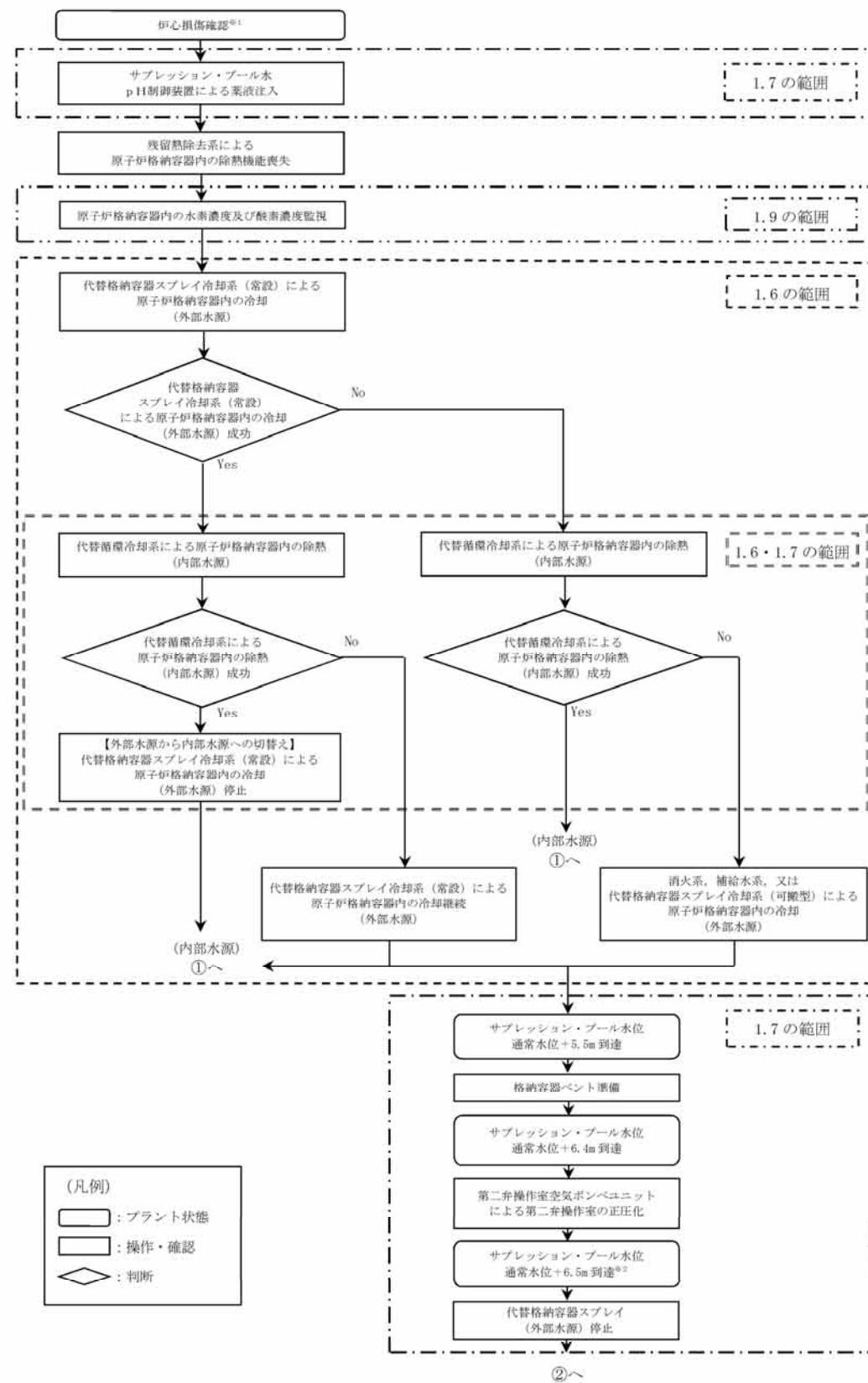
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*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。

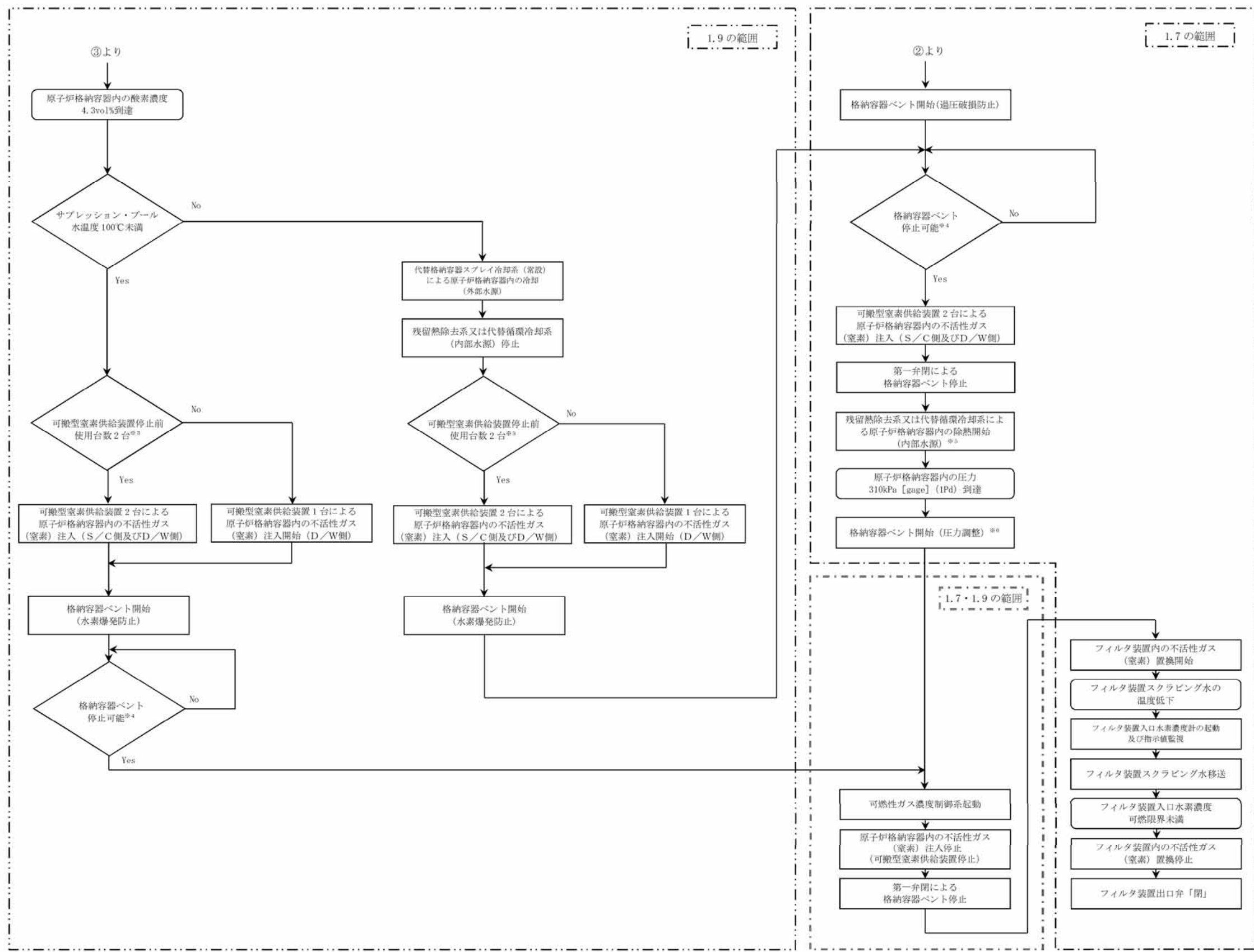
第 1.7-14 図 サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|-----------------------------|----------------------------|---------------------------------|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 15分 | | | | | | | | | | | | | |
| サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | |

第 1.7-15 図 サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 タイムチャート



第 1.7-16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)



※1: 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。なお、炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

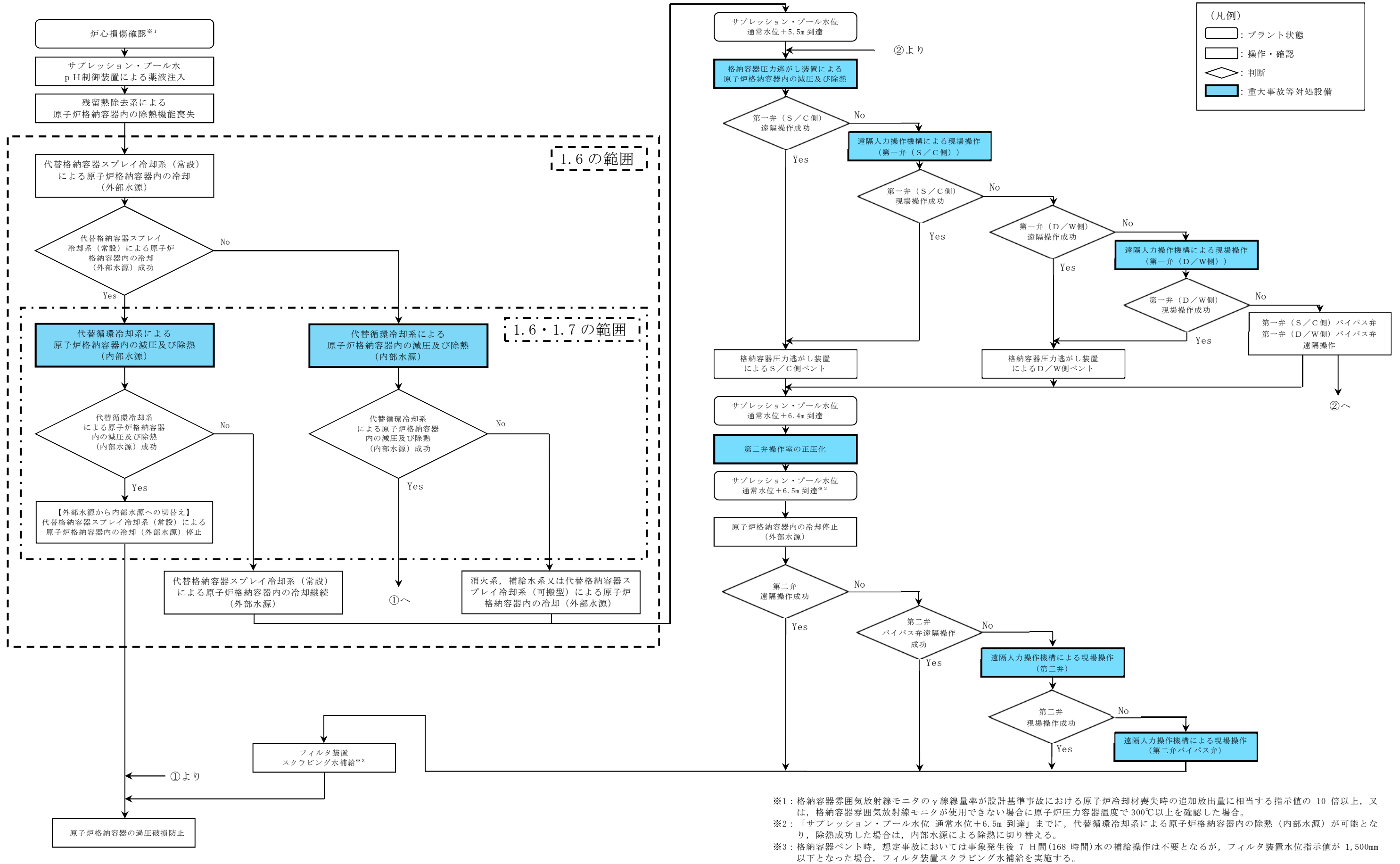
※3: 格納容器ベント前の窒素注入については、可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。また、第一弁 (D/W側) 閉による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

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

※5: 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6: 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入を継続しながら第一弁を再度開として、格納容器ベント (圧力調整) する。

第 1.7-16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上、又は、格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。
 ※2：「サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達」までに、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱（内部水源）が可能となり、除熱成功した場合は、内部水源による除熱に切り替える。
 ※3：格納容器ベント時、想定事故においては事象発生後7日間(168時間)水の補給操作は不要となるが、フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下となった場合、フィルタ装置スクラビング水補給を実施する。

第 1.7-16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/8)

| 技術的能力審査基準 (1.7) | 番号 | 設置許可基準規則 (第50条) | 技術基準規則 (第65条) | 番号 |
|--|----|---|---|----|
| <p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> | <p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> | ⑨ |
| <p>【解釈】</p> <p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉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。</p> | ② | <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> | <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> | ⑩ |
| <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> | ③ | <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> | <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> | ⑪ |

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

| 技術的能力審査基準 (1.7) | 番号 | 設置許可基準規則 (第50条) | 技術基準規則 (第65条) | 番号 |
|--|----|--|--|------------------------------|
| (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。 | ④ | b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。 ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。 | b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。 ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。 | — ⑫ |
| (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。 | ⑤ | iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。 iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。 v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 | iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。 iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。 v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 | ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ |
| b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。 | ⑥ | vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。 vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。 | vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。 vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。 | ⑰ ⑱ |
| c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。 | ⑦ | viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。 ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。 | viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。 ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。 | ⑲ ⑳ |
| (4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。 | ⑧ | 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。 | 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。 | ㉑ |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|--------------------------|----------|-----------------------|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 代替循環冷却系ポンプ | 新設 | ① ② ③ ⑨ ⑩ | - | - | - |
| | サブプレッション・チェンバ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 代替循環冷却系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系ポンプ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 緊急用海水系ストレーナ | 新設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/8）

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|------------------------|----------|---|----|-------------------------------|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | フィルタ装置 | 新設 | ① ② ④ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑰ ⑱ ⑲ ⑳ ㉑ | - | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 第一弁（S/C側）バイパス弁 |
| | 圧力開放板 | 新設 | | | | 第一弁（D/W側）バイパス弁 |
| | 移送ポンプ | 新設 | | | | 淡水タンク |
| | 遠隔人力操作機構 | 新設 | | | | |
| | 第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） | 新設 | | | | |
| | 差圧計 | 新設 | | | | |
| | 可搬型窒素供給装置 | 新設 | | | | |
| | フィルタ装置遮蔽 | 新設 | | | | |
| | 配管遮蔽 | 新設 | | | | |
| | 第二弁操作室遮蔽 | 新設 | | | | |
| | 第一弁（S/C側） | 既設 | | | | |
| | 第一弁（D/W側） | 既設 | | | | |
| | 第二弁 | 新設 | | | | |
| | 第二弁バイパス弁 | 新設 | | | | |
| | 不活性ガス系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 耐圧強化ベント系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 第二弁操作室空気ポンプユニット（配管・弁） | 新設 | | | | |
| | 窒素供給配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 移送配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 補給水配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 真空破壊弁 | 既設 | | | | |
| | 可搬型代替注水中型ポンプ | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | | | | |
| | 西側淡水貯水設備 | 新設 | | | | |
| 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | | |
| 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | | |
| 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | | |
| 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | | |
| 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | | |
| 燃料給油設備 | 新設 | | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/8）

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|----------------------------|----------|---------------------------------|----|------------------------|----------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 遠隔人力操作機構 による現場操作 | 遠隔人力操作機構 | 新設 | ① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨ ⑬ ⑰ | - | | |
| | 第二弁操作室遮蔽 | 新設 | | | | |
| | 第二弁操作室空気ポンベ ユニット（空気ポンベ） | 新設 | | | | |
| | 差圧計 | 新設 | | | | |
| | 第二弁操作室空気ポンベ ユニット（配管・弁） | 新設 | | | | |
| 不活性ガス（窒素） による系統内の置換 | 可搬型窒素供給装置 | 新設 | ① ⑨ ⑬ | - | - | - |
| | 不活性ガス系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 耐圧強化ベント系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 格納容器圧力逃がし装置配 管・弁 | 新設 | | | | |
| | フィルタ装置 | 新設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| 燃料給油設備 | 新設 | | | | | |
| 原子炉格納容器 負圧破損の防止 | 可搬型窒素供給装置 | 新設 | ① ④ ⑨ ⑮ | - | | |
| | 不活性ガス系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 耐圧強化ベント系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 格納容器圧力逃がし装置配 管・弁 | 新設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| 燃料給油設備 | 新設 | | | | | |
| - | - | - | - | - | サプレッション・プール水 pH制御装置 | 薬液タンク |
| | | | | | | 蓄圧タンク加圧用窒素ガス ポンベ |
| | | | | | | サプレッション・チェンバ |
| | | | | | | 残留熱除去系配管・弁・スプ レイヘッド |
| | | | | | | サプレッション・プール水 pH制御装置配管・弁 |
| | | | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | | | | | | 可搬型代替直流電源 |
| | | | | | 燃料給油設備 | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/8）

| 技術的能力審査基準（1.7） | 適合方針 |
|--|---|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置によ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を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、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。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、代替循環冷却系ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> | <p>代替循環冷却系ポンプ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内の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施するように整備する。</p> |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/8）

| 技術的能力審査基準（1.7） | 適合方針 |
|--|---|
| <p>（2）悪影響防止</p> <p>a）格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> | <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント後に、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を実施する場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段として、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順、及び原子炉格納容器内の圧力を監視し、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を停止する手順等を整備する。なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱に関する手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。</p> |
| <p>（3）現場操作等</p> <p>a）格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> | <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。</p> |
| <p>b）炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> | <p>炉心の著しい損傷時において、運転員等の被ばくを低減する手段として、原子炉建屋原子炉棟外で操作可能な遠隔人力操作機構を整備する。</p> <p>また、格納容器ベント後の運転員等の被ばくを低減する手段として、遮蔽等を考慮した第二弁操作室にて操作を実施するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>c）隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> | <p>隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作可能とする手段として、遠隔人力操作機構を整備する。</p> |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8/8）

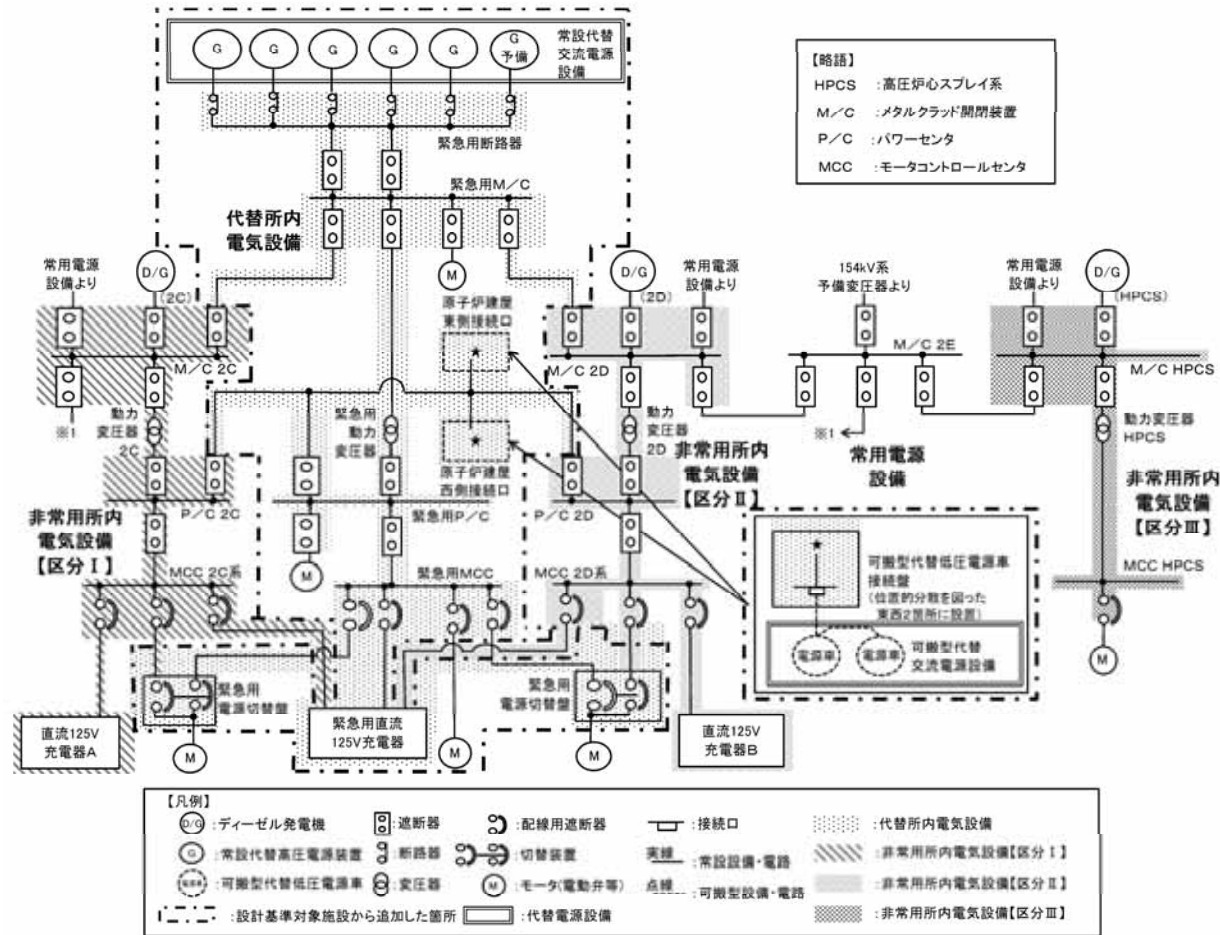
| 技術的能力審査基準（1.7） | 適合方針 |
|--|--|
| <p>（4）放射線防護 a）使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> | <p>使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置からの被ばくを低減する手段として，フィルター装置遮蔽及び配管遮蔽を整備する。</p> |

自主対策設備仕様

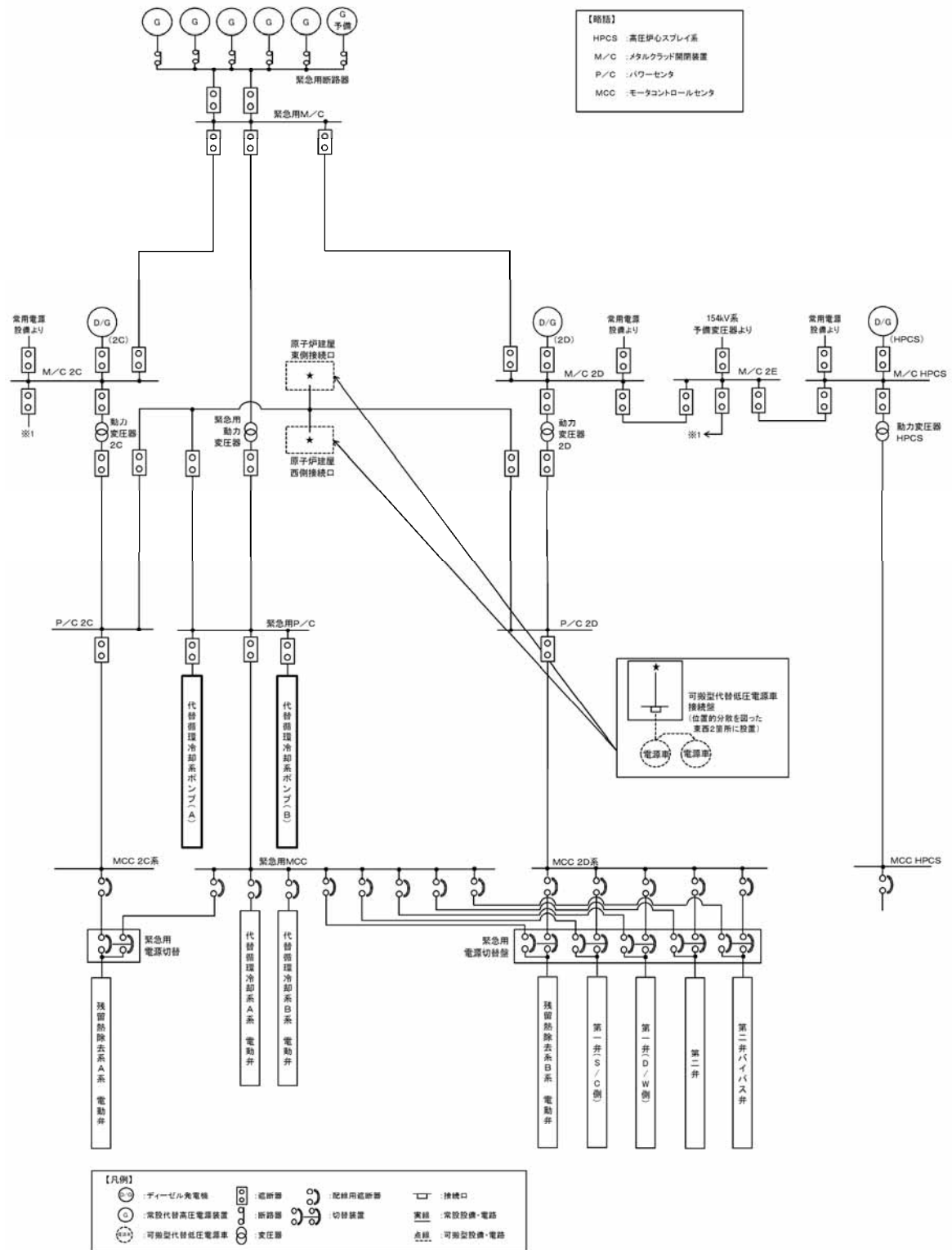
| 機器名称 | 常設 ／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 個数 |
|------------------------------------|-----------|--------|-------------------------------------|--------|-----|
| 可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用) | 可搬 | Sクラス※1 | 約 1,320m ³ /h (1台当たり) | 約 140m | 4台 |
| 蓄圧タンク加圧用窒素ガス ボンベ | 可搬 | — | 約 47L (1本当たり) | — | 30本 |
| 薬液タンク※2 | 常設 | Sクラス | 7m ³ | — | 1基 |

※1：Sクラスの機能維持

※2：今後の詳細設計の結果により使用を見直す可能性がある。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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

a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合において、原子炉建屋附属棟地上1階又は原子炉建屋附属棟屋上まで移動するとともに、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階まで移動するとともに、現場での遠隔人力操作機構による操作により格納容器ベントする。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟地上1階（二次格納施設外）、原子炉建屋附属棟屋上（二次格納施設外）、原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階（二次格納施設外）

c. 必要要員数及び所要時間

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱として、第一優先のS/C側ベントを使用した格納容器ベントに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安^{※1}：第一弁（S/C側）操作125分以内（所要時間目

安のうち、現場操作に係る時間は125分以内)

第二弁操作75分以内(所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は75分以内)

※1: 所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

【第一弁(S/C側)操作】

【運転員等(当直運転員)】

- ・移動: 35分(移動経路: 中央制御室から原子炉建屋付属棟地上1階(放射線防護具着用を含む))
- ・格納容器ベント準備: 90分(操作対象1弁: 原子炉建屋付属棟地上1階)

【第二弁操作】

【重大事故等対応要員】

- ・移動: 45分(移動経路: 原子炉建屋付属棟地上1階から原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階(放射線防護具着用を含む))
- ・格納容器ベント開始操作: 30分(操作対象1弁: 原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階)

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：遠隔人力操作機構による現場操作については、速やかに操作ができるように使用工具を操作場所近傍に配備している。また、工具等を使用しなくても手動弁と同様に弁操作ができるため、容易に実施可能である。なお、設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び災害対策本部との連絡が可能である。

(2) 第二弁操作室の正圧化

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

第二弁操作室の正圧化における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：3名（重大事故等対応要員3名）

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

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・ 移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階（放射線防護具着用を含む））
- ・ 系統構成：5分（操作対象2弁：原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階）
- ・ 正圧化開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放

射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

(3) フィルタ装置スクラビング水補給

a. 操作概要

フィルタ装置スクラビング水補給が必要な状況において、水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置のスクラビング水を補給する。

b. 作業場所

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室，屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽又は淡水タンク）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

フィルタ装置スクラビング水補給として，最長時間を要する代替淡水貯槽からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は180分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ホース敷設準備：10分^{※2}（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）
- ・系統構成：120分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

む)

- ・送水準備：20分

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

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(4) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況で、屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：135分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は135分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）
- ・電源車の系統構成：35分^{*3}（対象作業：ケーブル敷設，電源車

起動等を含む)

- ・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）

- ・窒素供給開始操作：10分

※3：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：可搬型窒素供給装置からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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

(5) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備して接続口の蓋を開放し、ホースをフィルタベント配管窒素供給ライン接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内に窒素を供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋西側周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換として、フィルタベント配管窒素供給ライン接続口を使用した窒素供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：135分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は135分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所からフィルタベント配管窒素供給ライン接続口）
- ・電源車の系統構成：35分（対象作業：ケーブル敷設、電源車起動等を含む）
- ・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：ホース接続、可搬型窒素供給装置起動等を含む）

- ・窒素供給開始操作：10分

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：可搬型窒素供給装置からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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

(6) フィルタ装置スクラビング水移送

a. フィルタ装置スクラビング水移送

(a) 操作概要

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

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階（管理区域）

(c) 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：50分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は50分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：44分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：6分（操作対象1弁：原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階）

(d) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考

慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張り

(a) 操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張りが必要な状況において、水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置に水張りする。

(b) 作業場所

格納容器圧力逃がし装置格納槽付属室，屋外（格納容器圧力逃がし装置格納槽周辺，取水箇所（代替淡水貯槽又は淡水タンク）周辺）

(c) 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：180分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は180分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ホース敷設準備：20分（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）

- ・ 系統構成：120分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）

- ・ 送水準備：20分

(d) 操作の成立性について

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

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

操作性：フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

炉心損傷後の代替循環冷却系運転に際し、サブプレッション・チェンバ内の異物流入の可能性及び損傷炉心による水の放射線分解により水素等の可燃性ガスの発生が予想されることから、これらの影響による対策について整理する。

a. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

東海第二発電所では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉砕され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

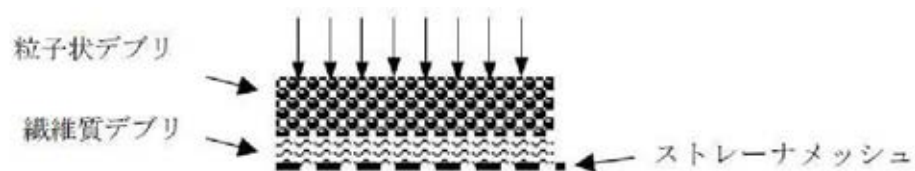
重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウェル部）に蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により

巻き上がることは考えにくく※²，ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても，ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ※³，加えて，長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に，次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは，ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が，繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第1図）



第1図 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

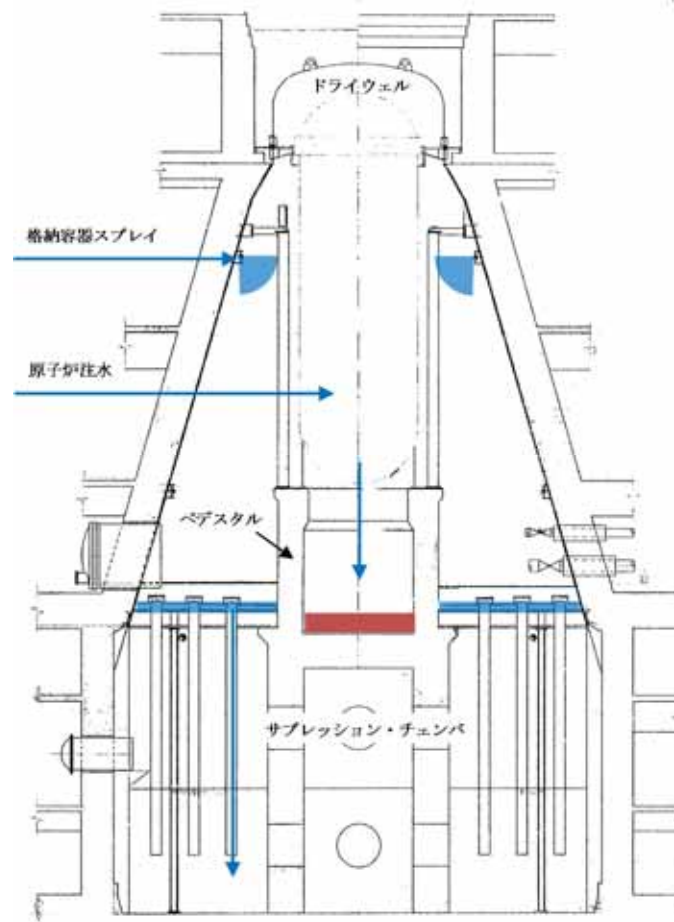
繊維質保温材の薄膜形成については、N E D O - 32686 に対する N R C の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」、と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8 inch. (約 3. 1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0. 11inch (2. 79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、G S I - 191 において議論されているサンプルスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

※2：R P V 破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL (ドライウエル部) であり、代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・チェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL (ドライウエル部) へ落下し、ダイヤフラムフロア及びベント管を通じてサブプレッション・チェンバへ流入することとなる。

(第 2 図)

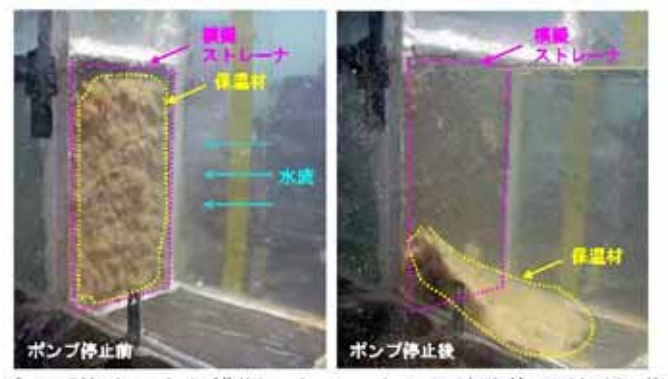
粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



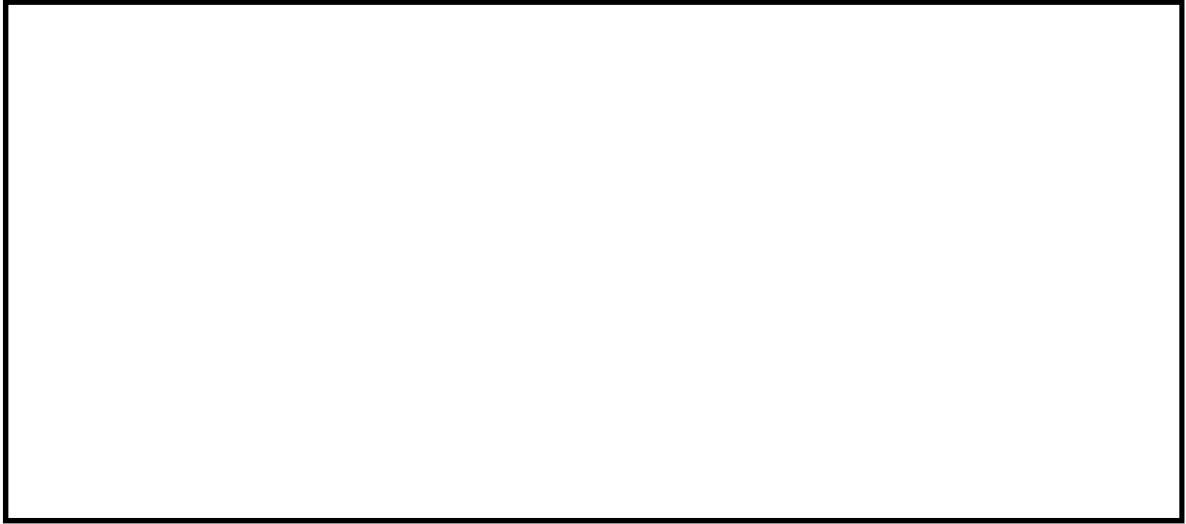
第2図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※3：G S I - 191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（第3図）。

当該試験はPWRサンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり（第4図）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第3図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

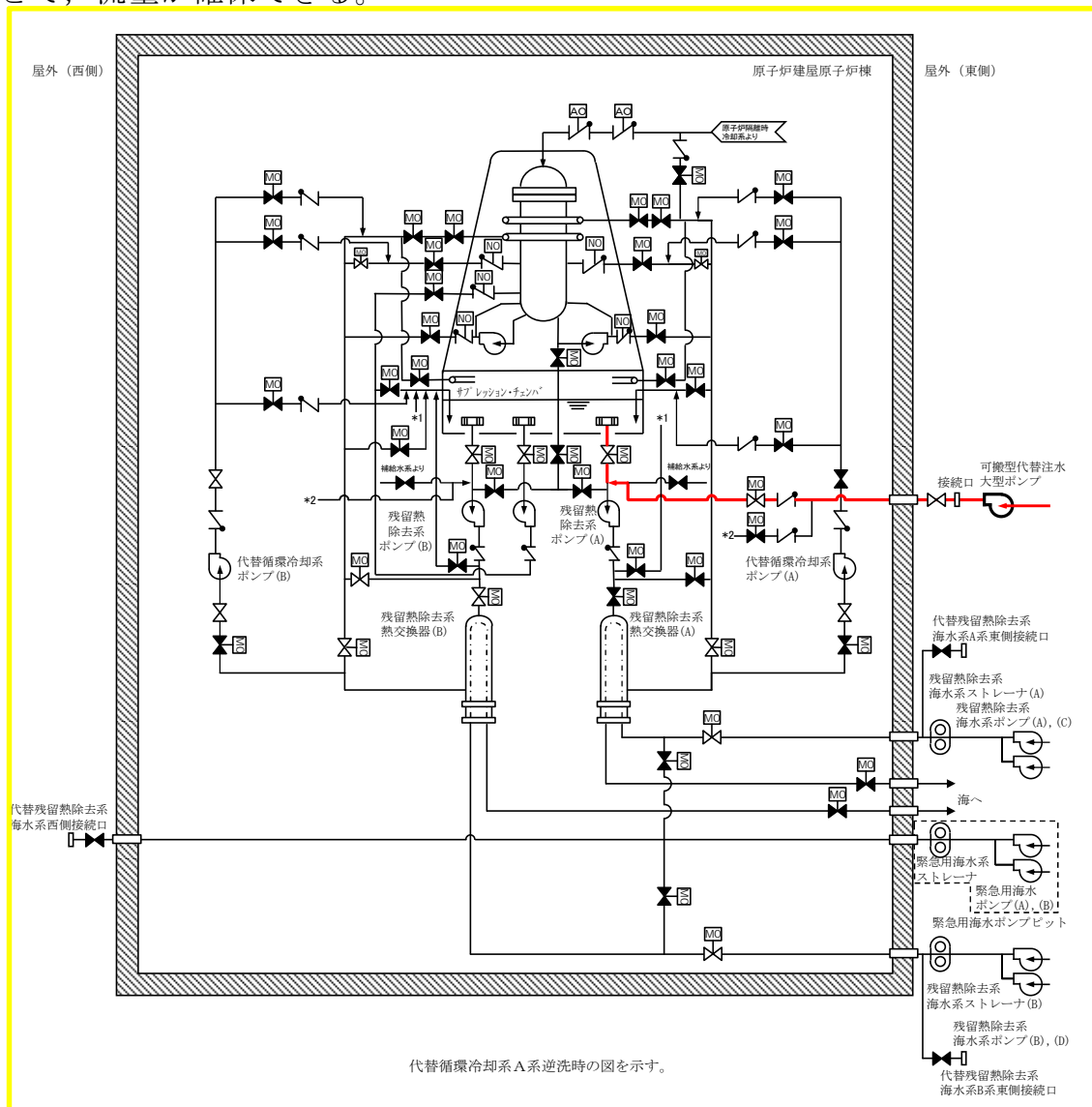


第4図 非常用炉心冷却系ストレナ

b. 閉塞時の逆洗操作について

前述 a. の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第 5 図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第 5 図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

c. 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系 A 系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

格納容器ベント操作について

格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

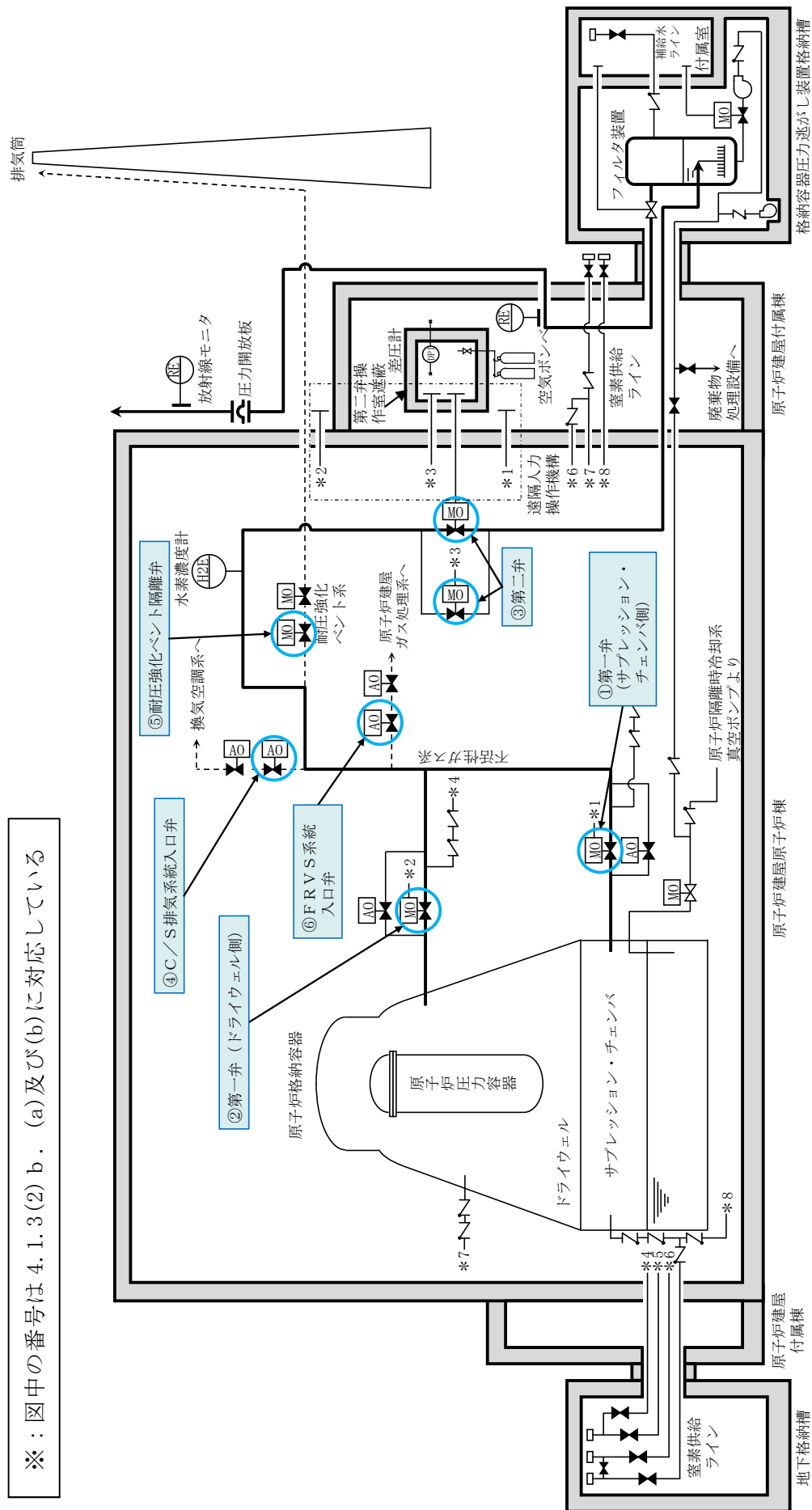
ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時に隔離する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。

※：図中の番号は4.1.3(2) b. (a)及び(b)に対応している



第1図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）

(1) 格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第1表 ベント実施判断基準

| 炉心状態 | 目的 | 実施判断基準 |
|-------------|--------|--------------------------------------|
| 炉心損傷なし | 過圧破損防止 | 格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達 |
| 炉心損傷を判断した場合 | | サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達 |
| | 水素燃焼防止 | 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達 |

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベン

トが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 2～4 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は、第 2 表に示すパラメータを確認する。

第 2 表 確認パラメータ（炉心損傷判断）

| 確認パラメータ | 炉心損傷判断 |
|-------------------------------------|---|
| ドライウエル又はサブレーション・チェンバの γ 線線量率 | 設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当の γ 線線量率の 10 倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する※。 |

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の γ 線線量率相当となっている。

さらに、炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、第 3 表に示す判断基準を整理している。これらの

状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

第3表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を
仮定した場合のベント実施判断基準

| 目的 | 実施判断基準 |
|---------------------|--------------------------------|
| 格納容器破損の緩和 | 格納容器スプレイが実施できない場合 |
| | 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達 |
| 大気へ放出される放射性物質の総量の低減 | 格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合 |
| | 可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇 |
| | 原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇 |

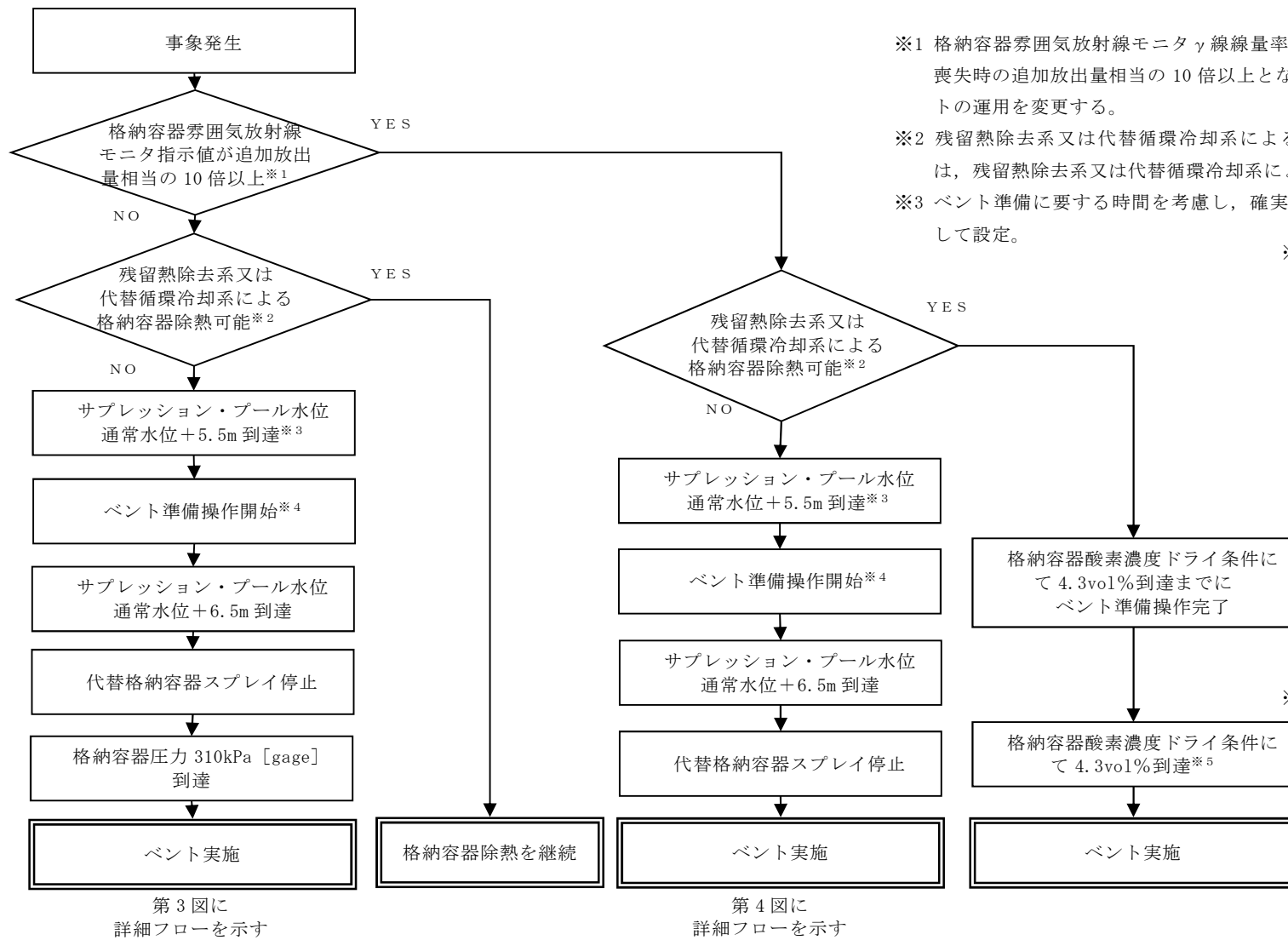
重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉建屋原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉建屋原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度

4vol%を考慮し、原子炉建屋水素濃度 2vol%到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 620kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 620kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬型モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建屋内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。



※1 格納容器雰囲気放射線モニタγ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。

※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。

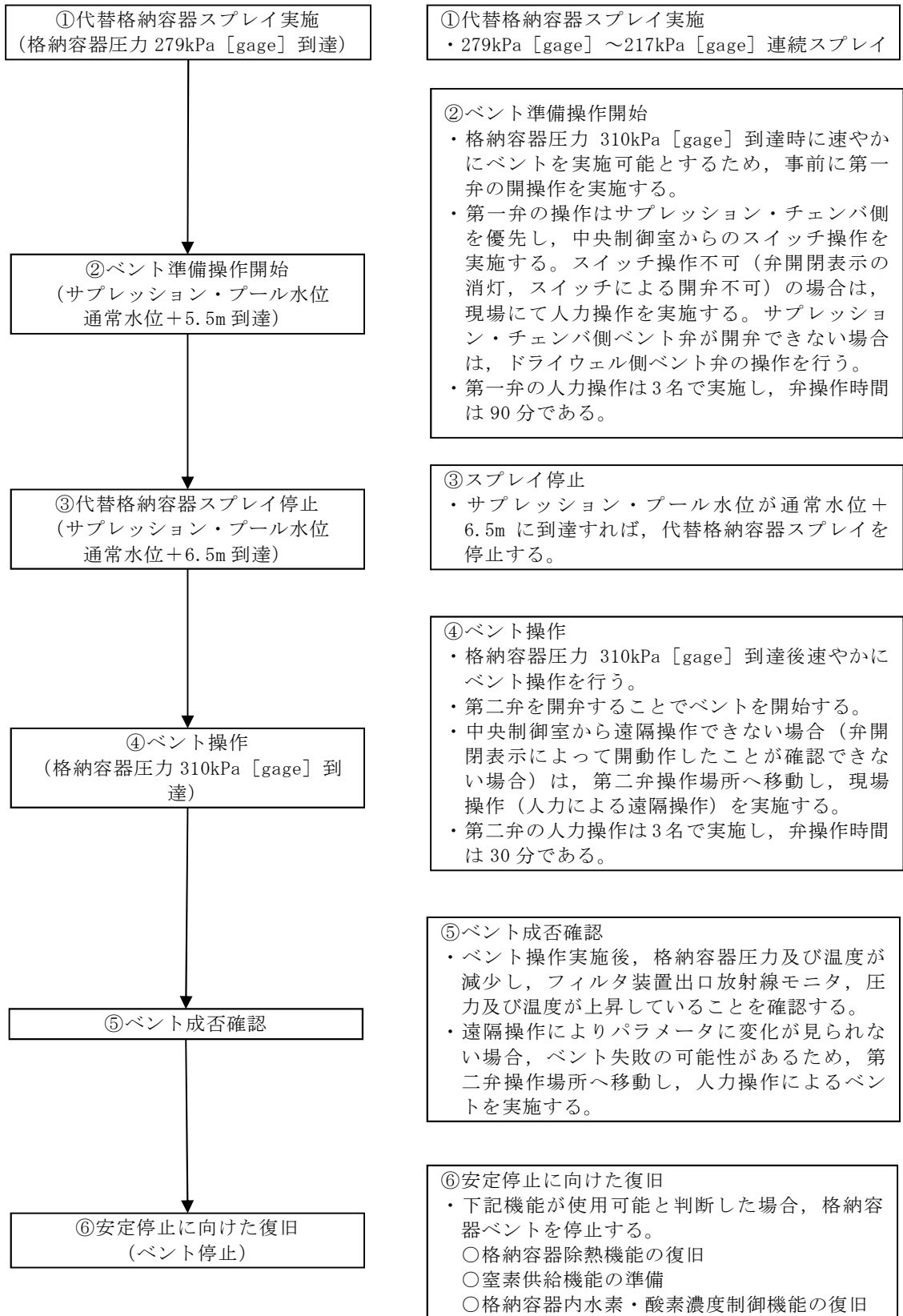
※3 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。

※4 ベント準備は、格納容器圧力が

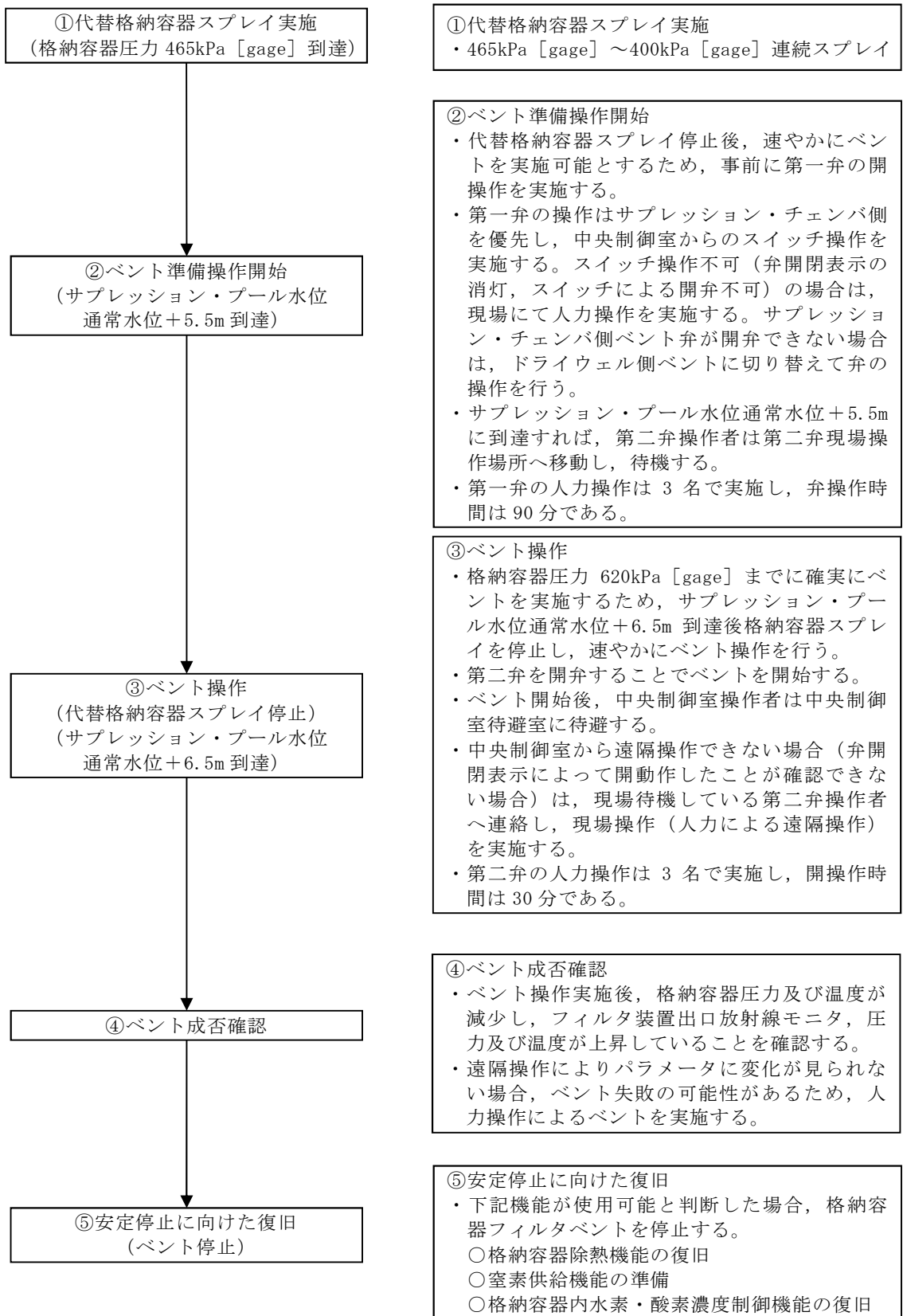
620kPa [gage] 到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンパ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。また、炉心損傷を判断した場合において、格納容器過圧破損防止のためのベント準備に際しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、第二弁操作場所に移動し、待機する。

※5 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で4.3vol%に到達した時点で、ベント操作を実施する。遠隔操作不可の場合には、現場に移動し、手動操作を実施する。

第2図 ベント実施の判断フロー



第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第4表 確認パラメータ（系統待機状態）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|------------------|---------------------------------|
| フィルタ装置水位 | 待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること |
| フィルタ装置スクラビング水 pH | 13 以上であること |
| フィルタ装置排気ライン圧力 | 微正圧に維持されていること |

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第1図の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウエル側）

③第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サブプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。

また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.3vol%に到達する時間を予測し、4.3vol%到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器内酸素濃度（SA）

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としていることから、本操作はベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

第 5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

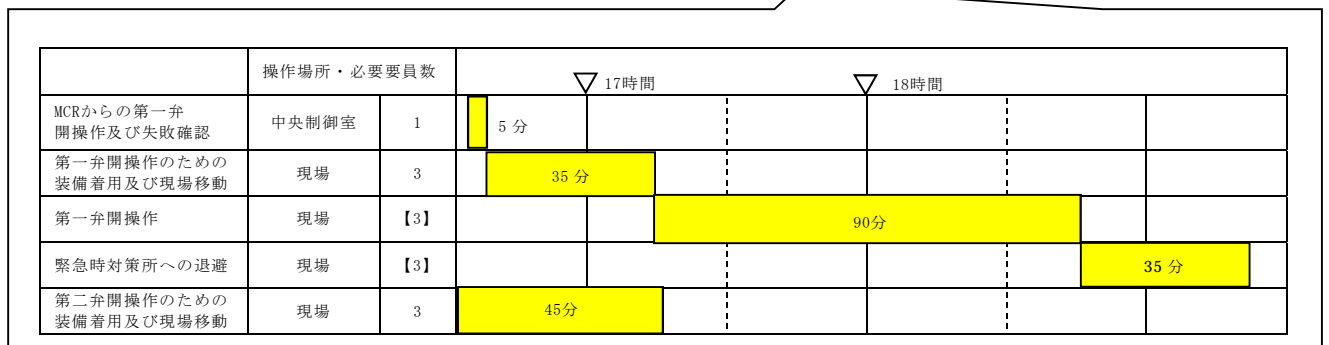
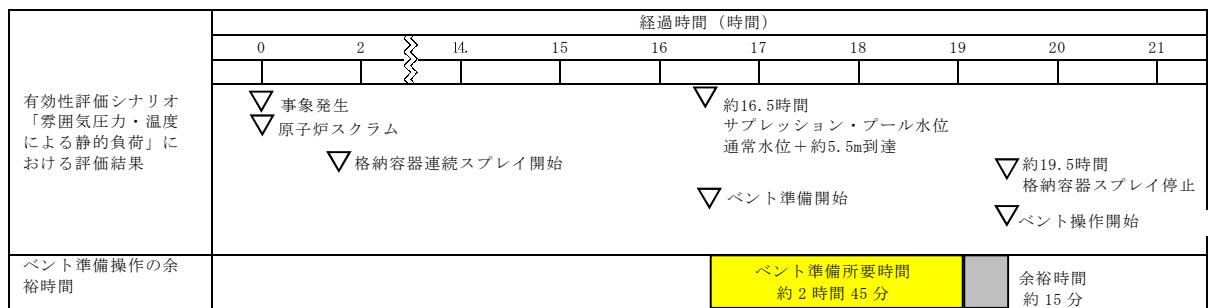
| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------------------|-----------------------------|--|-------------------------------------|--|----------------------|--|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 他系統との隔離 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認 | | | 【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間 | | | |
| 第一弁開操作 (移動含む) | 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 | ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 |
| 第二弁への現場移動 | 屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | | 【炉心損傷後】 15mSv/h 以下 | | | |

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第5図に示す。

第5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第5図 ベント準備操作のタイムチャート

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準である サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (SA)

h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 28mSv である。

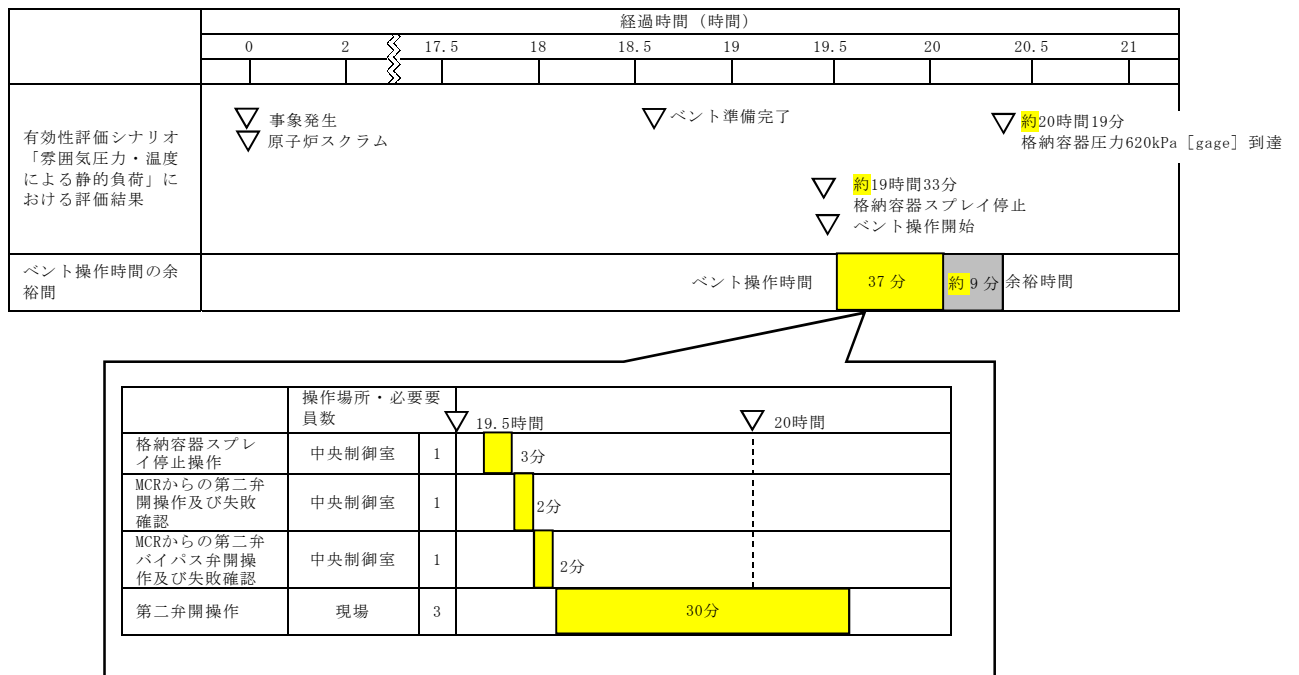
第6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------|-----------------------|--|--|--|----------------------|--|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 第二弁開操作 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| | 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h 以下 | ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 |

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第6図に示す。

第6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



第6図 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第7表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第7表 確認パラメータ（ベント操作開始時）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|------------|
| 格納容器圧力 | 指示値が低下すること |
| フィルタ装置圧力 | 指示値が上昇すること |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | |

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

k. ベント継続時

ベント継続時は、第8表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第8表 確認パラメータ (ベント継続時)

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|-------------------|
| 格納容器圧力及び温度 | 各パラメータに異常な変化がないこと |
| サプレッション・プール水位 | |
| フィルタ装置圧力 | |
| フィルタ装置水位 | |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | |
| モニタリング・ポスト | |

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的に

ベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

1. ベント停止操作

第9表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第10表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。

第9表 ベント停止のために必要な機能及び設備

| 必要な機能 | 設備 | 設備概要 |
|------------------|-------------------------------|--|
| 格納容器除熱機能 | 残留熱除去系又は代替循環冷却系 | 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する |
| | 残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系 | |
| 窒素供給機能 | 可搬型窒素供給装置 | <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する |
| 格納容器内水素・酸素濃度制御機能 | 可燃性ガス濃度制御系 | 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する |
| | 格納容器水素・酸素濃度計 | 格納容器内の水素・酸素濃度を監視する |

第10表 確認パラメータ（ベント停止時）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|------------|-------------------------------------|
| 格納容器圧力及び温度 | 310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること |
| 格納容器水素濃度 | 可燃限界未満であること |

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

第7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①ベント停止可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ・ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。
- ・ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。

②第一弁を閉とする。

- ・第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ・フィルタ装置への窒素供給を開始する。

③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。

- ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。

④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。

⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。

- ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
- ・起動後 3 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。

⑥第一弁を閉とする。

⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 11 表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

第 11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------|-----------------------|--|--|--|----------------------|---|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 第一弁操作 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 約 60mSv/7 日間 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| | 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 15mSv/h以下 | ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 |
| 窒素供給操作 | 屋外 | — (屋外での作業) | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 3.9mSv/h以下 | 車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。 |

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 12 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

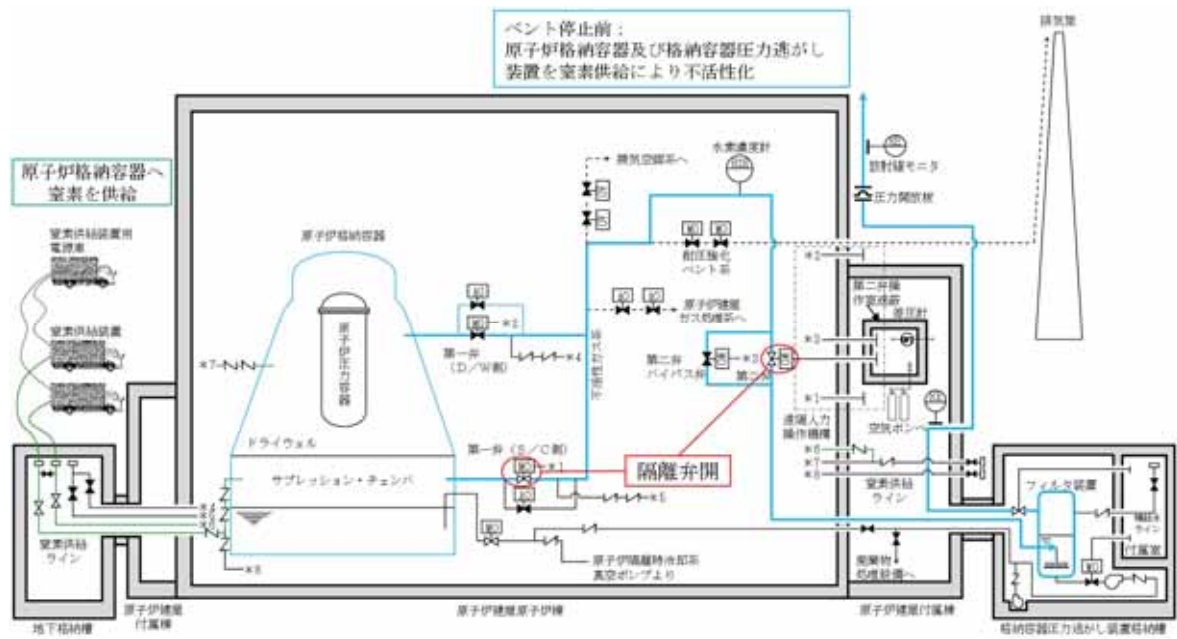
第 12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|--|
| 格納容器圧力及び温度 | ・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと |
| 格納容器水素濃度 | 格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと |
| フィルタ装置入口水素濃度 | |
| フィルタ装置水位 | フィルタ装置の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く） |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | 温度の異常な上昇がないこと |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | 放射線量率の異常な上昇がないこと |

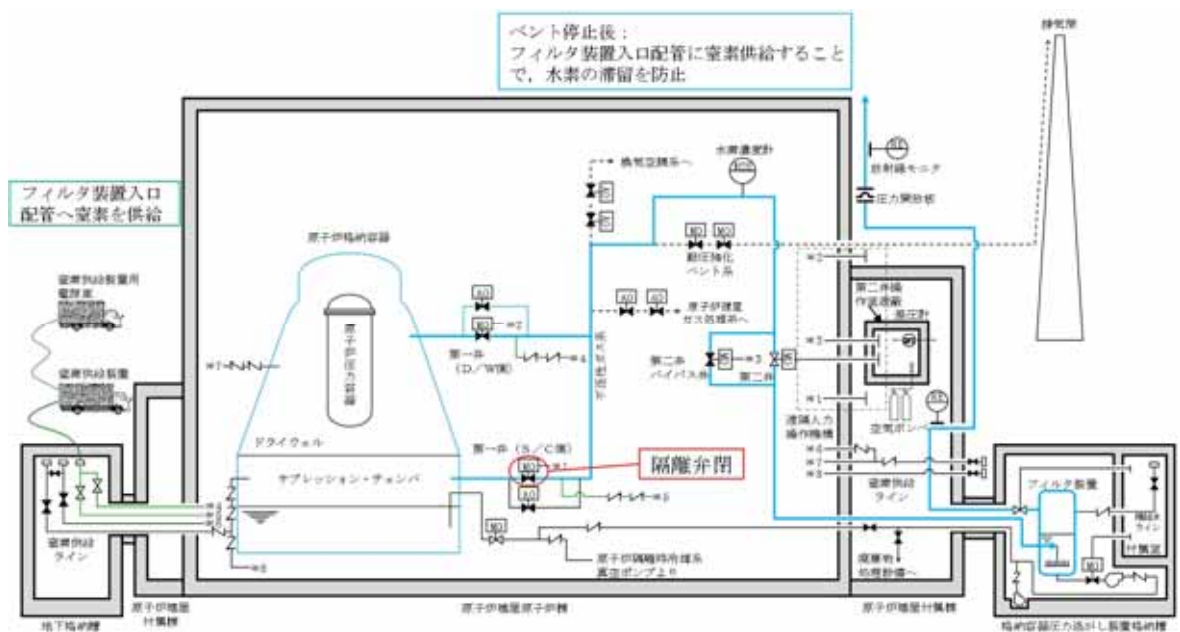
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

第 8 図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第7図 窒素供給概要図（ベント停止前）



第8図 窒素供給概要図（ベント停止後）

フィルタベント実施に伴う各操作時の作業員被ばく評価

1. フィルタベント実施に伴うベント弁操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウエル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質

の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ボンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁、作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第 12 図～第 15 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 16 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 17 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は、第 9 図～第 20 図に示すとおり、ベント操作時は作業場所とし、移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は、ベント実施前に行うものとし、第一弁（S/C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分）、第一弁（D/W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また、第二弁の開操作は、ベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし、作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を第 8 表～第 10 表に示す。

a. S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 37mSv、第二弁開操作で約 28mSv となった。

b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 52mSv、第二弁開操作で約 42mSv となった。

第1表 放出量評価条件 (1/3)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-----------------|--|--|
| 評価事象 | 「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮) | 格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち,中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定 |
| 炉心熱出力 | 3,293MW | 定格熱出力 |
| 運転時間 | 1サイクル当たり 10,000時間(約416日) | 1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定 |
| 取替炉心の燃料装荷割合 | 1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084 | 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定 |
| 炉内蓄積量 | 希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載) | 「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は,BWR共通条件として,東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型)),運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用) |
| 放出開始時間 | 格納容器漏えい:事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱:事象発生から約19h後 | MAAP解析結果 |
| 原子炉格納容器内pH制御の効果 | 考慮しない | サプレッション・プール水内pH制御設備は,重大事故等対処設備と位置付けていないため,保守的に設定 |
| よう素の形態 | 粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4% | R.G.1.195 ^{*1} に基づき設定 |

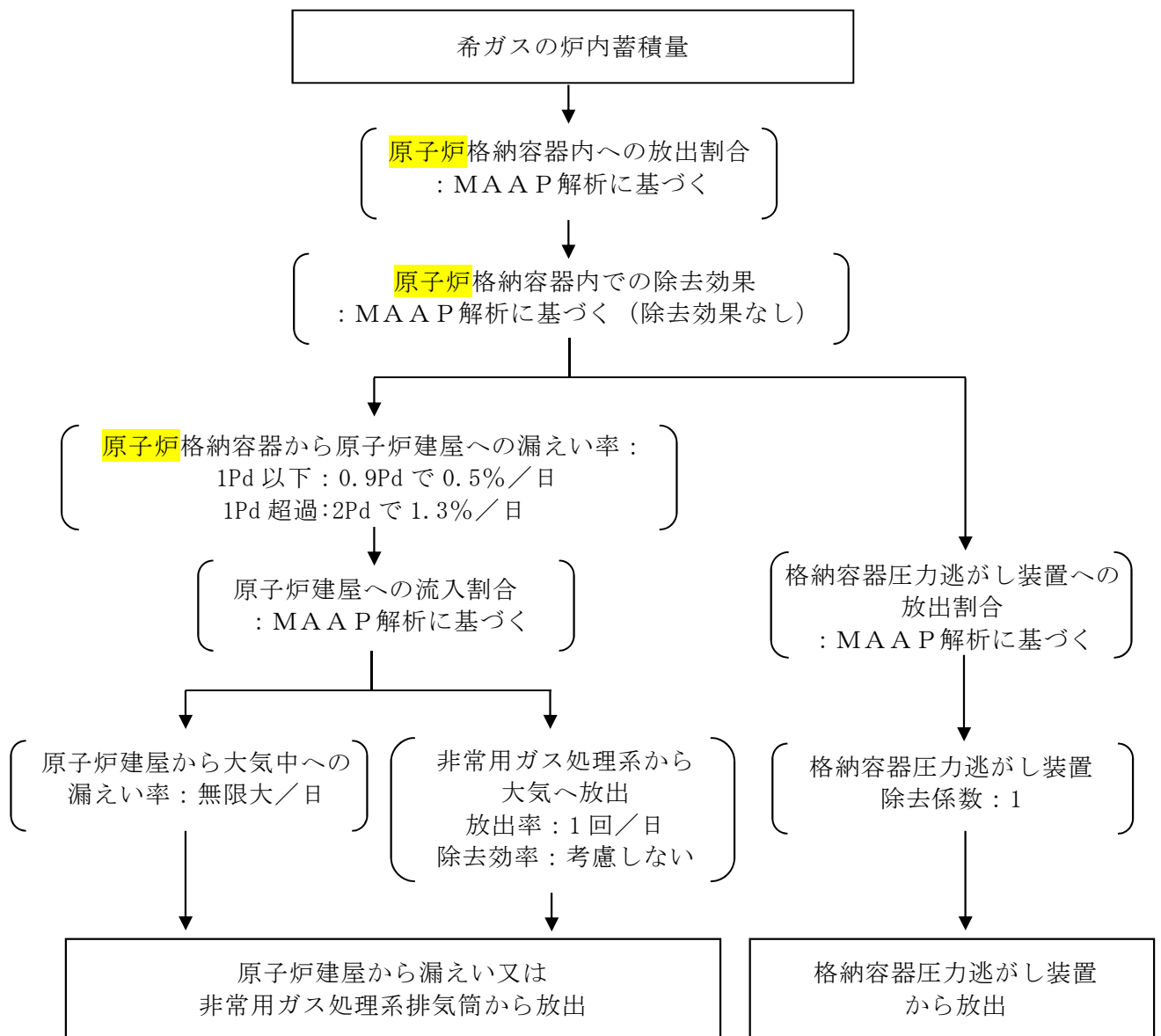
第1表 放出量評価条件 (2/3)

| 項目 | 評価条件 | | | 選定理由 |
|---|--|------------------------------------|------------------------------------|--|
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素) | 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日 | | | MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定 |
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素) | 1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定) その他の期間: 0.5%/日 (一定) | | | 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル) | MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ) | | | MAAPのFP挙動モデル |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素) | 考慮しない | | | 保守的に設定 |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素) | 自然沈着率: 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで) | | | CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2*2に基づき設定 |
| | サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ) | | | Standard Review Plan 6.5.5*3に基づき設定 |
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 | 希ガス類 | S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} | D/Wベント : 約 4.3×10^{-3} | MAAP解析結果及びNUREG-1465*4に基づき設定 |
| | CsI類 | : 約 6.2×10^{-5} | : 約 6.2×10^{-5} | |
| | CsOH類 | : 約 3.1×10^{-5} | : 約 3.2×10^{-5} | |
| | Sb類 | : 約 6.7×10^{-6} | : 約 6.8×10^{-6} | |
| | TeO ₂ 類 | : 約 6.7×10^{-6} | : 約 6.8×10^{-6} | |
| | SrO類 | : 約 2.7×10^{-6} | : 約 2.7×10^{-6} | |
| | BaO類 | : 約 2.7×10^{-6} | : 約 2.7×10^{-6} | |
| | MoO ₂ 類 | : 約 3.4×10^{-7} | : 約 3.4×10^{-7} | |
| | CeO ₂ 類 | : 約 6.7×10^{-8} | : 約 6.8×10^{-8} | |
| | La ₂ O ₃ 類 | : 約 2.7×10^{-8} | : 約 2.7×10^{-8} | |

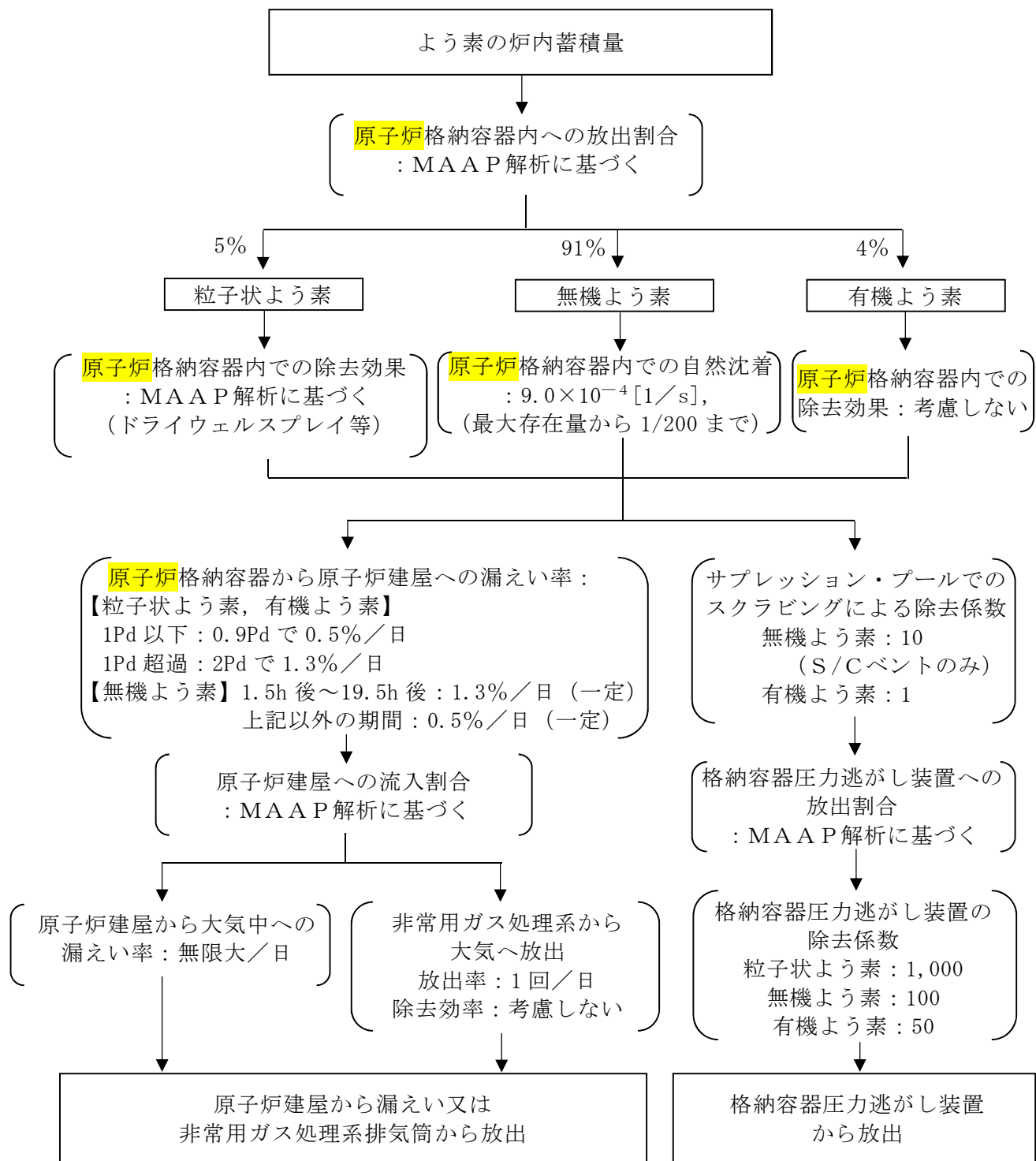
第1表 放出量評価条件 (3/3)

| 項目 | 評価条件 | | | 選定理由 |
|--|--|--|--|--|
| 原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前） | 無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価） | | | 保守的に設定 |
| 非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後） | 1回／日（排気筒放出） | | | 設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量） |
| 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間 | 事象発生から2時間後 | | | 起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定） |
| 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率 | 考慮しない | | | 保守的に設定 |
| 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態 | 閉状態 | | | 原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため |
| 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 | 希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} CsI類 : 約 1.0×10^{-6} CsOH類 : 約 4.0×10^{-7} Sb類 : 約 8.9×10^{-8} TeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-8} SrO類 : 約 3.6×10^{-8} BaO類 : 約 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 約 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 約 3.6×10^{-10} | S／Cベント : 約 9.5×10^{-1} D／Wベント : 約 9.5×10^{-1} | : 約 3.9×10^{-3} : 約 7.5×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 5.8×10^{-4} : 約 5.8×10^{-4} : 約 7.2×10^{-5} : 約 1.4×10^{-5} : 約 5.8×10^{-6} | MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 |
| 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 | 希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル（粒子状よう素含む） : 1,000 | | | 設計値に基づき設定 |

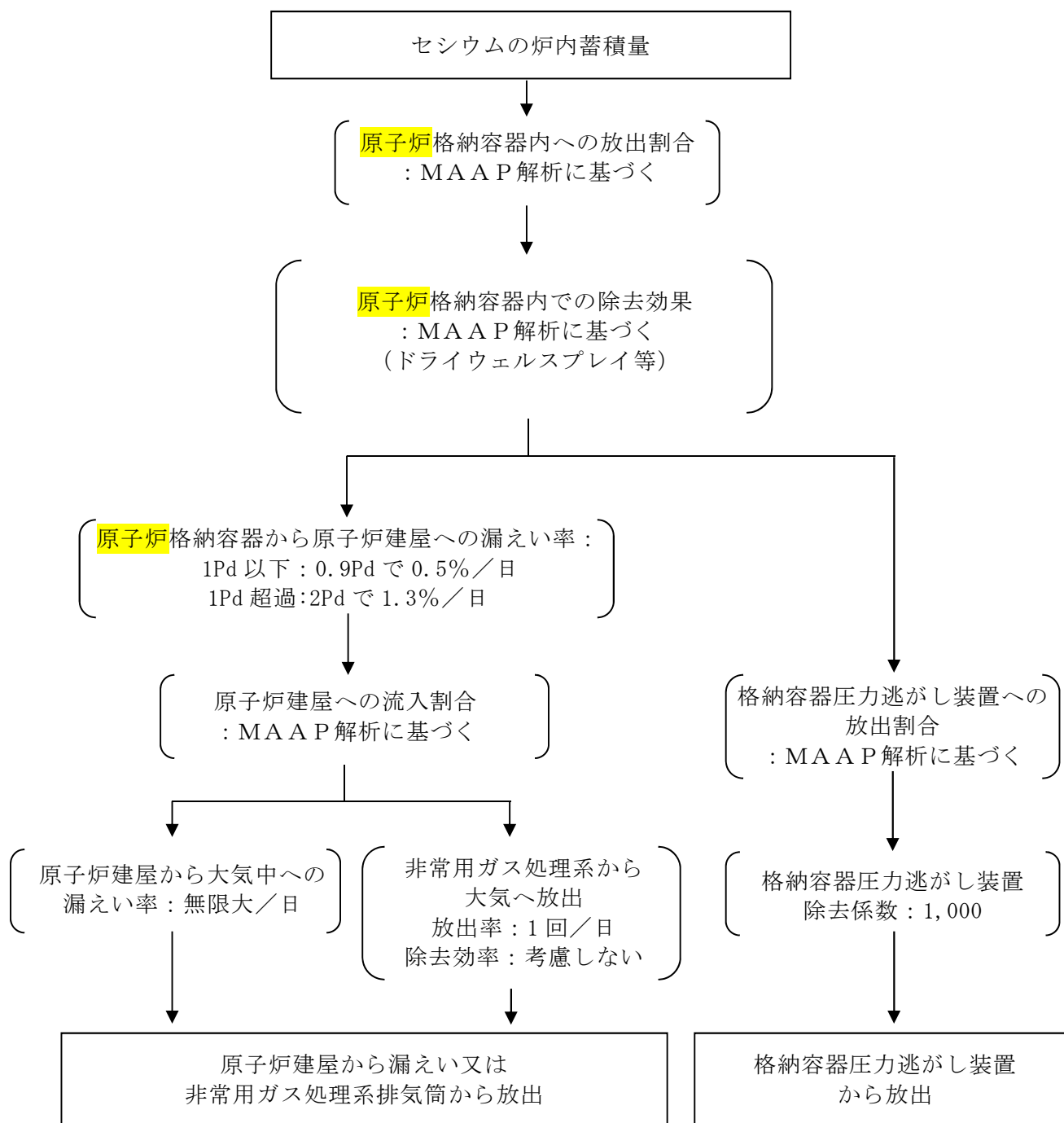
- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , May 2003
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” , December 2005
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” , March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , 1995



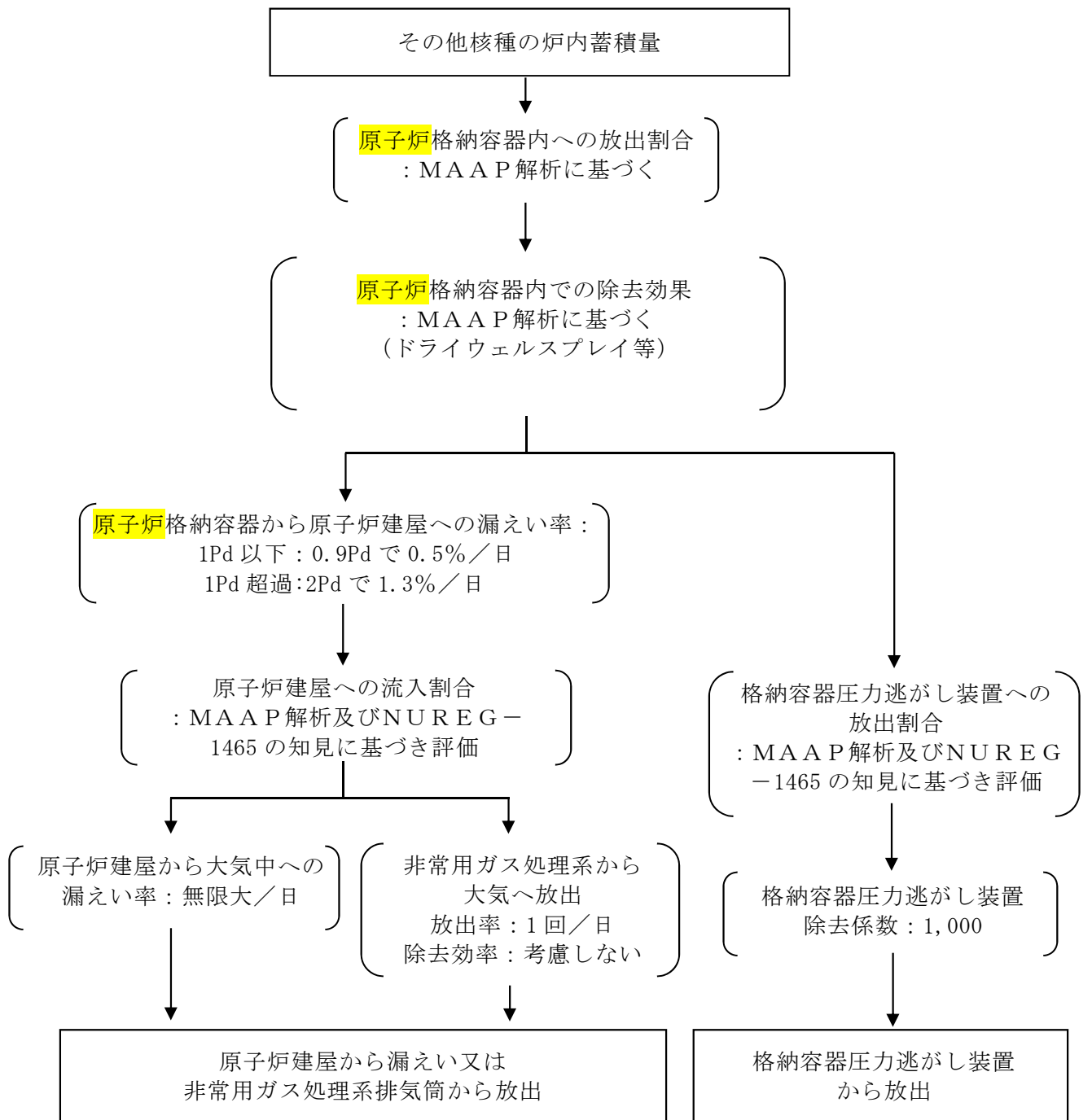
第 1 図 希ガスの大気放出過程



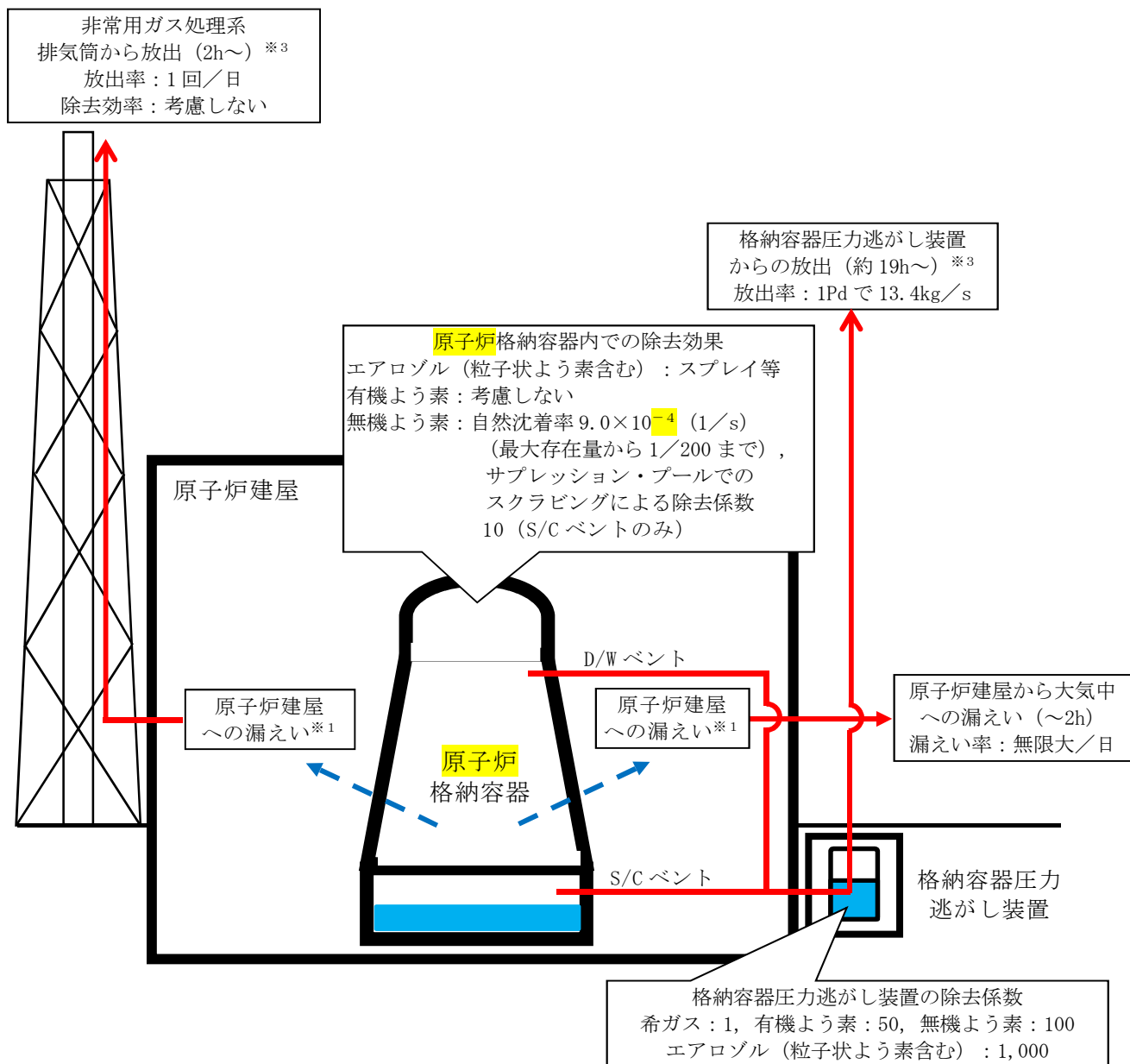
第2図 よう素の大気放出過程



第3図セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程



※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル (粒子状よう素含む)，有機よう素】

1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日，1Pd超過：2Pdで1.3%/日

【無機よう素】

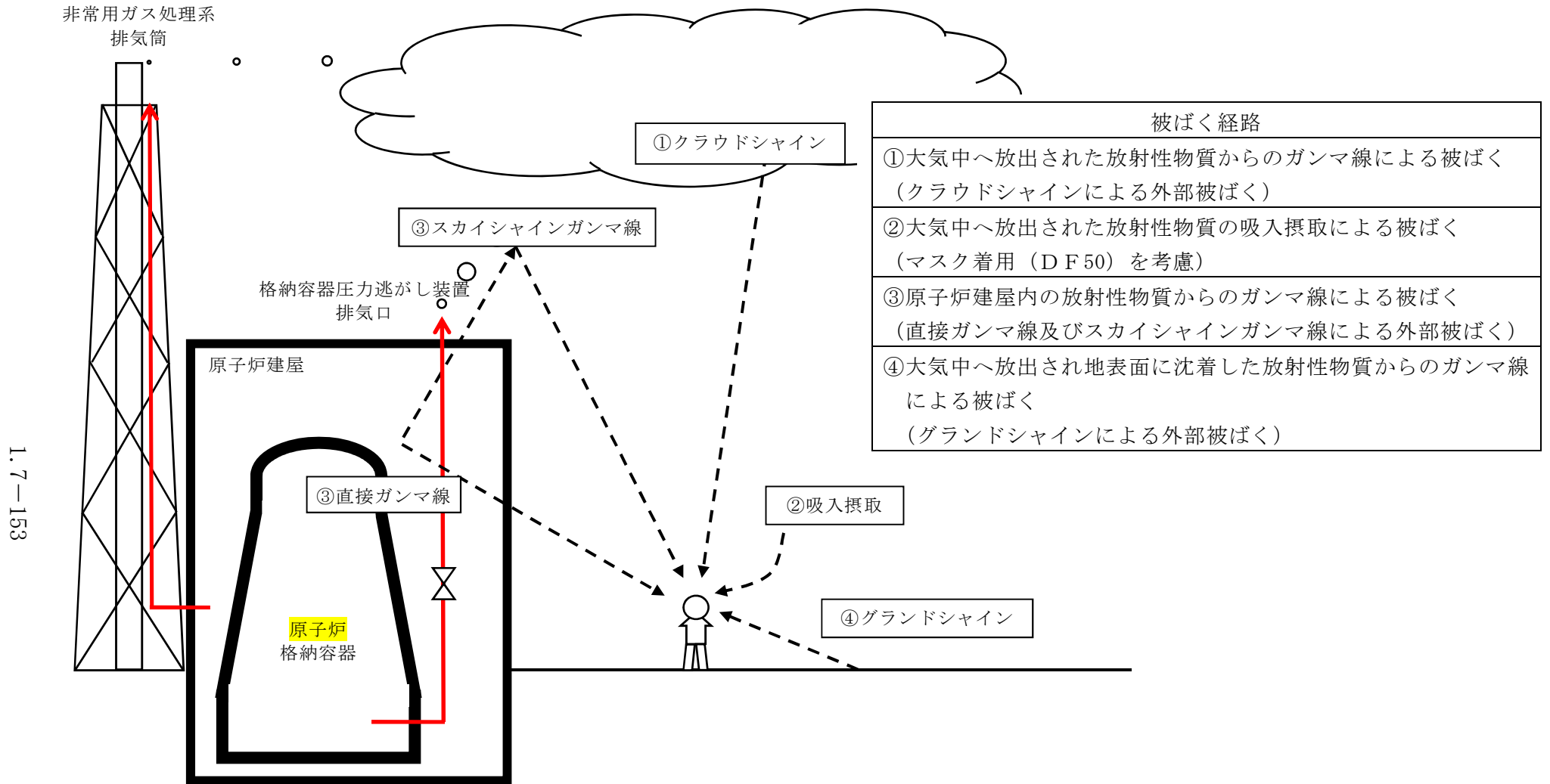
1.5h後～19.5h後：1.3%/日 (一定)，上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

| 大気への放出経路 | 0h | ▼2h※ ² | ▼19h※ ³ | 168h▼ |
|------------------|----|-------------------|--------------------|-------|
| 原子炉建屋から大気中への漏えい | ■ | | | |
| 非常用ガス処理系排気筒から放出 | | ■ | ■ | ■ |
| 格納容器圧力逃がし装置からの放出 | | | ■ | ■ |

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

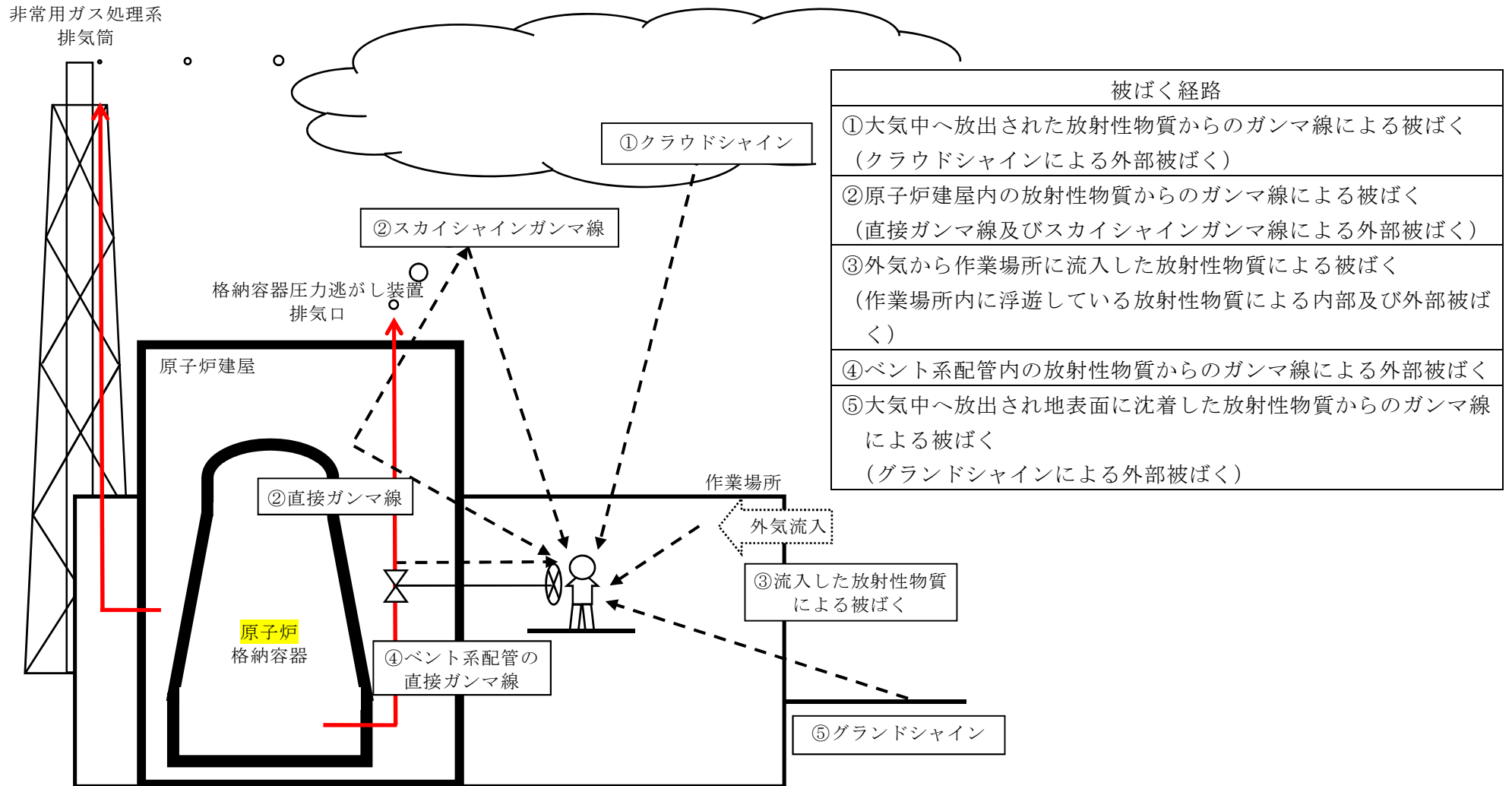
※3 事象発生後19h以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)

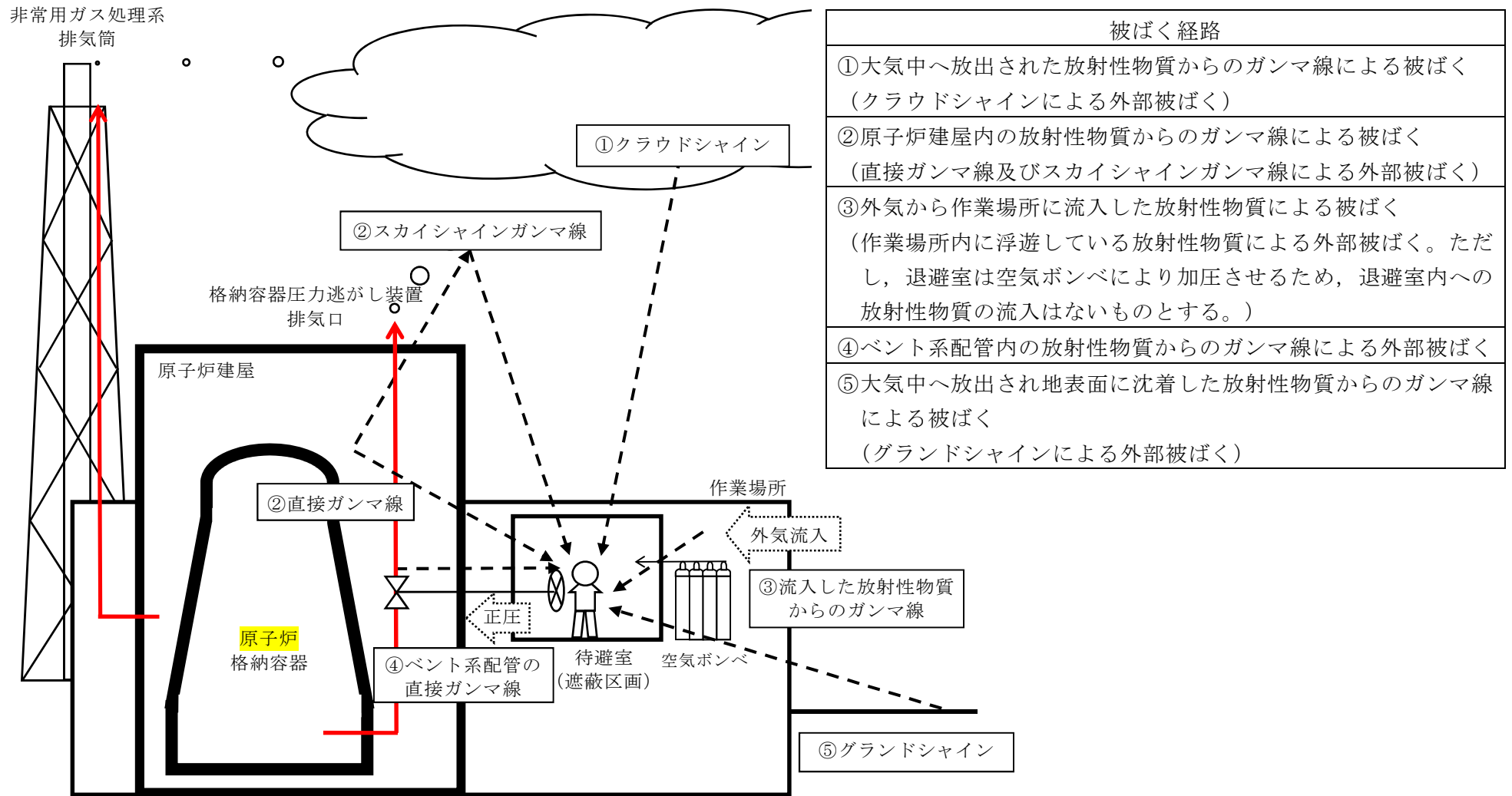


1.7-153

第6図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



第8図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (第二弁開操作時)

第 2 表 大気拡散評価条件

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|------------------|--|--|
| 大気拡散評価モデル | ガウスプルームモデル | 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価 |
| 気象資料 | 東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m | 格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用 |
| 放出源及び放出源高さ（有効高さ） | 原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m | 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定 |
| 実効放出継続時間 | 1 時間 | 保守的に最も短い実効放出継続時間を設定 |
| 累積出現頻度 | 小さい方から 97% | 気象指針に基づき設定 |
| 建屋の影響 | 考慮する | 格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 |
| 巻き込みを生じる代表建屋 | 原子炉建屋 | 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定 |
| 大気拡散評価点 | 第 20 図参照 | 屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定 |
| 着目方位 | 非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位 | 非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。 |
| 建屋影響 | 3,000m ² | 原子炉建屋の最小投影断面積を設定 |
| 形状係数 | 0.5 | 気象指針に基づき設定 |

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

| 作業内容 | | 放出箇所 | χ/Q 及び D/Q | |
|------------------------|--------------------|---------------------------------|---------------------------------|-------------------------|
| 第一弁 (S/C側) 開操作 | 屋内外移動時 / 作業時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 8.0×10^{-4} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| 第一弁 (D/W側) 開操作 | 屋内外移動時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 8.0×10^{-4} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| | 作業時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 7.4×10^{-4} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 2.1×10^{-6} |
| | | D/Q (Gy/Bq) | 約 6.4×10^{-20} | |
| 第二弁 開操作 | 屋外移動時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 8.3×10^{-4} |
| | | 格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 4.2×10^{-4} |
| | | | D/Q (Gy/Bq) | 約 8.7×10^{-19} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| | D/Q (Gy/Bq) | | 約 1.2×10^{-19} | |
| | 屋内移動時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 8.0×10^{-4} |
| | | 格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 4.0×10^{-4} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| | 作業時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 7.4×10^{-4} |
| | | 格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.7×10^{-4} |
| 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} | |

第4表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-------------------------------|---|---|
| サブマージョンモデル (評価式) | $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3}/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m ³) | — |
| 作業場所等の空間体積 (V _R) | < S/Cからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ < D/Wからのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ | アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定 |
| 屋内作業場所流入率の考慮 | 考慮しない | 保守的に外気濃度と同一濃度とする。 |
| 待避室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮 (第二弁操作場所のみ) | 待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> *1 (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当) | 第二弁操作場所にベント後3時間滞在する。 |
| 許容差 | 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用 | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定 |
| コンクリート密度 | 2.00g/cm ³ | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)を基に算出した値を設定 |

第5表 線量換算係数，呼吸率等

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-----------|--|------------------------------|
| 線量換算係数 | 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく | ICRP Publication 71 に基づき設定 |
| 呼吸率 | 1.2m ³ /h | 成人活動時の呼吸率を設定 |
| マスクの除染係数 | DF50 | 性能上期待できる値から設定 |
| 地表面への沈着速度 | 粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s | 東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 |

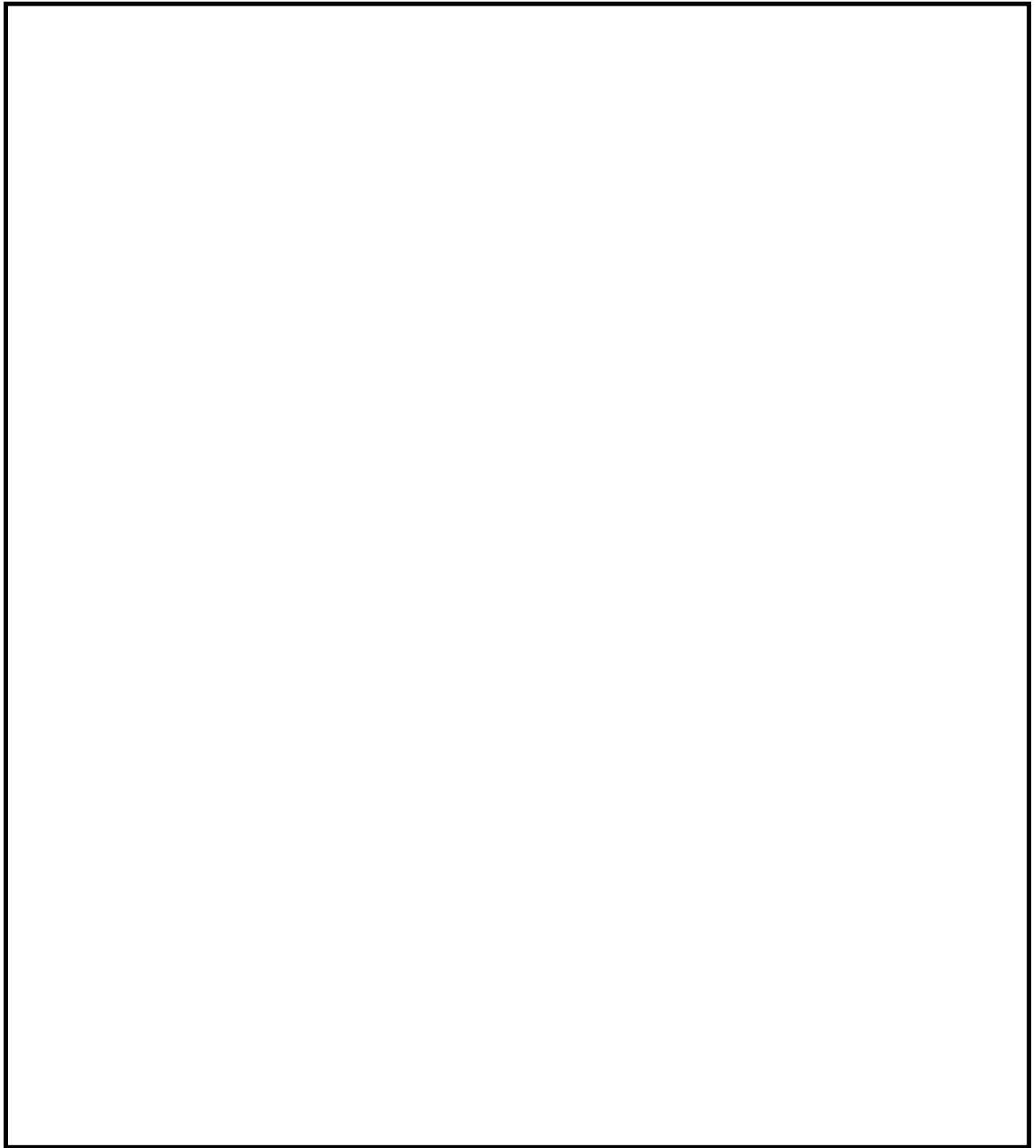
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

| 項目 | | 評価条件 | | 選定理由 |
|----------------|---------------|--|--|---|
| 遮蔽厚さ※1 | 第一弁 (S/C側) | 作業場所 | | ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁，補助遮蔽設備等を考慮（第9図～第19図参照） |
| | | 移動ルート | | |
| | 第一弁 (D/W側) | 作業場所 | | |
| | | 移動ルート | | |
| | 第二弁 | 作業場所 | | |
| | | 移動ルート | | |
| 許容差 | | 評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用 | | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定 |
| コンクリート密度 | | 2.00g/cm ³ | | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定 |
| 配管中心から評価点までの距離 | 第一弁 (S/C側) | 作業場所 | | — |
| | | 移動ルート | | |
| | 第一弁 (D/W側) | 作業場所 | | |
| | | 移動ルート | | |
| | 第二弁 | 作業場所 | | |
| | | 移動ルート | | |

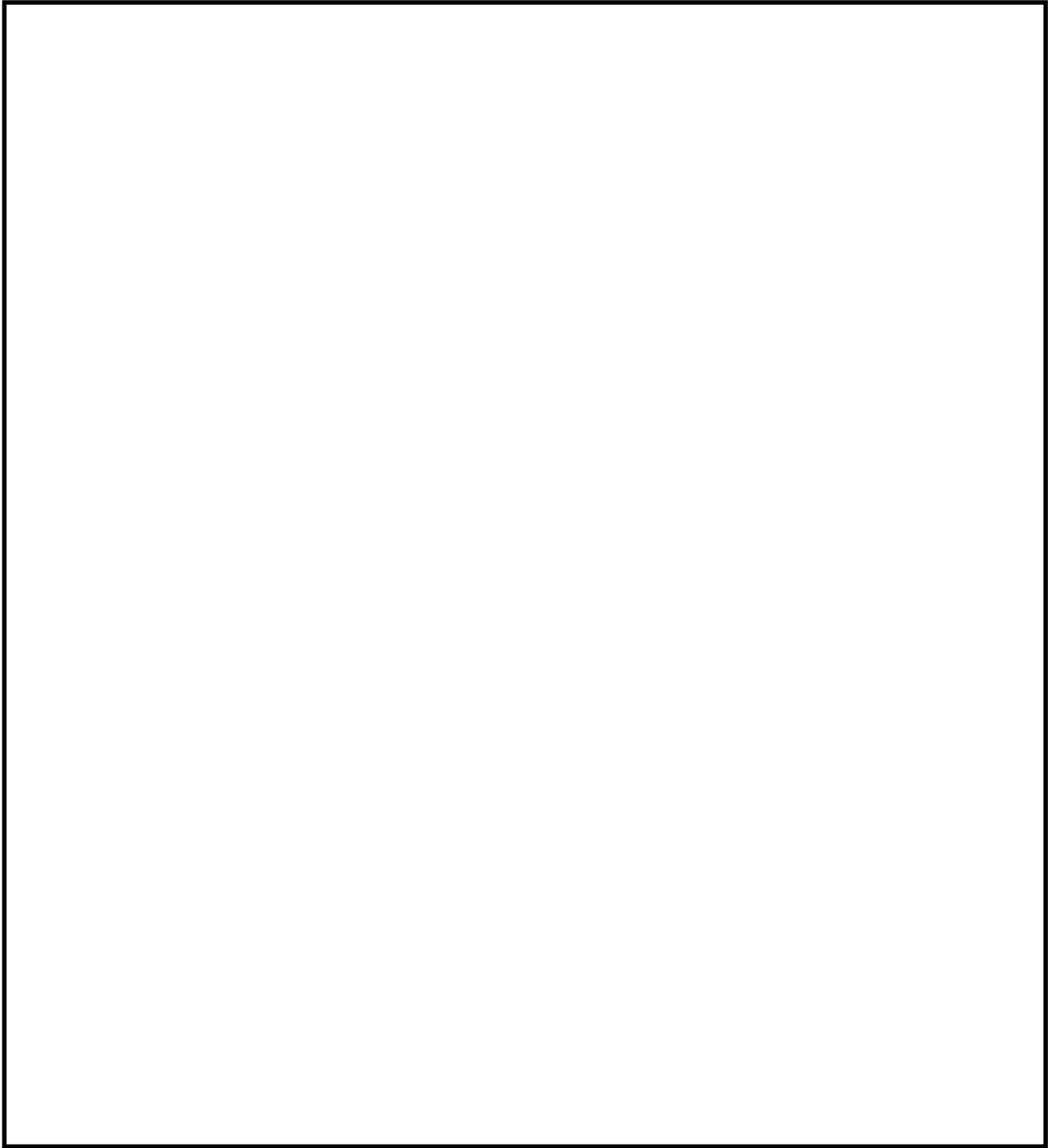
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

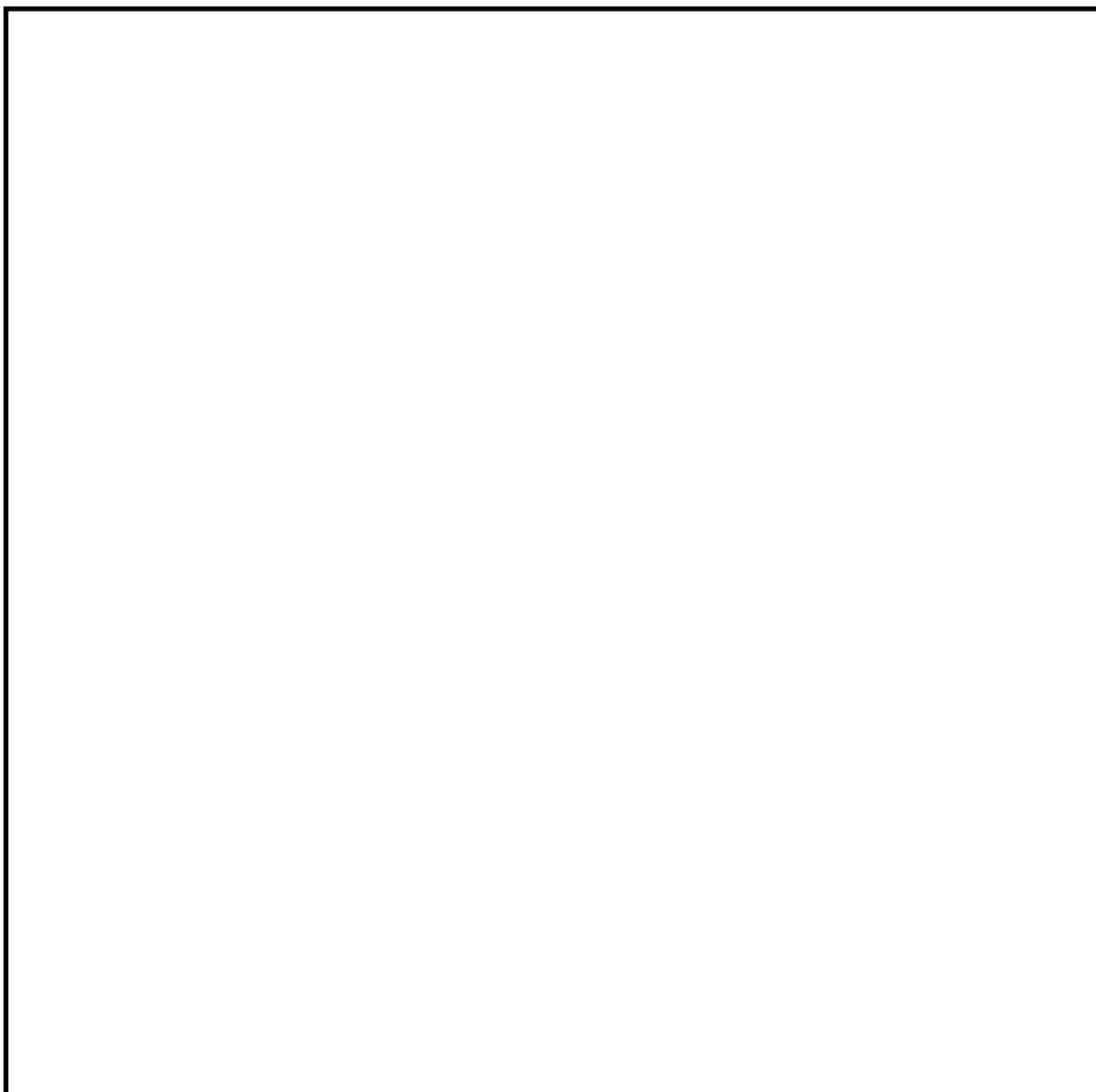
| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-------------------------|--|-----------------|
| 原子炉建屋内線源強度分布 | 原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布 | 審査ガイドに示されたとおり設定 |
| 原子炉建屋のモデル | 原子炉建屋の幾何形状をモデル化 | 建屋外壁を遮蔽体として考慮 |
| 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード | 直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R | 現行許認可（添十）に同じ |



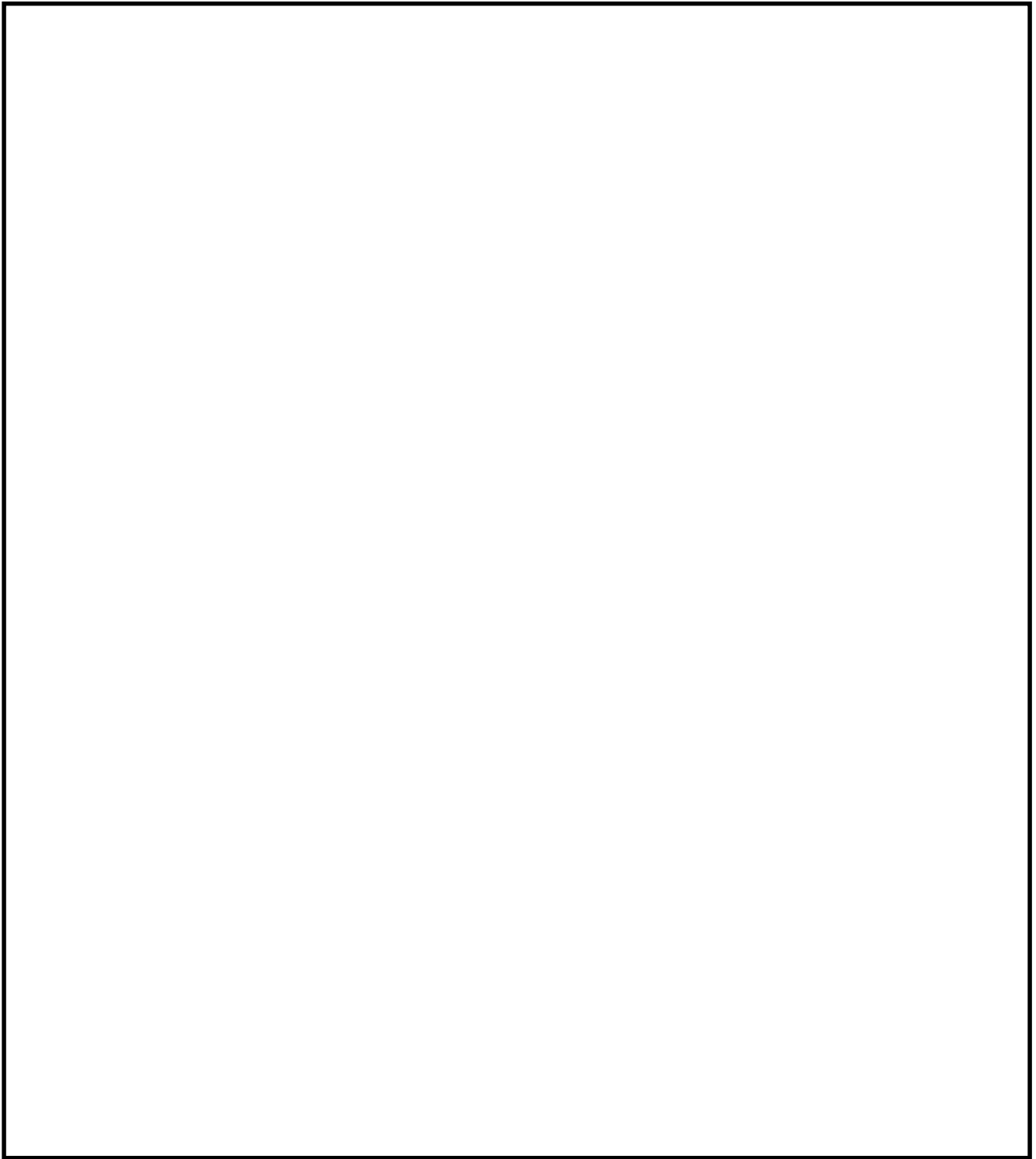
第9図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



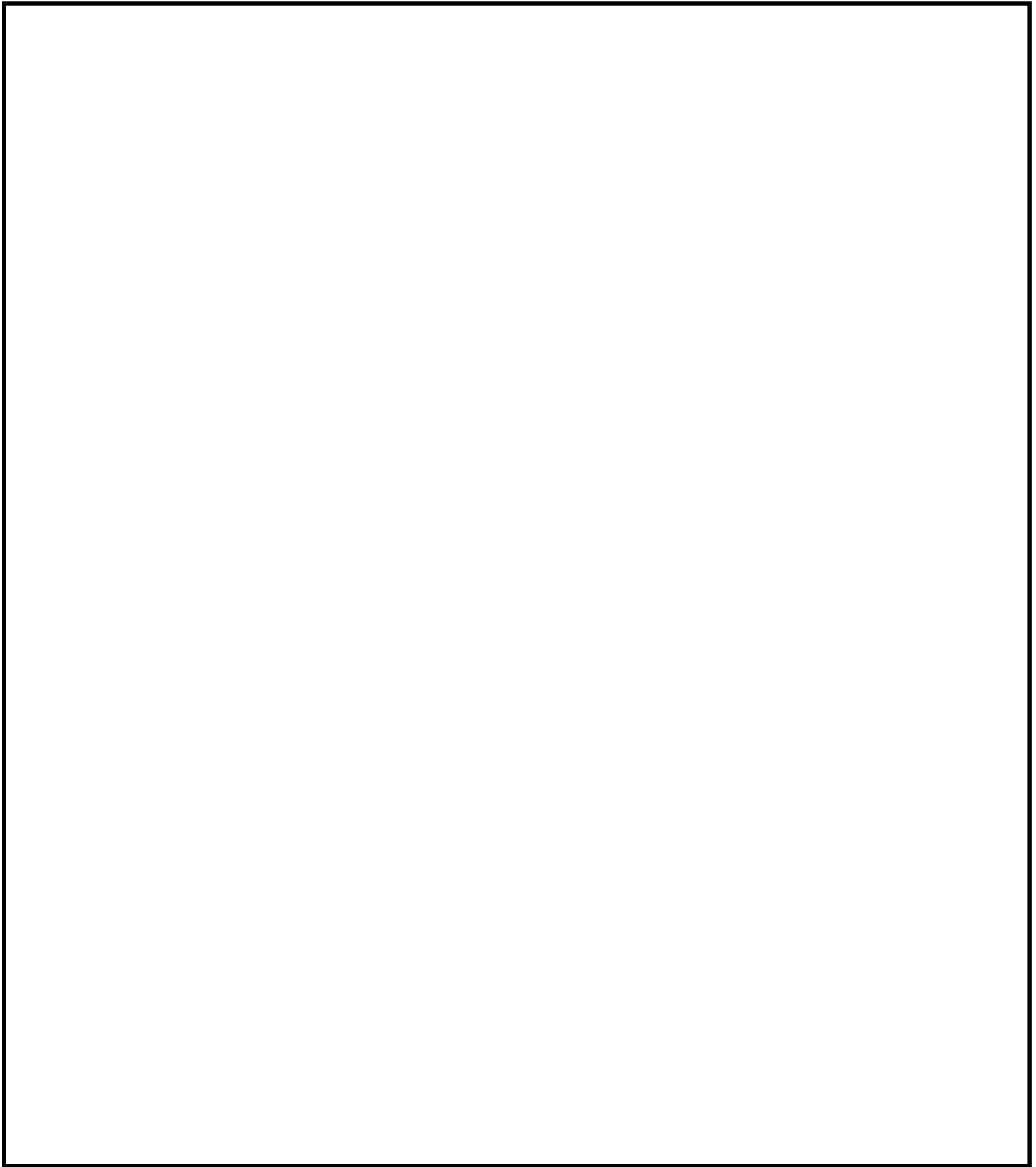
第 10 図 第一弁（S / C 側）操作場所及びアクセスルート



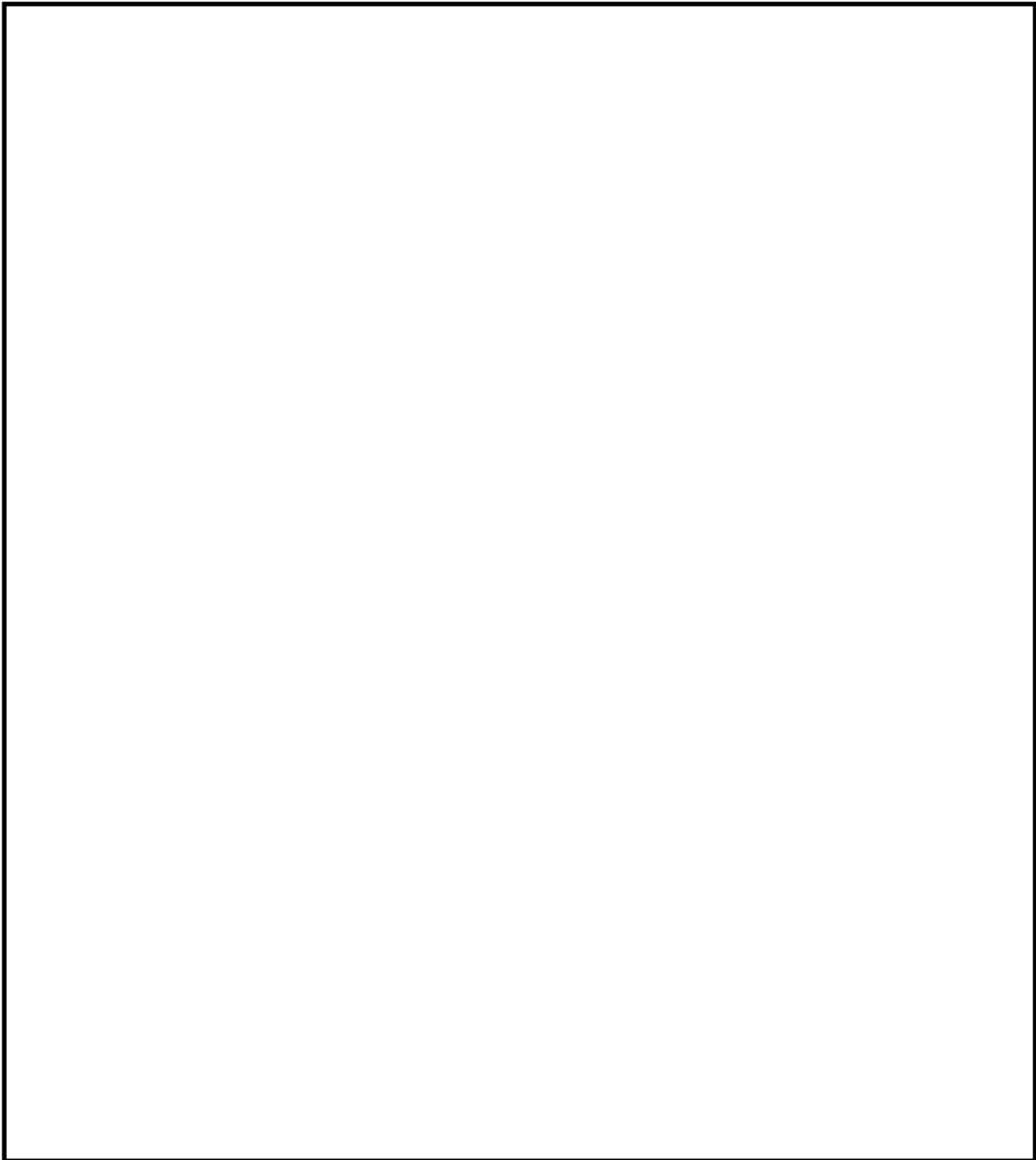
第 11 図 第一弁（S / C 側）操作場所及びアクセスルート



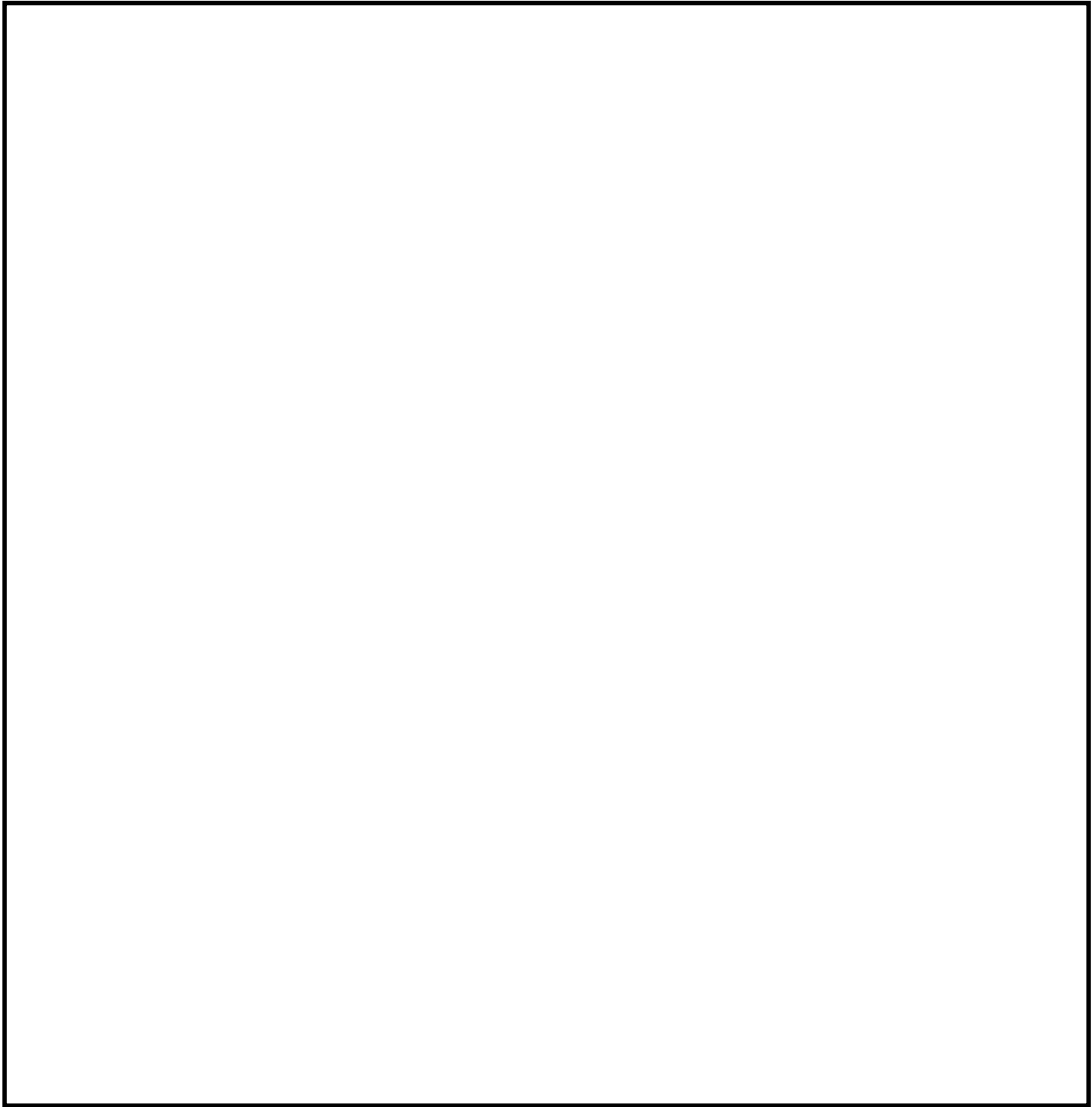
第 12 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



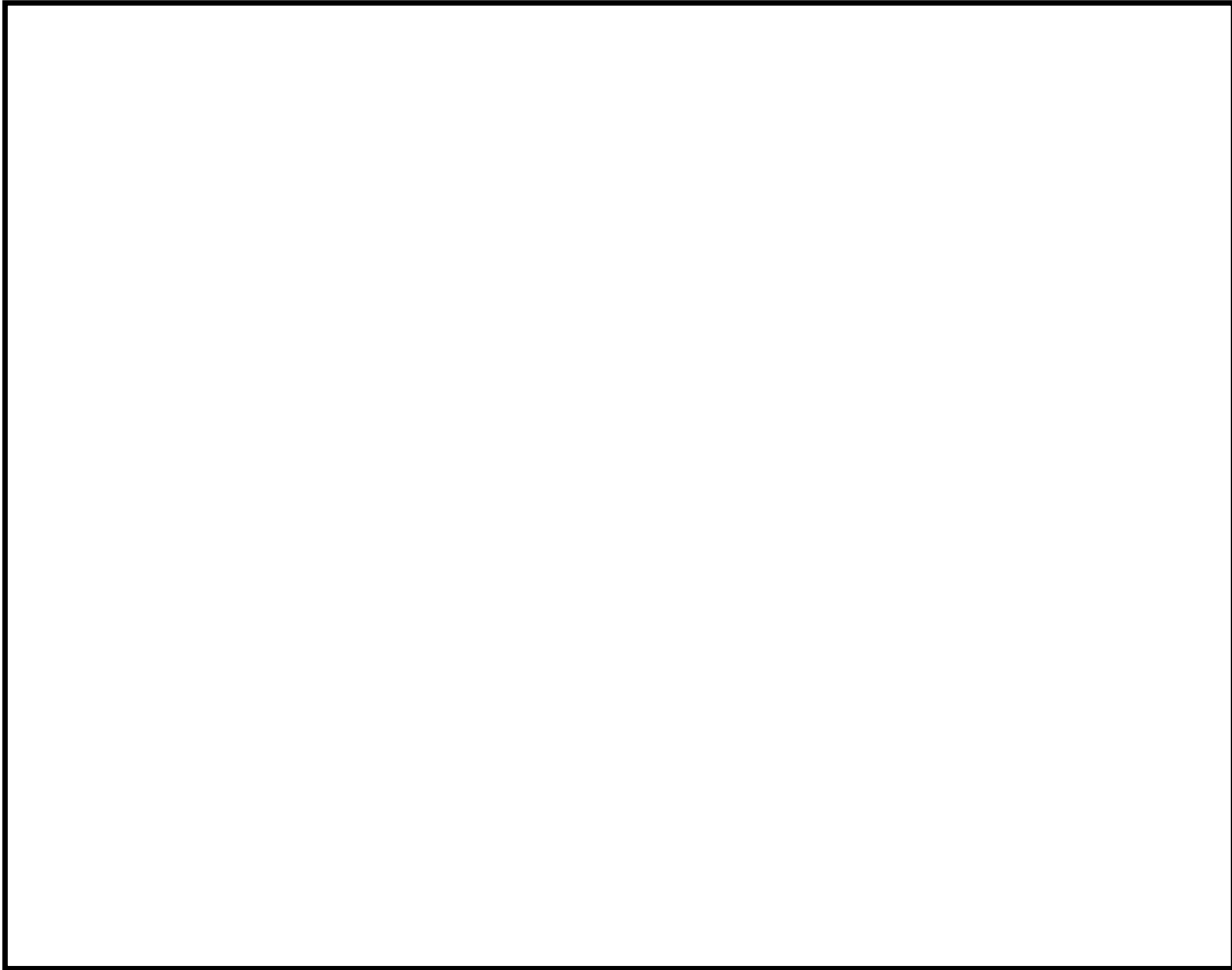
第 13 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



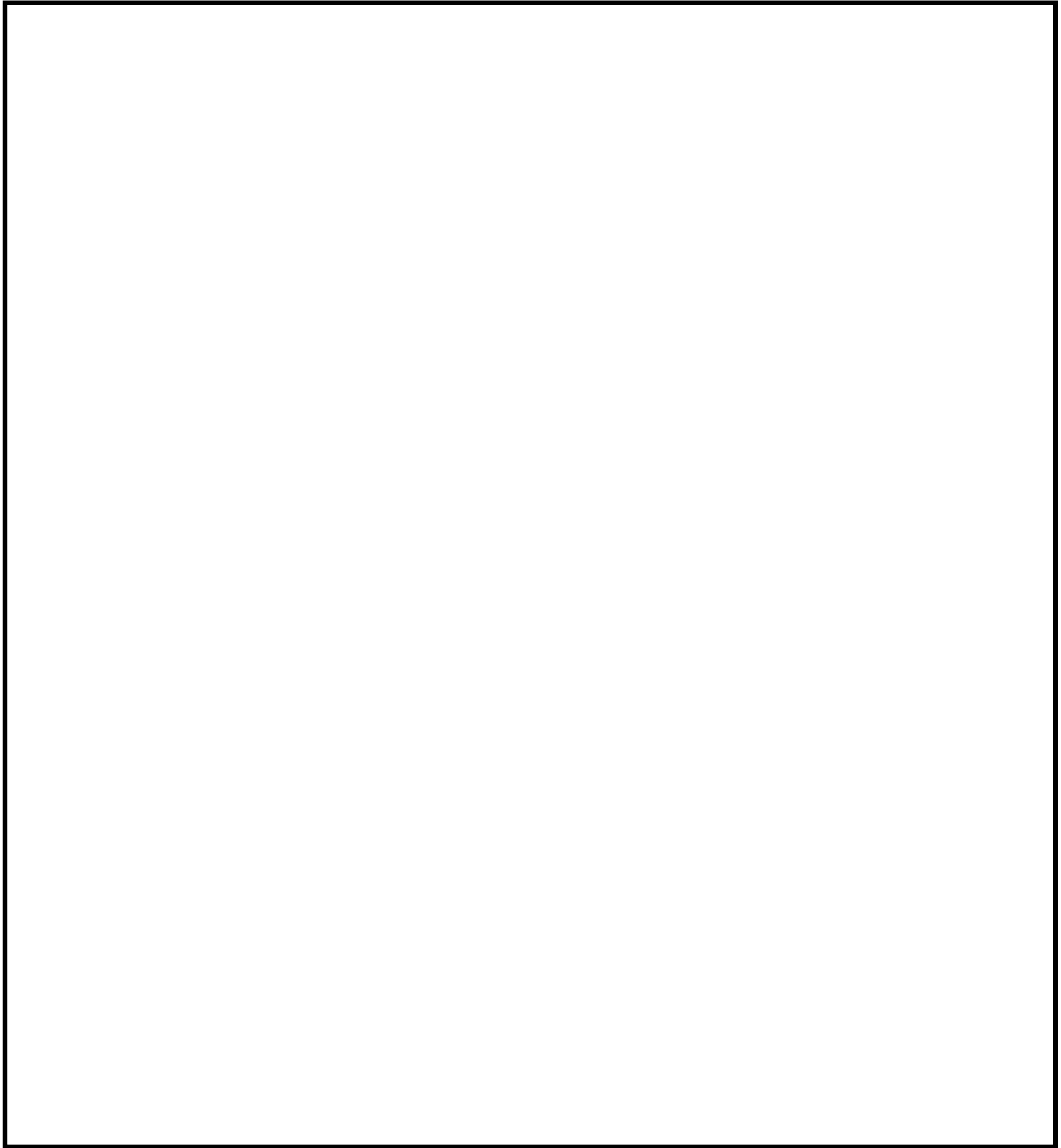
第 14 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



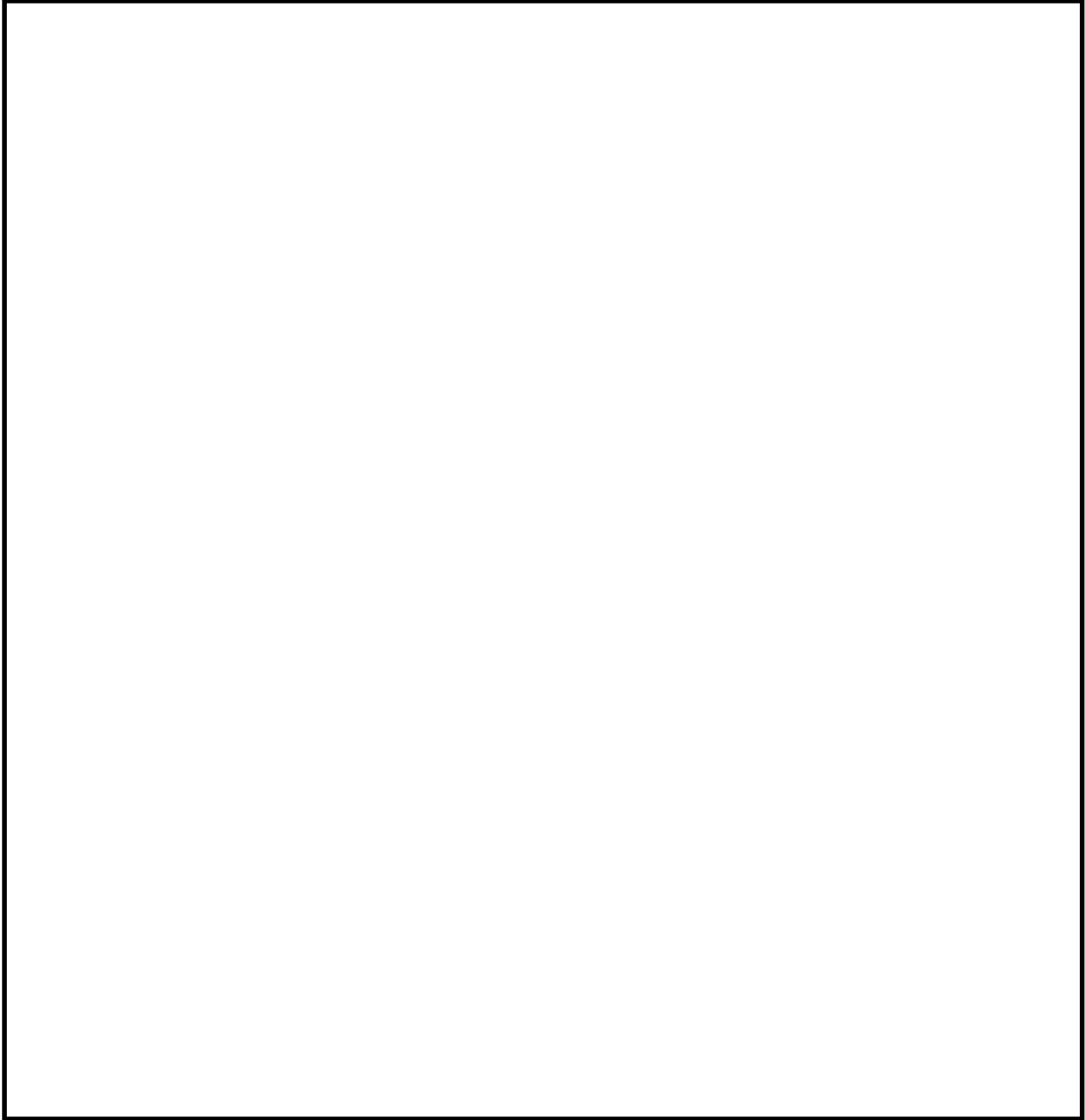
第 15 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



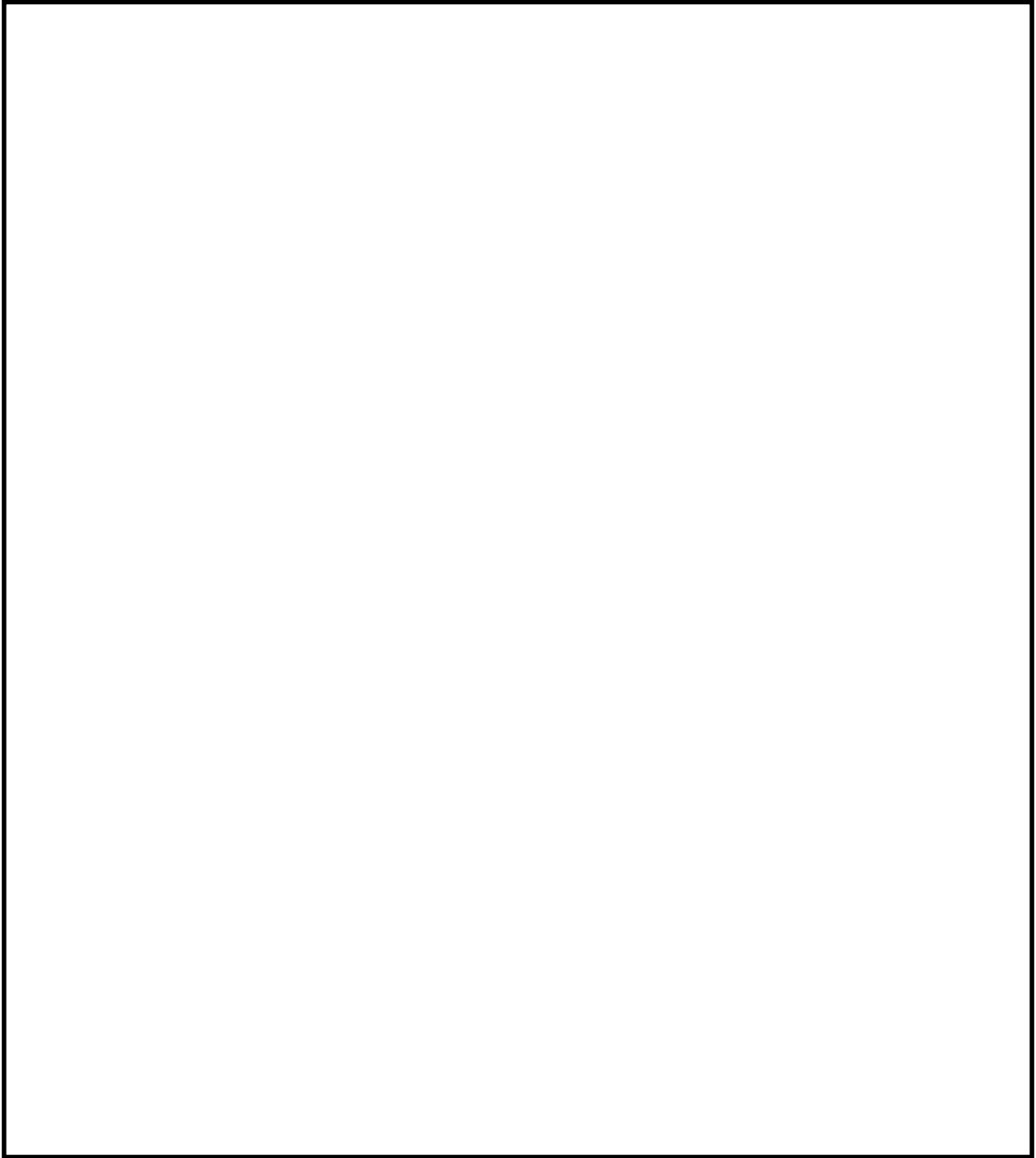
第 16 図 屋外移動時のアクセスルート



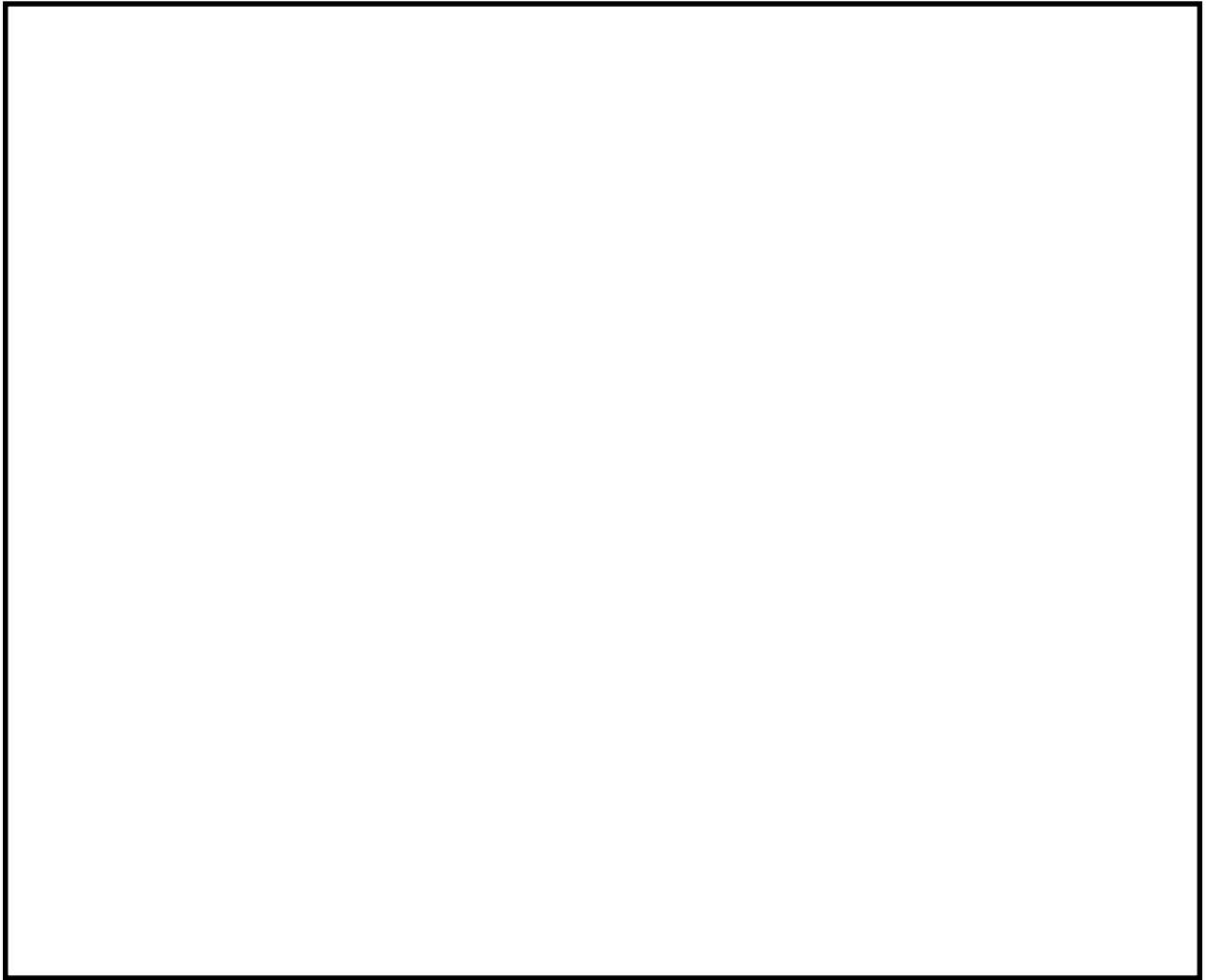
第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

| 被ばく経路 | | 第一弁（S/C側）開操作 ^{※1} | | | 第一弁（D/W側）開操作 ^{※1} | | | |
|--|-------|----------------------------|---------------------------|-------------------------------------|-----------------------------|------------------------------|------------------------------|------------------------------|
| | | ベント操作時 | 屋内移動時 （中央制御室⇒ 作業場所） | 屋外移動時 （作業場所⇒ 緊急時対策所） | ベント操作時 | 屋内／屋外移動 時（中央制御室 ⇒作業場所） | 屋内／屋外移動 時（作業場所⇒ 付属棟入口） | 屋外移動時 （付属棟入口⇒ 緊急時対策所） |
| 原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく | | 約 2.0×10^0 | 約 2.8×10^0 | 約 1.8×10^0 | 約 5.6×10^0 | 約 5.6×10^0 | 約 5.6×10^0 | 約 1.8×10^0 |
| 大気中へ放出された 放射性物質による被ばく | 外部被ばく | 屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される | | 約 4.8×10^{-2} | 約 2.6×10^{-2} | 約 2.6×10^{-2} | 約 2.6×10^{-2} | 約 4.8×10^{-2} |
| | 内部被ばく | | | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 |
| 外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく | 外部被ばく | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | 大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる | 大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される | | | |
| | 内部被ばく | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | | | | | |
| ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく ^{※2} | | 1.0×10 ⁻² 以下 | 1.0×10 ⁻² 以下 | 屋外移動のため 対象外 ^{※3} | 約 4.3×10^{-1} | 約 4.3×10^{-1} | 約 4.3×10^{-1} | 屋外移動のため 対象外 ^{※3} |
| 大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく | | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.1×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 |
| 作業線量率 | | 約 1.4×10^1 | 約 1.5×10^1 | 約 1.4×10^1 | 約 1.7×10^1 | 約 1.8×10^1 | 約 1.8×10^1 | 約 1.4×10^1 |
| 作業時間及び移動時間 | | 90分 | 35分（往路） | 35分（復路） | 90分 | 50分（往路） | 15分（復路） | 35分（復路） |
| 作業員の実効線量（作業時及び移動時） | | 約 2.2×10^1 mSv | 約 8.5×10^0 mSv | 約 8.1×10^0 mSv | 約 2.5×10^1 mSv | 約 1.5×10^1 mSv | 約 4.4×10^0 mSv | 約 8.1×10^0 mSv |
| 作業員の実効線量（合計） | | 約 3.8×10^1 mSv | | | 約 5.2×10^1 mSv | | | |

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S/Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

| 被ばく経路 | | 第二弁開操作時 (ベント実施時) | | | 待機時 | 屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所) | | 屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口) | |
|--|-------|---------------------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-----------------------------|-------------------------|-------------------------------|-------------------------|
| | | ベント開始～ 1時間 | 1時間～ 2時間 | 2時間～ 3時間 | | ベント 実施前 | ベント 実施後 | ベント 実施前 | ベント 実施後 |
| 原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 2.4×10^0 | 約 2.4×10^0 | 約 1.8×10^0 | 約 1.8×10^0 |
| 大気中へ放出された放射 性物質による被ばく | 外部被ばく | 屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される | | | 屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される | | 約 4.8×10^{-2} | 約 1.1×10^{-1} | |
| | 内部被ばく | | | | | | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 2.7×10^{-2} | |
| 外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく | 外部被ばく | 約 5.5×10^0 | 約 6.8×10^{-2} | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 4.1×10^{-2} | 屋外移動のため対象外※1 | |
| | 内部被ばく | 正圧化により流入なし | | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 2.7×10^{-2} | | |
| ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく | | 約 4.7×10^{-1} | 約 4.7×10^{-1} | 約 4.7×10^{-1} | 約 1.4×10^{-1} | 約 1.4×10^{-1} | 約 3.0×10^{-1} | 屋外移動のため対象外※1 | |
| 大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく | | 約 2.2×10^{-2} | 約 2.2×10^{-2} | 約 2.2×10^{-2} | 約 1.9×10^{-2} | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.2×10^1 |
| 作業線量率 | | 約 5.9×10^0 | 約 5.6×10^{-1} | 約 4.9×10^{-1} | 約 1.7×10^{-1} | 約 1.4×10^1 | 約 1.4×10^1 | 約 1.4×10^1 | 約 1.4×10^1 |
| 作業時間及び移動時間 | | 60分 | 60分 | 60分 | 140分 | 10分（往路） | 10分（復路） | 35分（往路） | 35分（復路） |
| 作業員の実効線量（作業時及び移動時） | | 約 5.9×10^0 mSv | 約 5.6×10^{-1} mSv | 約 4.9×10^{-1} mSv | 約 4.1×10^{-1} mSv | 約 2.4×10^0 mSv | 約 2.4×10^0 mSv | 約 8.1×10^0 mSv | 約 8.1×10^0 mSv |
| 作業員の実効線量（合計） | | 約 2.8×10^1 mSv | | | | | | | |

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

| 被ばく経路 | | 第二弁開操作時 （ベント実施時） | | | 待機時 | 屋内移動時 （原子炉建屋入口⇄ 作業場所） | | 屋外移動時 （緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口） | |
|--|-------|---------------------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|-----------------------------|---------------------------|-------------------------------|-------------------------|
| | | ベント開始～ 1時間 | 1時間～ 2時間 | 2時間～ 3時間 | | ベント 実施前 | ベント 実施後 | ベント 実施前 | ベント 実施後 |
| 原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 2.4×10^0 | 約 2.4×10^0 | 約 1.8×10^0 | 約 1.8×10^0 |
| 大気中へ放出された放 射性物質による被ばく | 外部被ばく | 屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される | | | 屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される | | 約 4.8×10^{-2} | 約 1.5×10^1 | |
| | 内部被ばく | | | | | | 約 1.0×10^{-2} 以下 | 約 1.3×10^0 | |
| 外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく | 外部被ばく | 約 4.7×10^0 | 約 4.0×10^{-1} | 約 9.2×10^{-2} | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 8.3×10^0 | 屋外移動のため対象外 ^{※1} | |
| | 内部被ばく | 正圧化により流入なし | | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 約 1.3×10^0 | | |
| ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく | | 約 5.2×10^{-1} | 約 5.2×10^{-1} | 約 5.2×10^{-1} | 約 3.3×10^{-2} | 約 3.3×10^{-2} | 約 3.3×10^{-1} | 屋外移動のため対象外 ^{※1} | |
| 大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく | | 約 2.9×10^{-2} | 約 2.9×10^{-2} | 約 2.9×10^{-2} | 約 1.9×10^{-2} | 約 1.2×10^1 | 約 1.6×10^1 | 約 1.2×10^1 | 約 1.6×10^1 |
| 作業線量率 | | 約 5.3×10^0 | 約 9.5×10^{-1} | 約 6.4×10^{-1} | 約 7.2×10^{-2} | 約 1.4×10^1 | 約 2.8×10^1 | 約 1.4×10^1 | 約 3.5×10^1 |
| 作業時間及び移動時間 | | 60分 | 60分 | 60分 | 140分 | 10分（往路） | 10分（復路） | 35分（往路） | 35分（復路） |
| 作業員の実効線量（作業時及び移動時） | | 約 5.3×10^0 mSv | 約 9.5×10^{-1} mSv | 約 6.4×10^{-1} mSv | 約 1.7×10^{-1} mSv | 約 2.3×10^0 mSv | 約 4.7×10^0 mSv | 約 8.1×10^0 mSv | 約 2.0×10^1 mSv |
| 作業員の実効線量（合計） | | 約 4.2×10^1 mSv | | | | | | | |

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

2. スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋システム内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウエル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 11 表、大気中への放出過程及び概略図を第 21 図～第 25 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 26 図及び第 27 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 12 表～第 14 表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ χ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 15 表及び第 16 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 28 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 17 表及び第 18 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h 、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv/h となり、ドライウエル (D/W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv/h 、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。

第 11 表 放出量評価条件 (1/3)

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|--------------------|---|---|
| 評価事象 | 「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮) | 格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定 |
| 炉心熱出力 | 3, 293MW | 定格熱出力 |
| 運転時間 | 1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日) | 1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して設定 |
| 取替炉心の燃料装荷割合 | 1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084 | 取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定 |
| 炉内蓄積量 | 希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載) | 「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」 × 「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用) |
| 放出開始時間 | 格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後 | M A A P 解析結果 |
| 原子炉格納容器内 p H 制御の効果 | 考慮しない | サプレッション・プール内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定 |
| よう素の形態 | 粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4% | R . G . 1. 195 ^{*1} に基づき設定 |

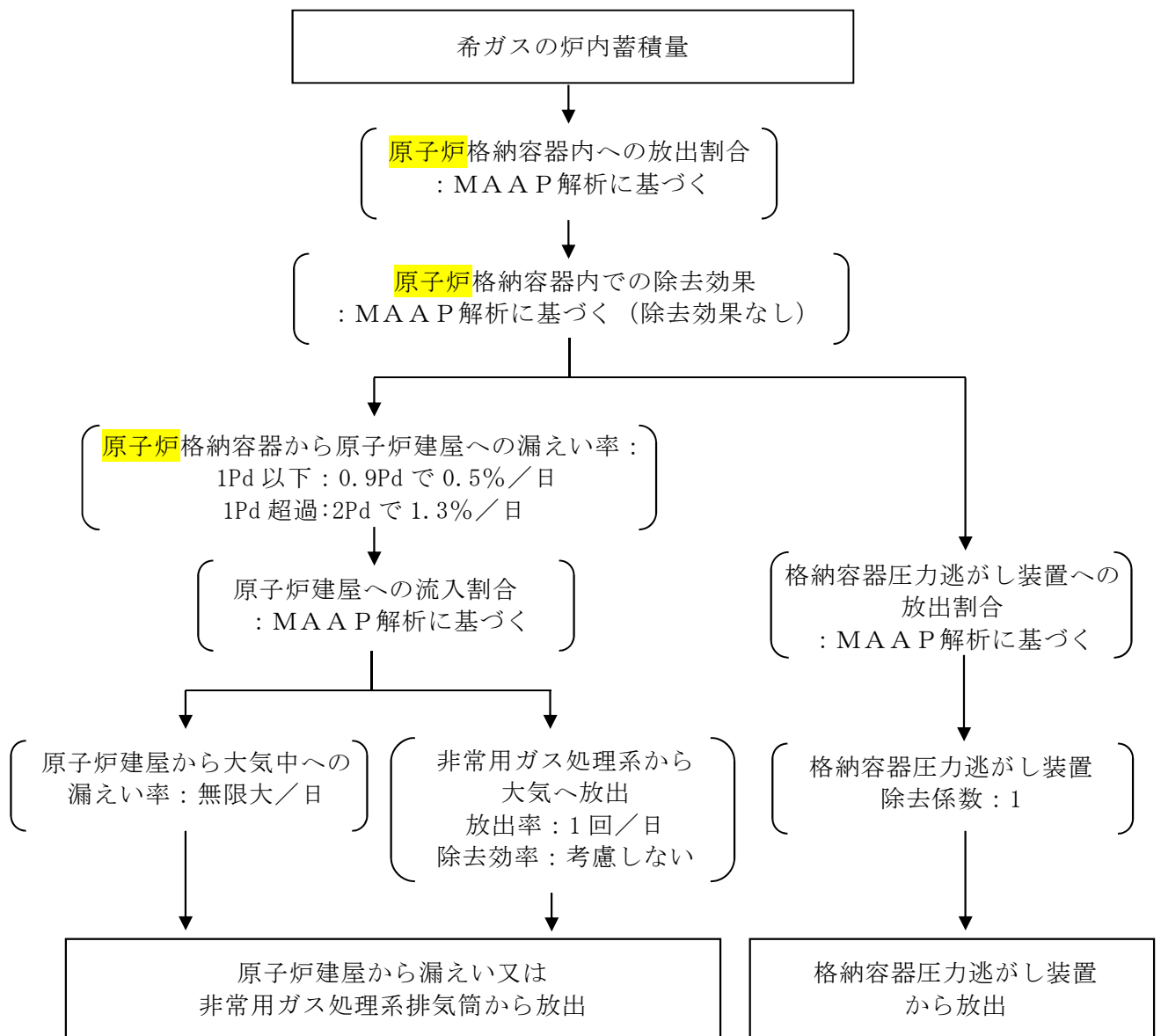
第 11 表 放出量評価条件 (2/3)

| 項 目 | 評価条件 | | 選定理由 | |
|---|--|--|--|---|
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素) | 1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日 | | MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定 | |
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素) | 1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定) | | 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) | |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル) | MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ) | | MAAPのFP挙動モデル | |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素) | 考慮しない | | 保守的に設定 | |
| 原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素) | 自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで) | | CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定 | |
| | サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ) | | Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定 | |
| 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合 | 希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類 | S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8} | D/Wベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.2×10^{-5} : 約 6.8×10^{-6} : 約 6.8×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.8×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8} | MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{*4} に基づき設定 |

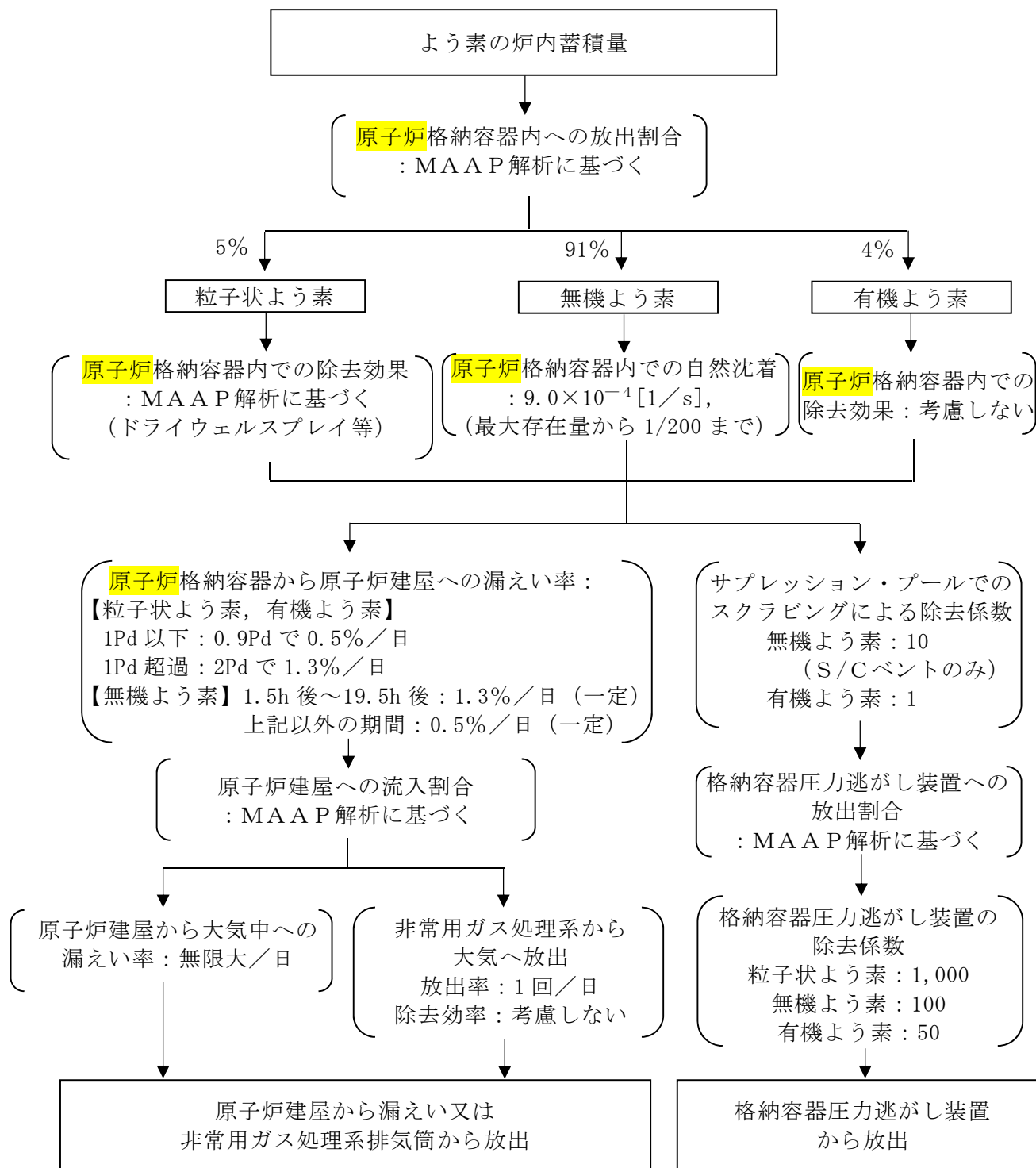
第 11 表 放出量評価条件 (3/3)

| 項目 | 評価条件 | | | 選定理由 |
|---|--|------------------------------------|--|---|
| 原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前) | 無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価) | | | 保守的に設定 |
| 非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後) | 1 回/日 (排気筒放出) | | | 設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量) |
| 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間 | 事象発生から2時間後 | | | 起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定) |
| 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率 | 考慮しない | | | 保守的に設定 |
| 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態 | 閉状態 | | | 原子炉建屋原子炉棟の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため |
| 格納容器圧力逃がし装置への放出割合 | 希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} CsI類 : 約 1.0×10^{-6} CsOH類 : 約 4.0×10^{-7} Sb類 : 約 8.9×10^{-8} TeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-8} SrO類 : 約 3.6×10^{-8} BaO類 : 約 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 約 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 約 3.6×10^{-10} | S/Cベント : 約 9.5×10^{-1} | D/Wベント : 約 9.5×10^{-1} : 約 3.9×10^{-3} : 約 7.5×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 5.8×10^{-4} : 約 5.8×10^{-4} : 約 7.2×10^{-5} : 約 1.4×10^{-5} : 約 5.8×10^{-6} | MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 |
| 格納容器圧力逃がし装置の除去係数 | 希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000 | | | 設計値に基づき設定 |

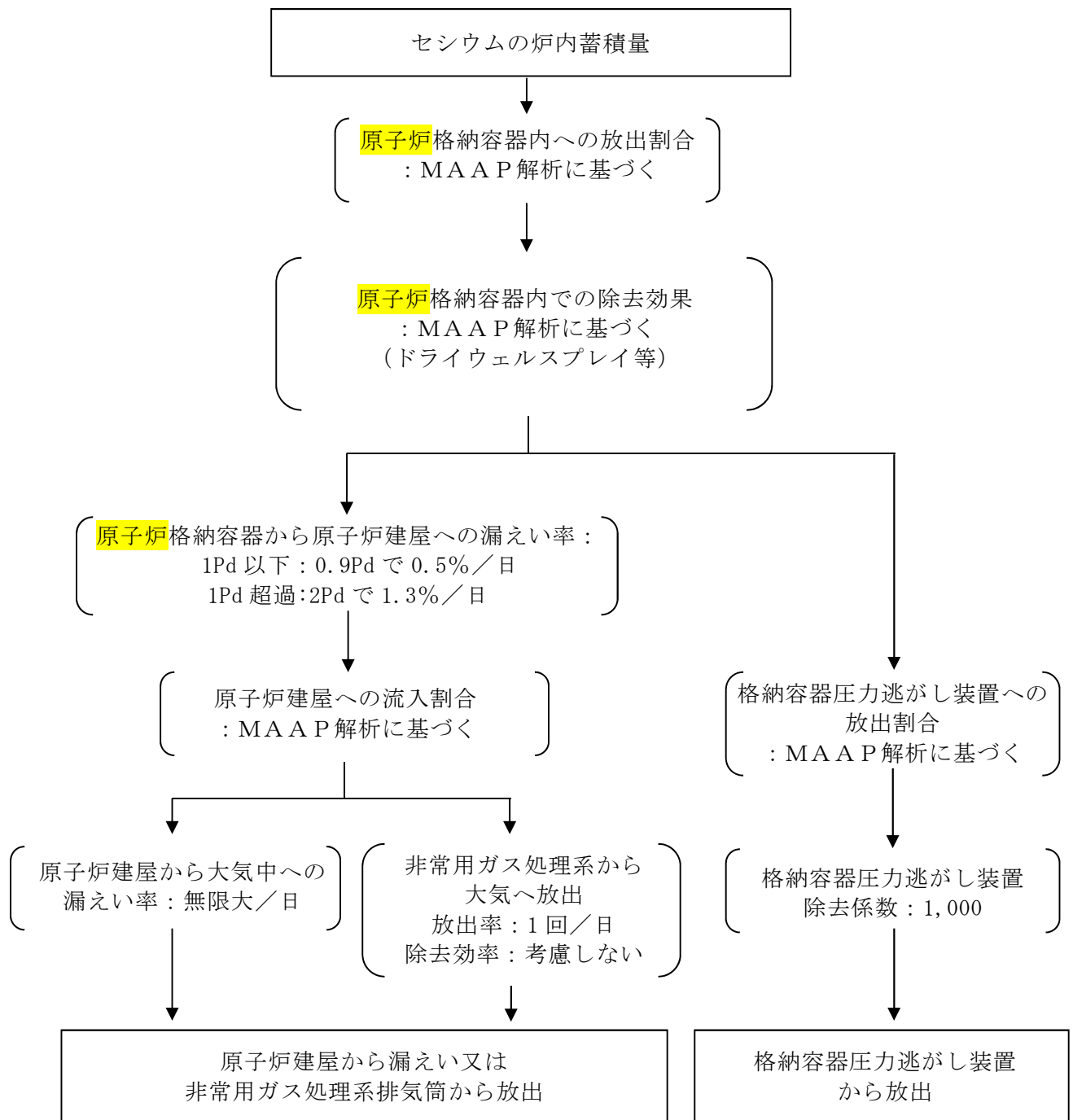
- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995



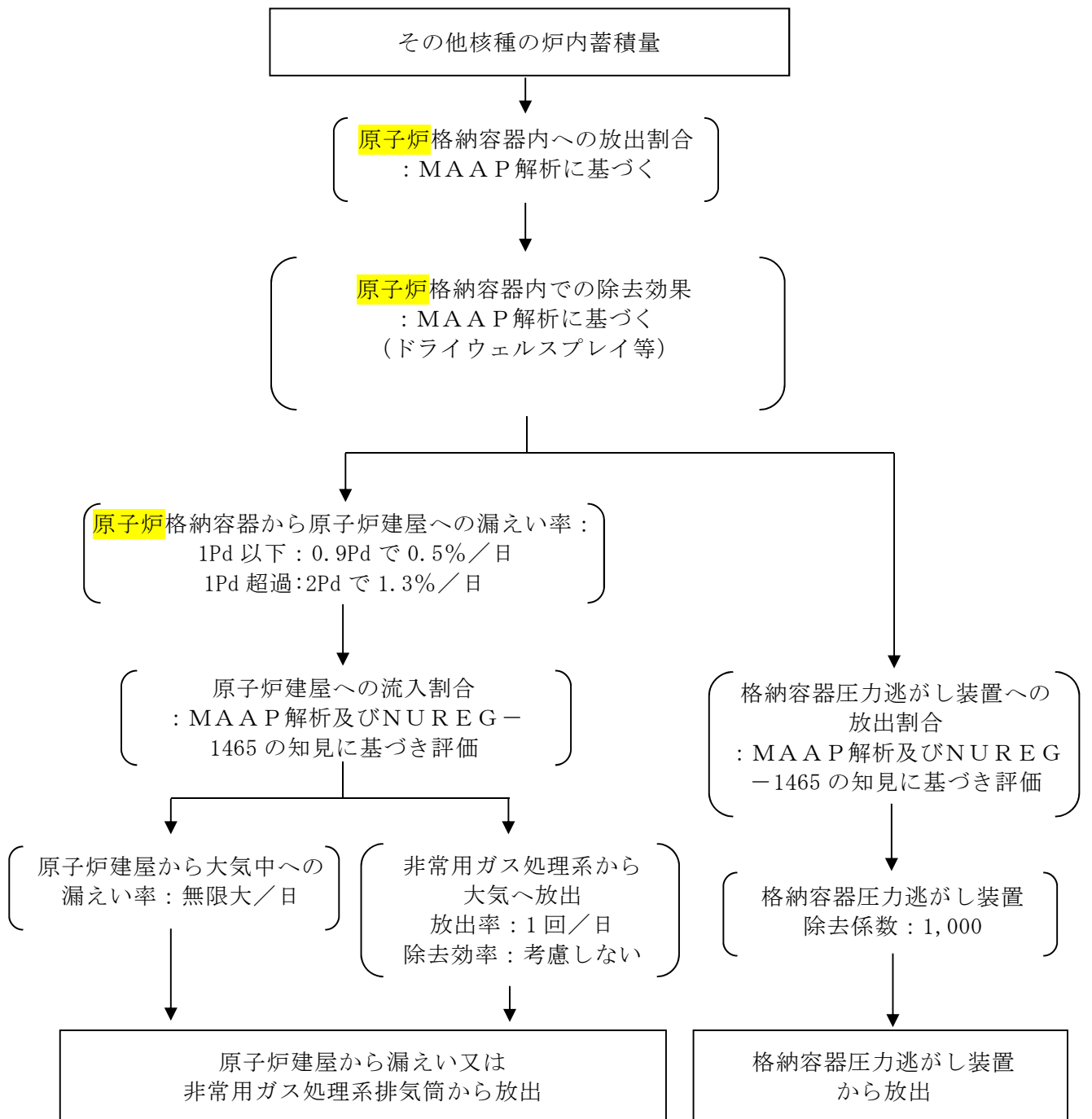
第 21 図 希ガスの大気放出過程



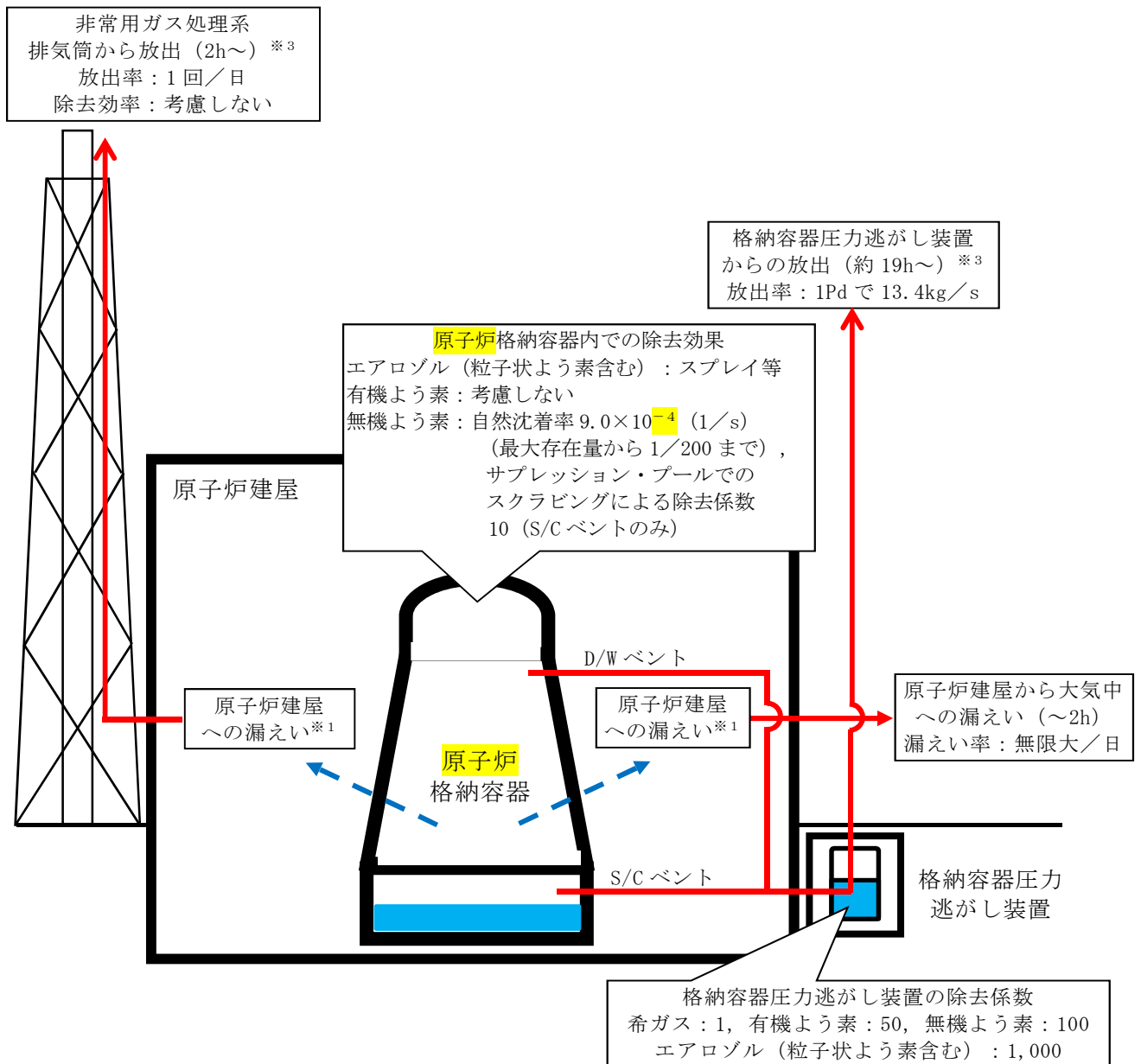
第 22 図 よう素の大気放出過程



第23図セシウムの大気放出過程



第 24 図 その他核種の大気放出過程



※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル (粒子状よう素含む)，有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

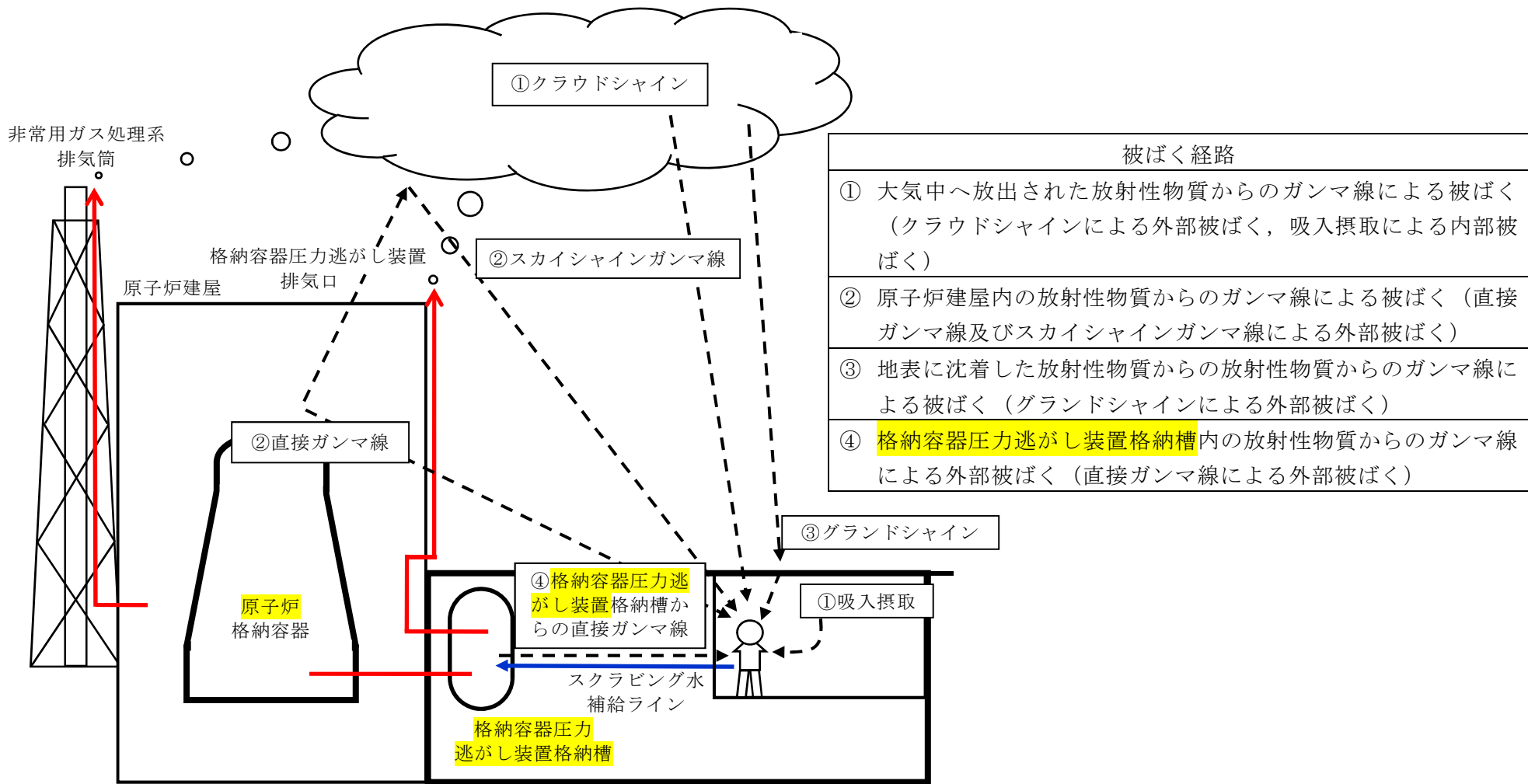
1.5h 後～19.5h 後：1.3%/日 (一定)，上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

| 大気への放出経路 | 0h | ▼2h※2 | ▼19h※3 | 168h▼ |
|------------------|----|-------|--------|-------|
| 原子炉建屋から大気中への漏えい | ■ | | | |
| 非常用ガス処理系排気筒から放出 | | ■ | ■ | ■ |
| 格納容器圧力逃がし装置からの放出 | | | ■ | ■ |

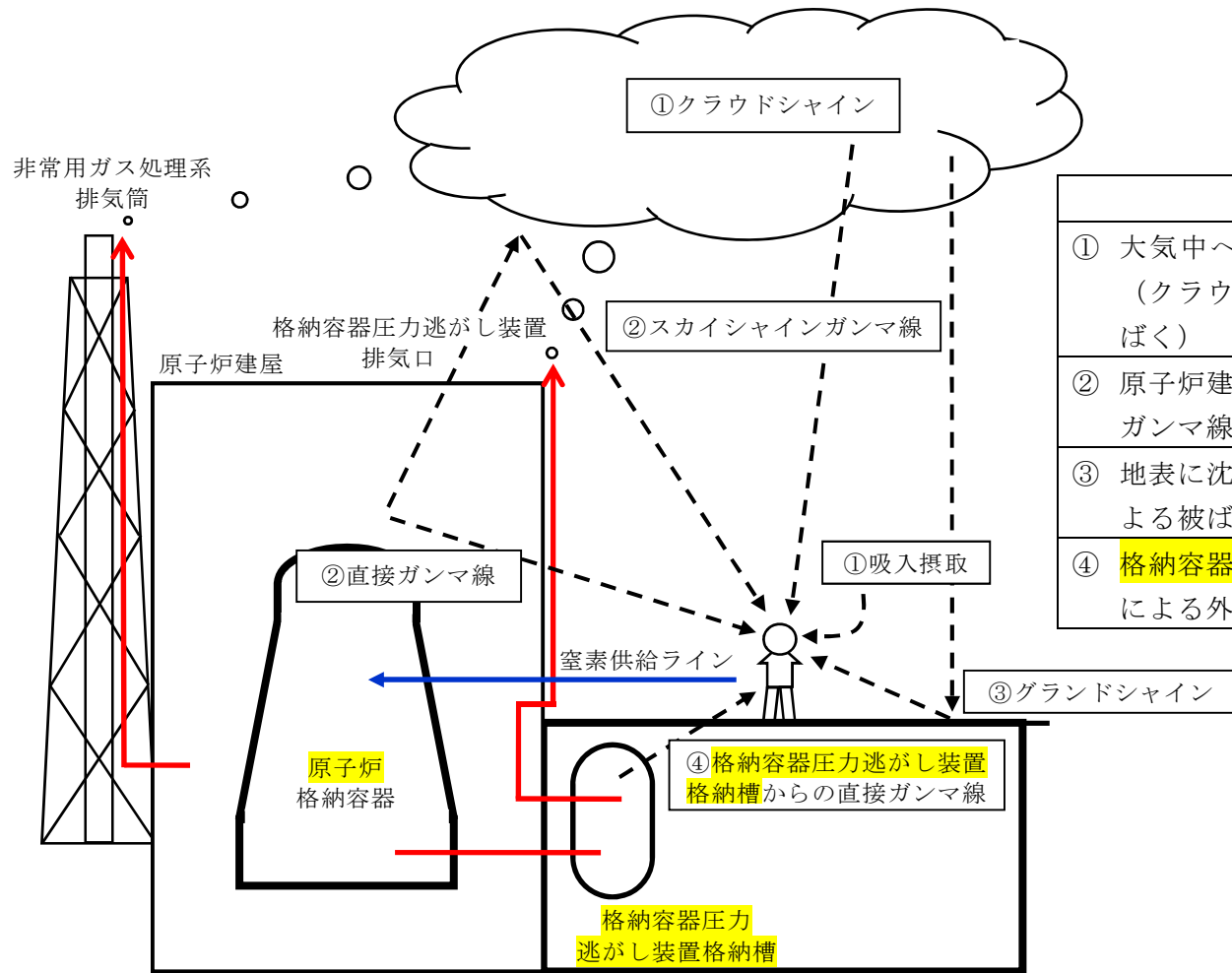
※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※3 事象発生後 19h 以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第25図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第 26 図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



| 被ばく経路 | |
|-------|--|
| ① | 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく，吸入摂取による内部被ばく） |
| ② | 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく） |
| ③ | 地表に沈着した放射性物質からの放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく） |
| ④ | 格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく） |

第 27 図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 12 表 大気拡散評価条件

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|------------------|--|--|
| 大気拡散評価モデル | ガウスプルームモデル | 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価 |
| 気象資料 | 東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m | 格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用 |
| 放出源及び放出源高さ（有効高さ） | 原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 55m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m | 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定 |
| 実効放出継続時間 | 1 時間 | 保守的に最も短い実効放出継続時間を設定 |
| 累積出現頻度 | 小さい方から 97% | 気象指針に基づき設定 |
| 建屋の影響 | 考慮する | 格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 |
| 巻き込みを生じる代表建屋 | 原子炉建屋 | 放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定 |
| 大気拡散評価点 | 第 28 図参照 | 屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定 |
| 着目方位 | 非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位 | 非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。 |
| 建屋影響 | 3,000m ² | 原子炉建屋の最小投影断面積を設定 |
| 形状係数 | 0.5 | 気象指針に基づき設定 |

第 13 表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

| 作業内容 | | 放出箇所 | χ/Q 及び D/Q | |
|--------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|
| スクラビング 水補給作業 | 屋外移動時 /作業時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 8.3×10^{-4} |
| | | 格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 4.2×10^{-4} |
| | | | D/Q (Gy/Bq) | 約 8.7×10^{-19} |
| | | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| | | | D/Q (Gy/Bq) | 約 1.2×10^{-19} |
| | | 窒素供給作業 | 屋外移動時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) |
| 格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出) | χ/Q (s/m ³) | | | 約 4.2×10^{-4} |
| | D/Q (Gy/Bq) | | | 約 8.7×10^{-19} |
| 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | χ/Q (s/m ³) | | | 約 3.0×10^{-6} |
| | D/Q (Gy/Bq) | | | 約 1.2×10^{-19} |
| 作業時 | 原子炉建屋漏えい (地上放出) | | | χ/Q (s/m ³) |
| | 格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出) | | χ/Q (s/m ³) | 約 3.7×10^{-4} |
| | | | D/Q (Gy/Bq) | 約 7.7×10^{-19} |
| | 非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出) | | χ/Q (s/m ³) | 約 3.0×10^{-6} |
| | | | D/Q (Gy/Bq) | 約 6.3×10^{-20} |

第 14 表 線量換算係数, 呼吸率等

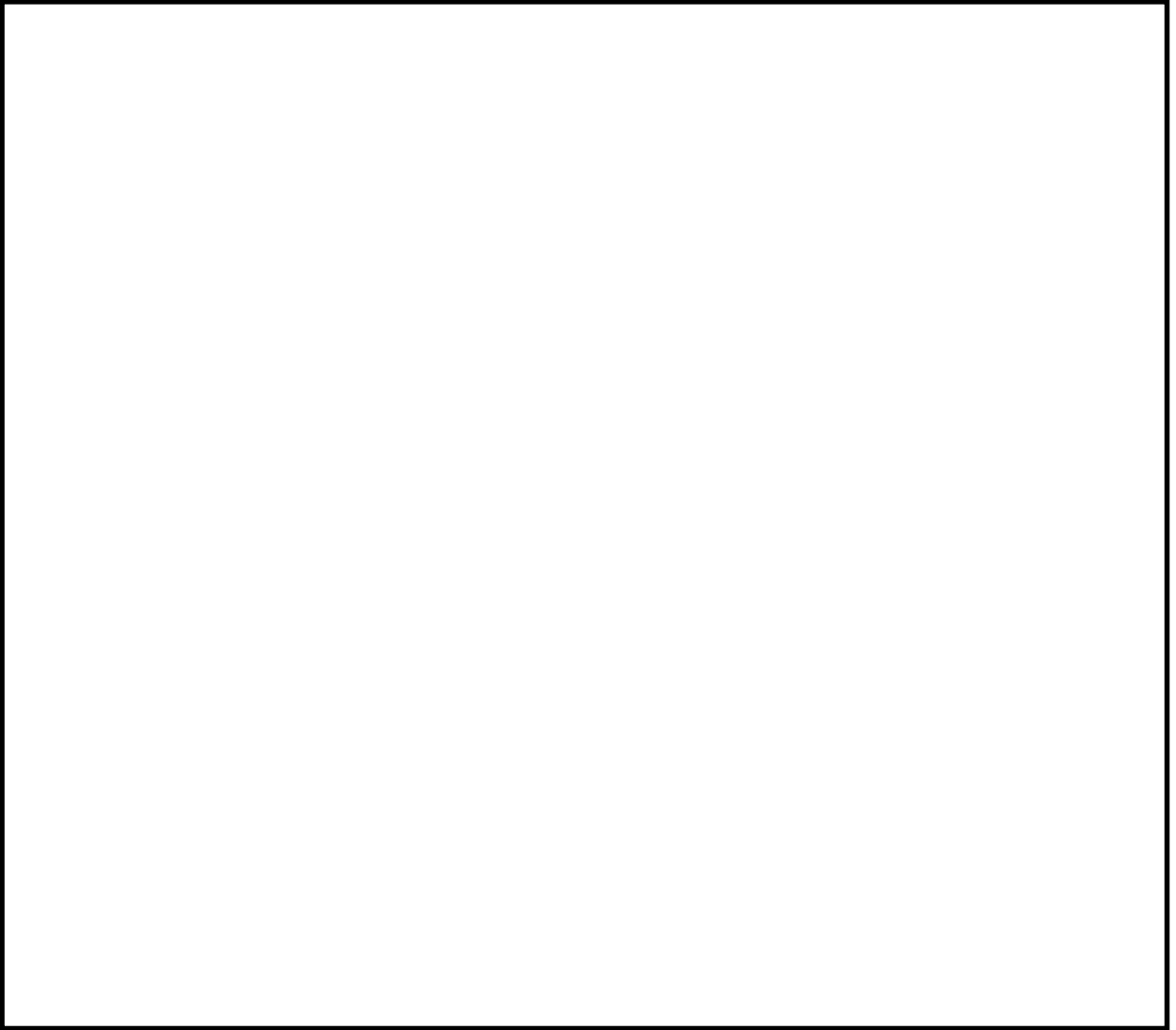
| 項 目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-----------|---|--|
| 線量換算係数 | 成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく | ICRP Publication 71 に基づき設定 |
| 呼吸率 | 1.2m ³ /h | 成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定 |
| マスクの除染係数 | D F 50 | 性能上期待できる値から設定 |
| 地表面への沈着速度 | 粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s | 東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 |

第 15 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|-------------------------|--|---|
| 原子炉建屋内線源強度分布 | 原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布 | 審査ガイドに示されたとおり設定 |
| 原子炉建屋のモデル | 原子炉建屋の幾何形状をモデル化 | 建屋外壁を遮蔽体として考慮 |
| 直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード | 直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R | 現行許認可（添十）に同じ |
| 許容差 | 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用 | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定 |
| コンクリート密度 | 2.00g/cm ³ | 建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定 |

第 16 表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

| 項目 | 評価条件 | 選定理由 |
|--------------------|-----------------------|---|
| スクラビング水補給場所作業場所壁厚 | | 格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定 |
| 格納容器圧力逃がし装置格納槽外壁壁厚 | | 格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h 以下）に基づき設定 |
| コンクリート密度 | 2.10g/cm ³ | 新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工 |



第 28 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 17 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（S / Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

| 被ばく経路 | | スクラビング水補給作業 | | 窒素供給作業 | |
|------------------------------------|-------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|
| | | 補給作業時 | 屋外移動時 | 供給作業時 | 屋外移動時 |
| 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| 大気中へ放出された放射性物質による被ばく | 外部被ばく | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| | 内部被ばく | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | 約 3.3×10^0 | 約 3.3×10^0 | 約 2.9×10^0 | 約 3.3×10^0 |
| 格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線 | | 約 1.0×10^1 | 約 6.3×10^{-1} | 約 6.3×10^{-1} | 約 6.3×10^{-1} |
| 作業線量率 | | 約 1.3×10^1 | 約 3.9×10^0 | 約 3.6×10^0 | 約 3.9×10^0 |

第 18 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

| 被ばく経路 | | スクラビング水補給作業 | | 窒素供給作業 | |
|------------------------------------|-------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|-------------------------|
| | | 補給作業時 | 屋外移動時 | 供給作業時 | 屋外移動時 |
| 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく | | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| 大気中へ放出された放射性物質による被ばく | 外部被ばく | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| | 内部被ばく | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 | 1.0×10^{-2} 以下 |
| 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく | | 約 4.5×10^0 | 約 4.5×10^0 | 約 4.0×10^0 | 約 4.5×10^0 |
| 格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線 | | 約 1.0×10^1 | 約 6.3×10^{-1} | 約 6.3×10^{-1} | 約 6.3×10^{-1} |
| 作業線量率 | | 約 1.5×10^1 | 約 5.1×10^0 | 約 4.6×10^0 | 約 5.1×10^0 |

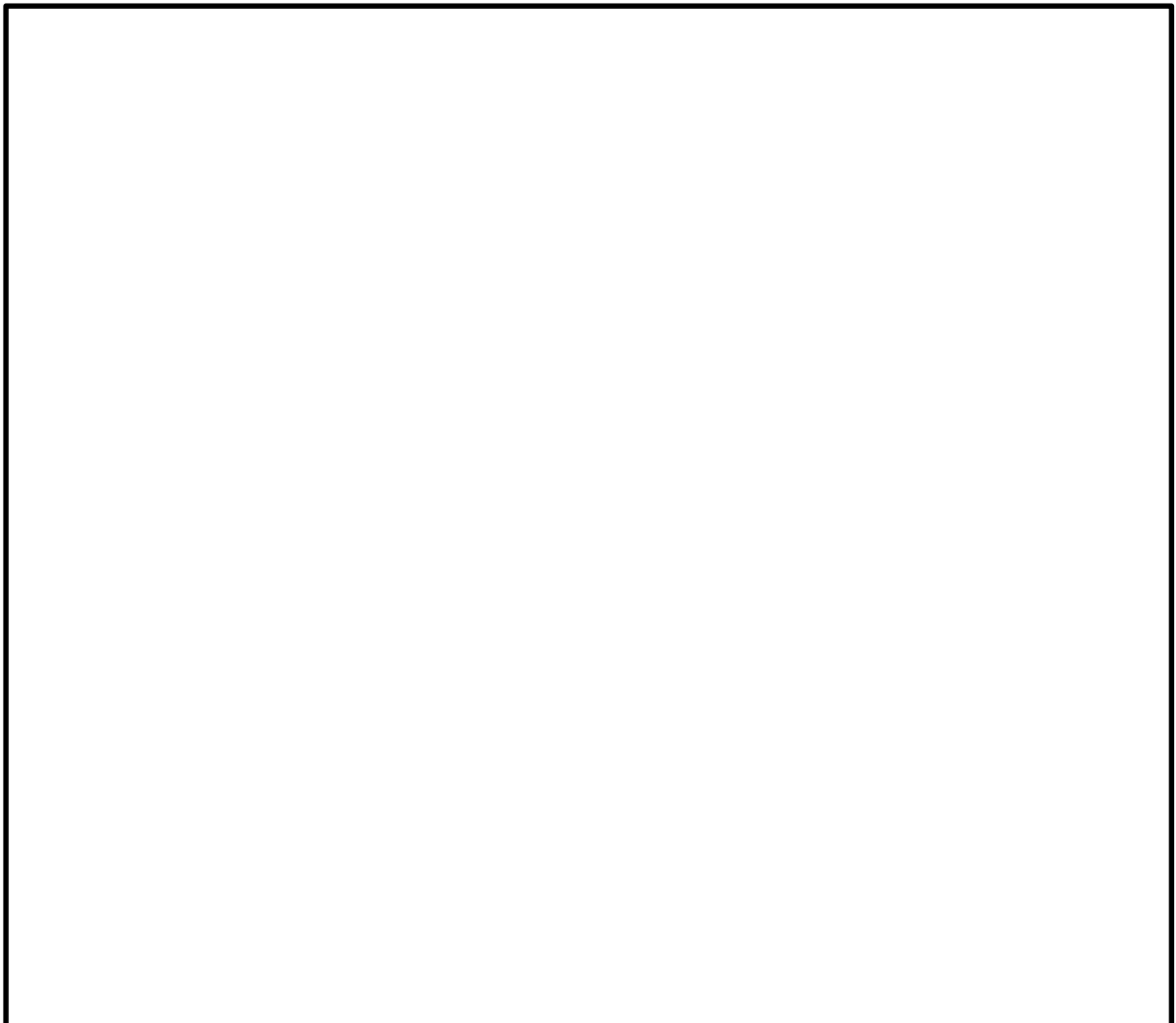
スクラビング水の保有水量の設定根拠について

スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

と設定している。

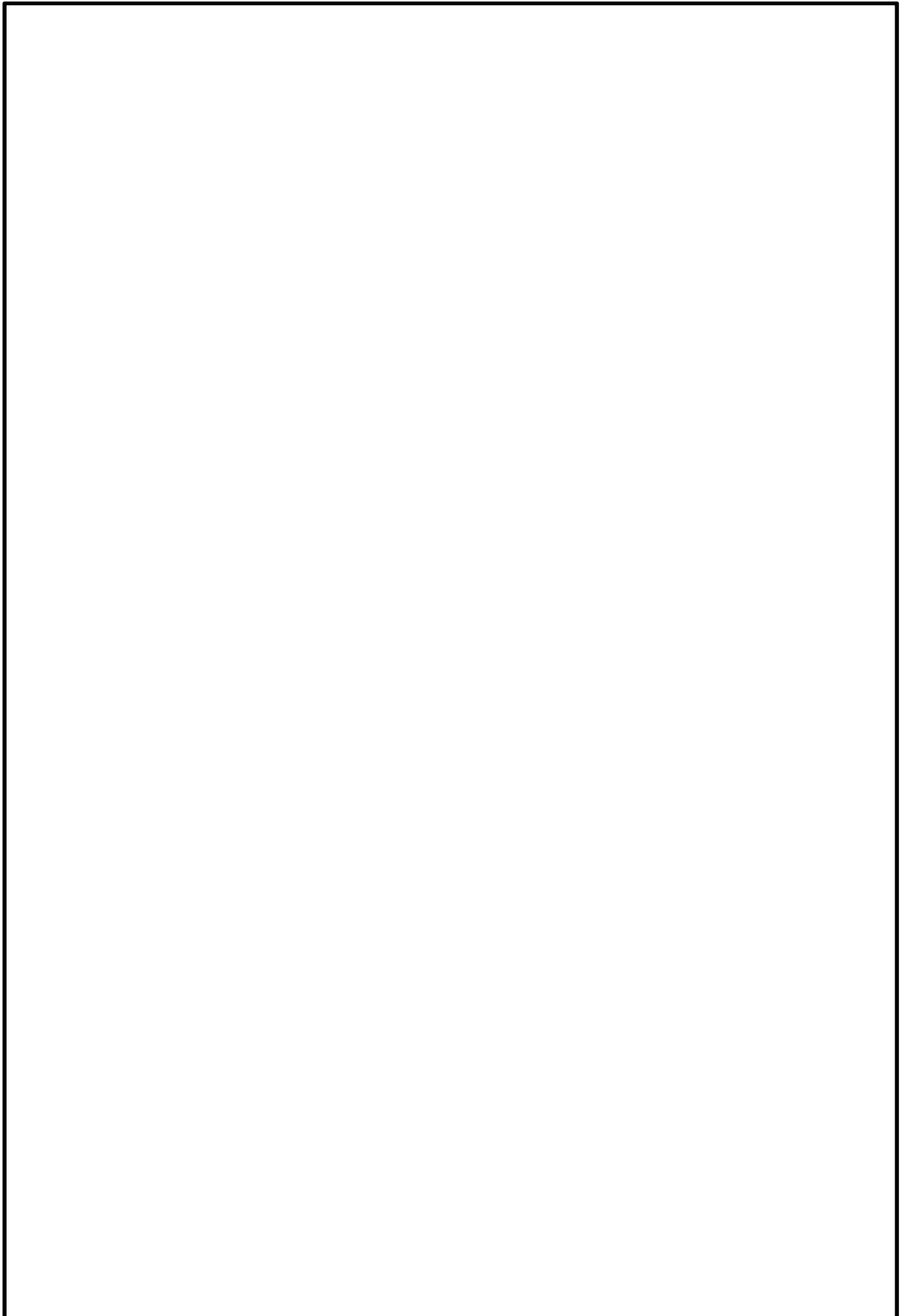
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

(1) 最大水量について

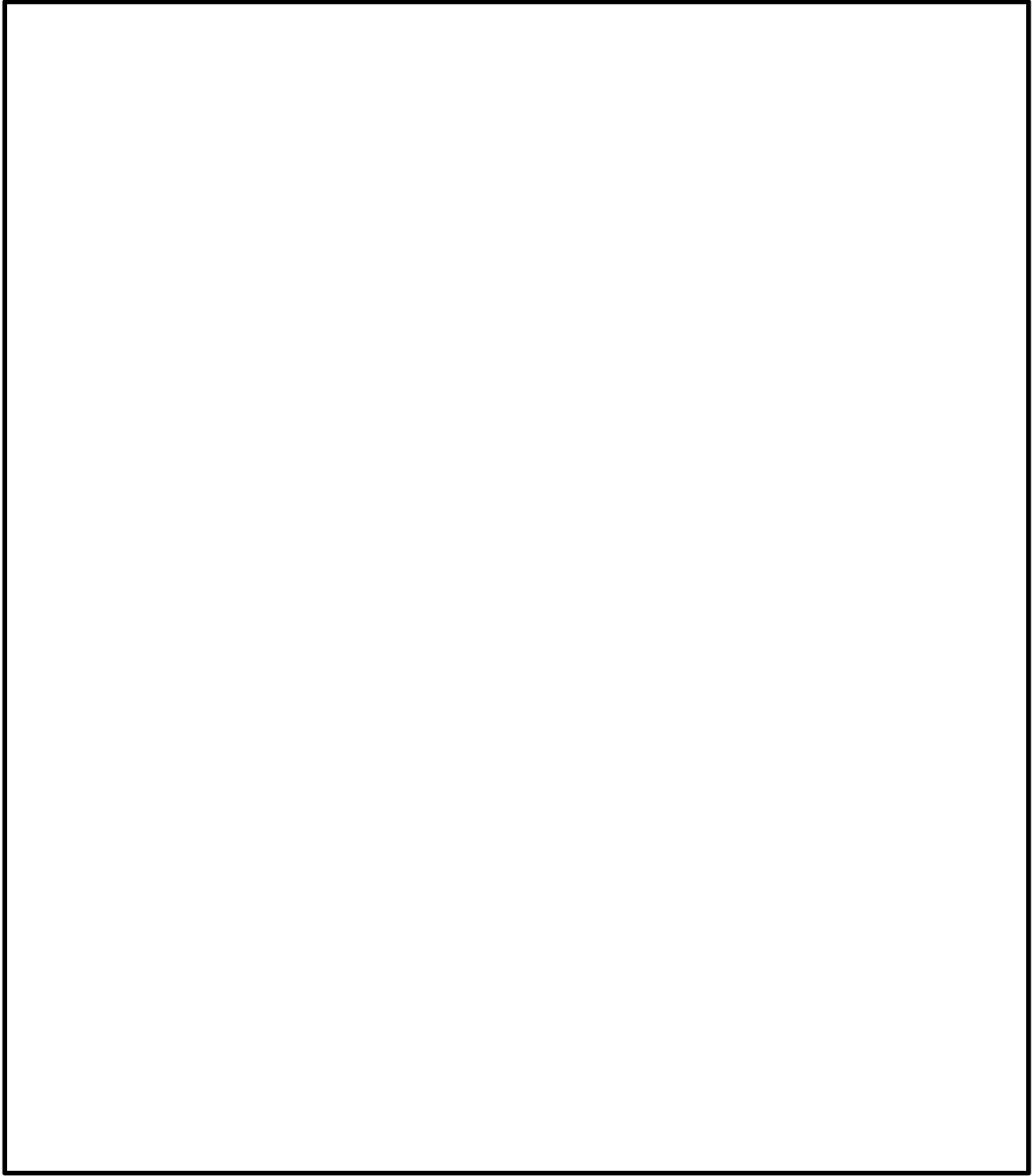




(2) 最小水量について







第 1 図 フィルタ装置水位の概略図

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は，他の設計条件と同様に，大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方，スクラビング水の補給期間は，運用に係るものであり，有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし，有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（第1表）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・初期水位：
- ・室温：25℃^{*1}（系統待機時），65℃^{*2}（ベント実施中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

※1 ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値

※2 スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値

※3 19時間ベントの解析結果にNUREG補正した格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約15kW）に余裕を考慮した値

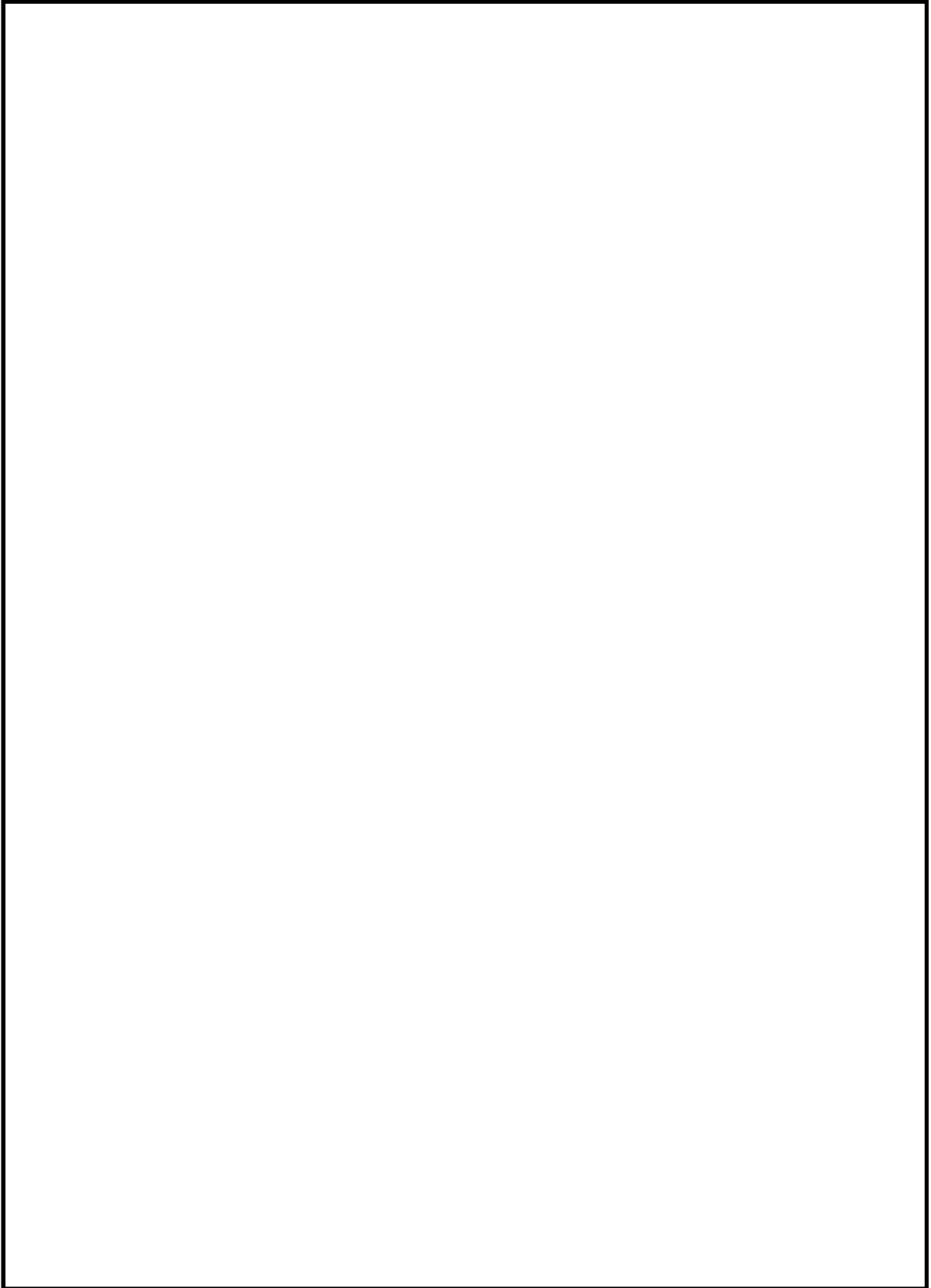
【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるD/Wベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間（168時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

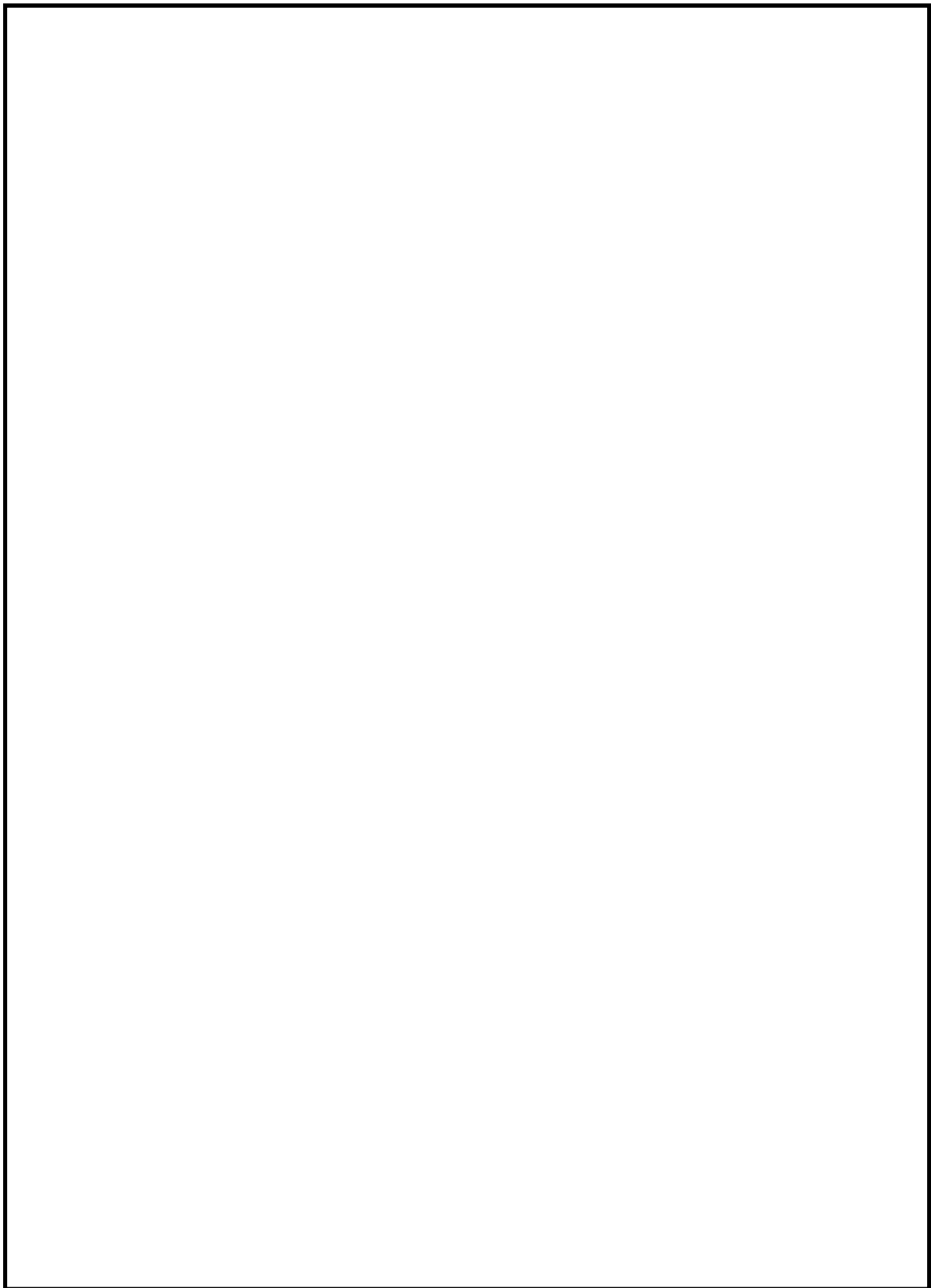
第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

| | 設備設計 【フィルタ装置寸法】 | 運用 【水補給の運用の評価】 |
|----------------|------------------------------------|----------------------------|
| ベント時間 | 2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1% 相当の時間】 | 19時間後* 【有効性評価結果より】 |
| フィルタ装置内 発熱量 | 500kW 【ベント時間 2時間～3時間ベース】 | 20kW 【ベント時間 19時間ベース】 |

※ 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース



第2図 ベント時の圧力推移図（水位計算時）

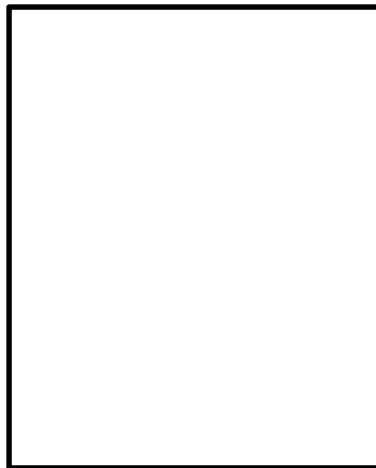


第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。

ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。



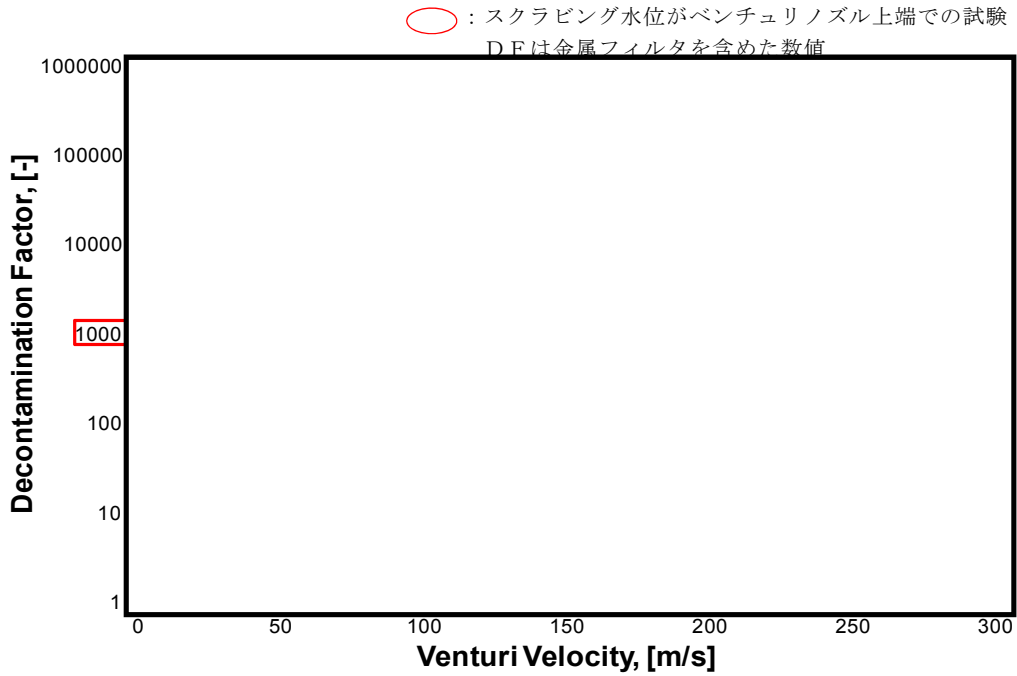
- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴）
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

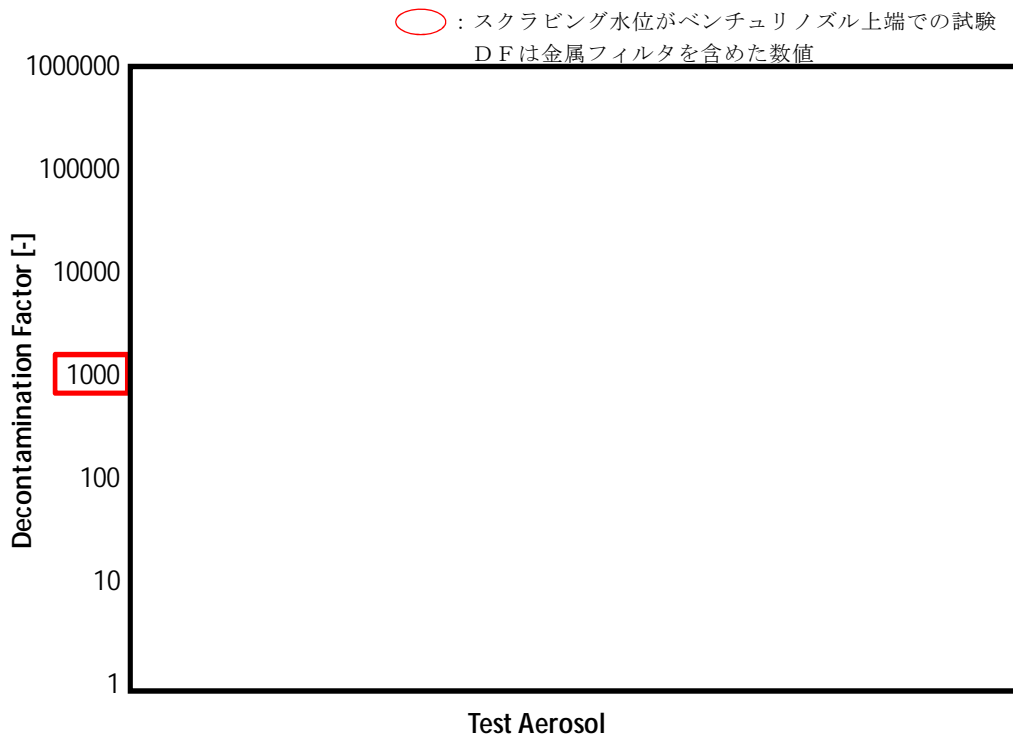
①エアロゾルのDFについて

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響

は見られず，スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても，設計条件D F 1,000 以上を十分に確保できている。



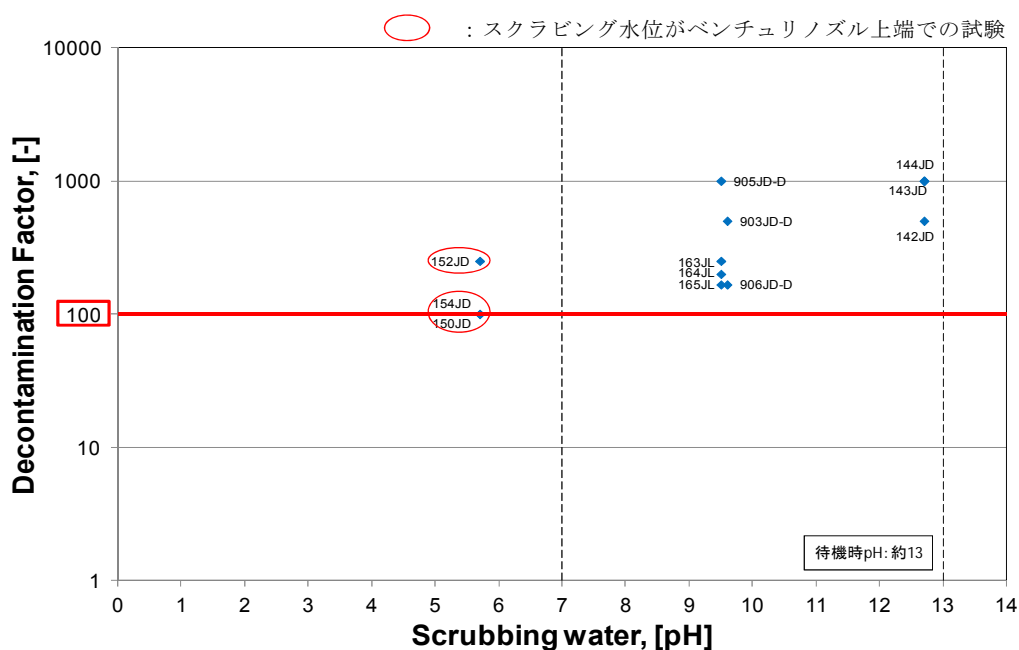
第 5 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルD F の関係



第 6 図 エアロゾルの粒径とエアロゾルD F の関係

②無機よう素のD Fについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のPHがD Fに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA 試験による無機よう素のD Fの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低PHにおいても、設計条件D F 100 以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のPHと無機よう素D Fの関係

したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1,325mm）を十分に上回る2,530mmとし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位1,500mm以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、待機時にpH13以上（NaOH濃度3.0wt%相当）であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{\max} は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \boxed{} \text{ [s}^{-1}\text{]}$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²]

S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

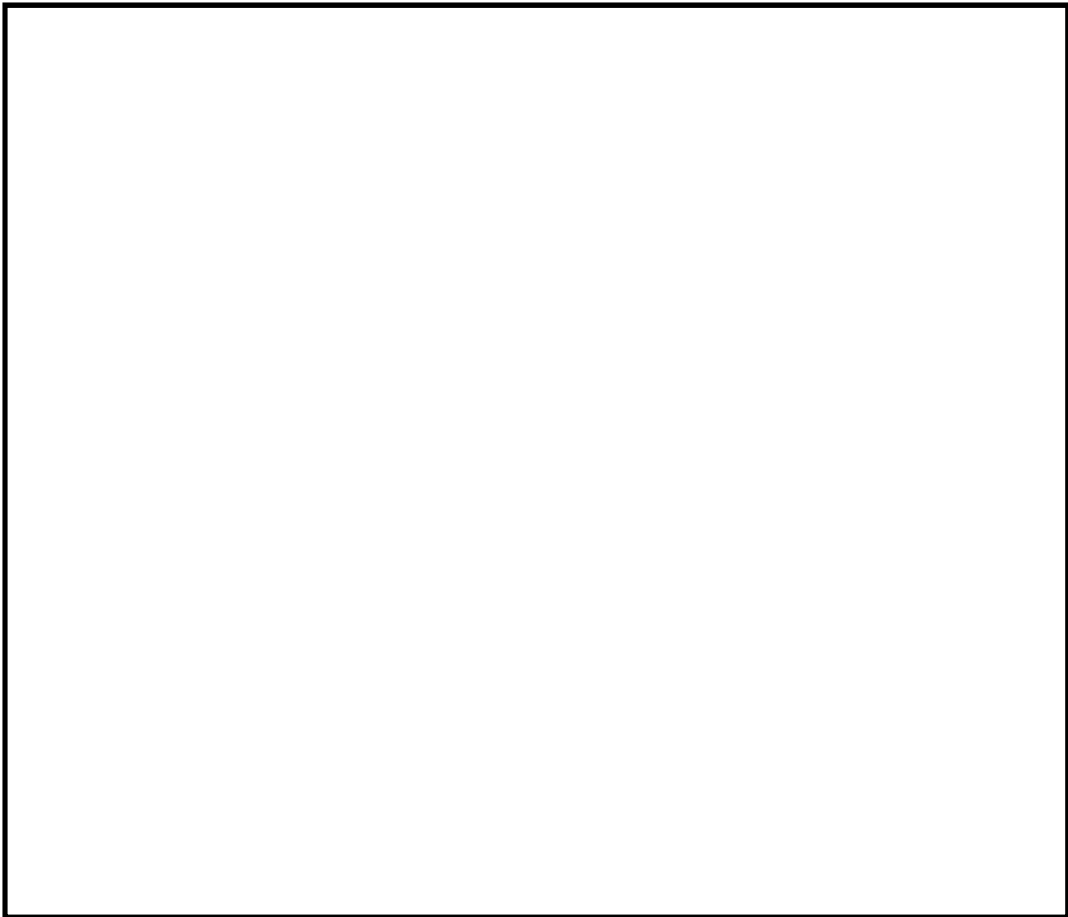
(原子炉建屋の基準地震動 S_s から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。





また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

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

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

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

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

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

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

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

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

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

る。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

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

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

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

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

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

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

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

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

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

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

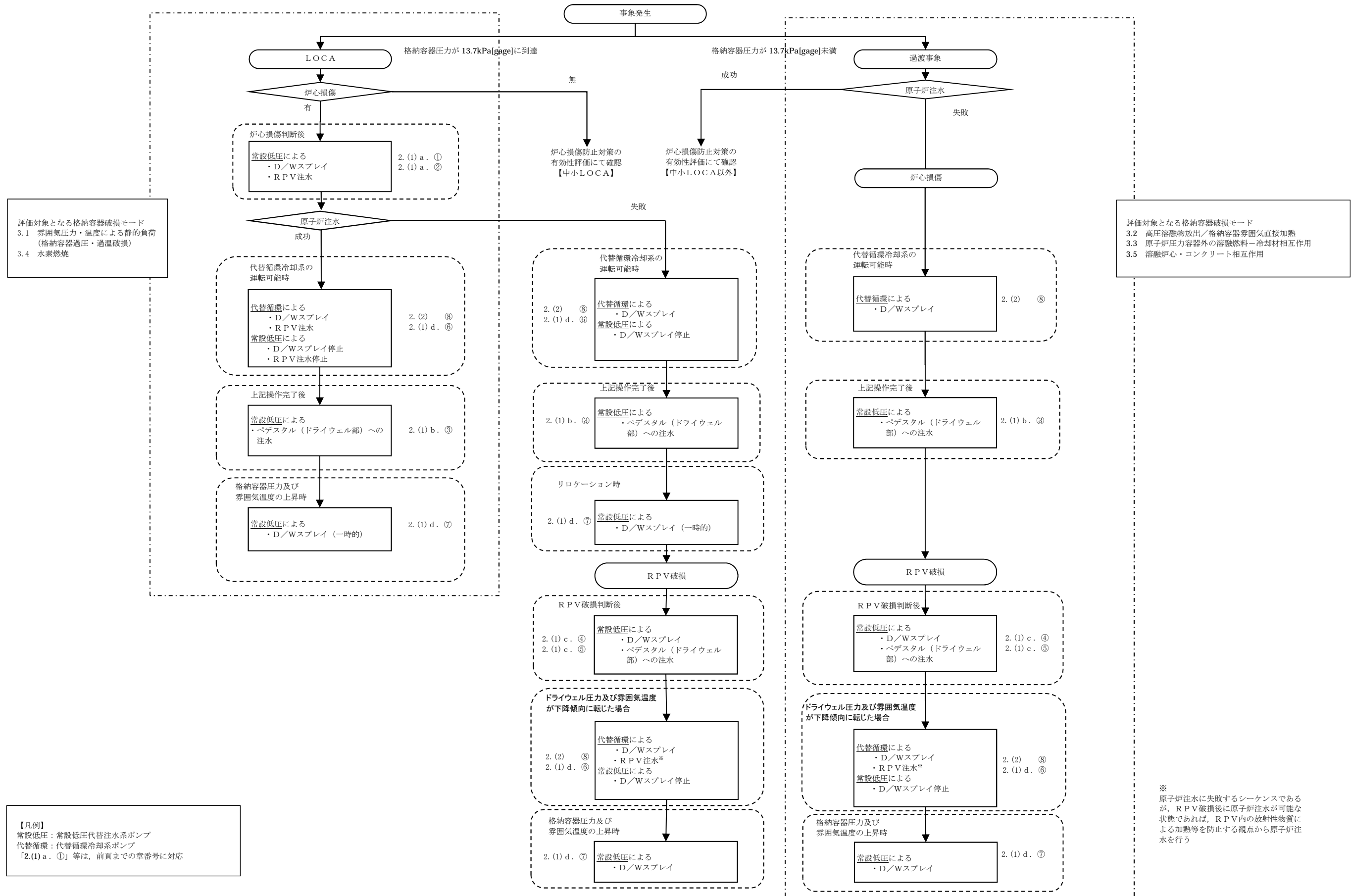
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

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

3. 各事象の対応の流れについて

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



第1図 事故対応の流れ

4. 長期安定停止に向けた対応について

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

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

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

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

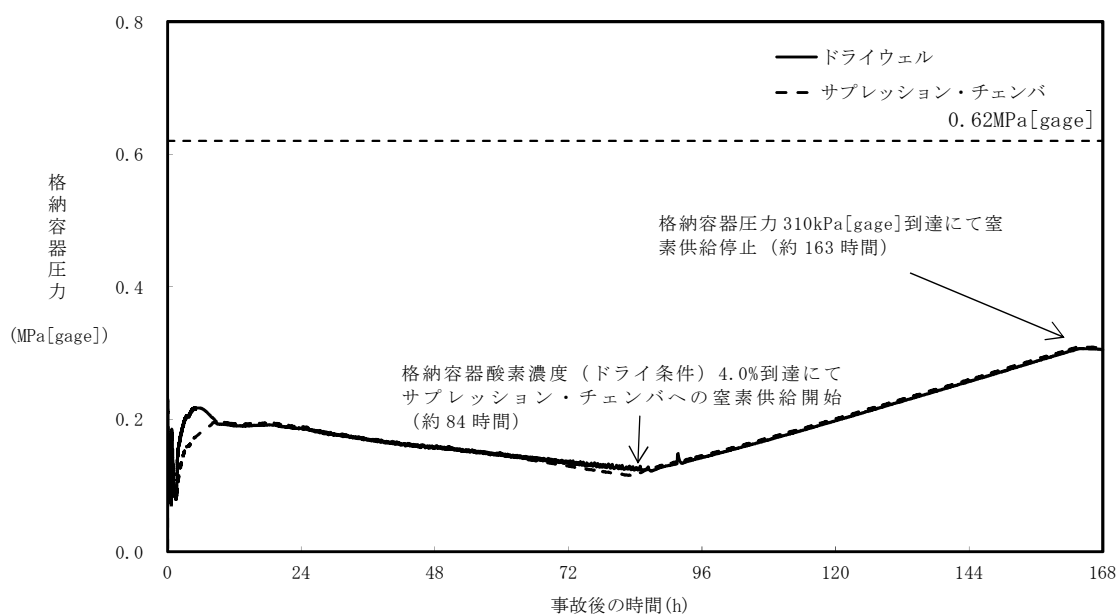
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

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

(2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

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

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

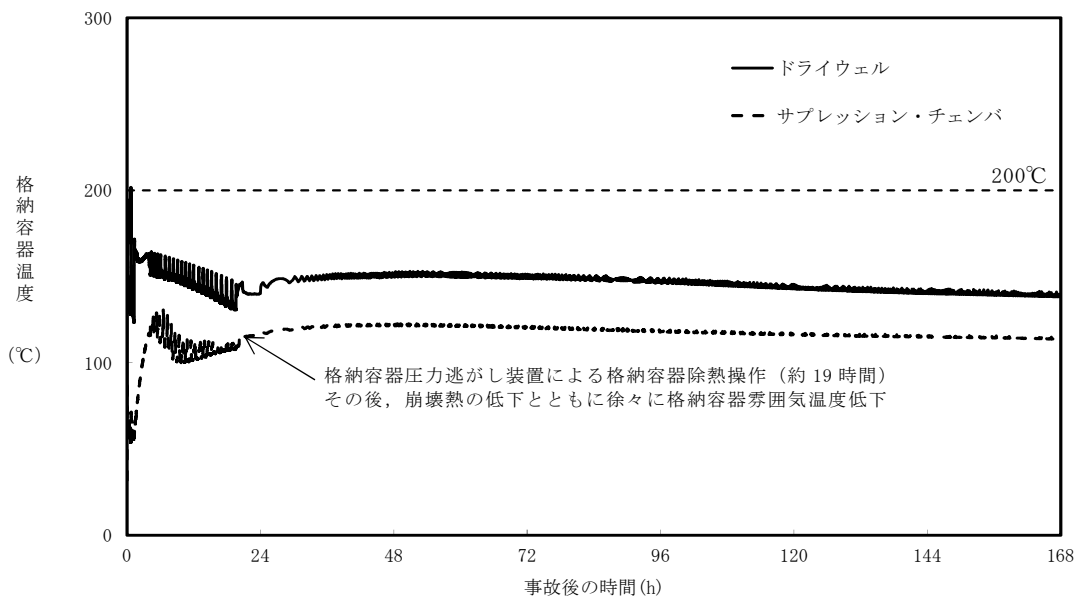


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

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

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

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



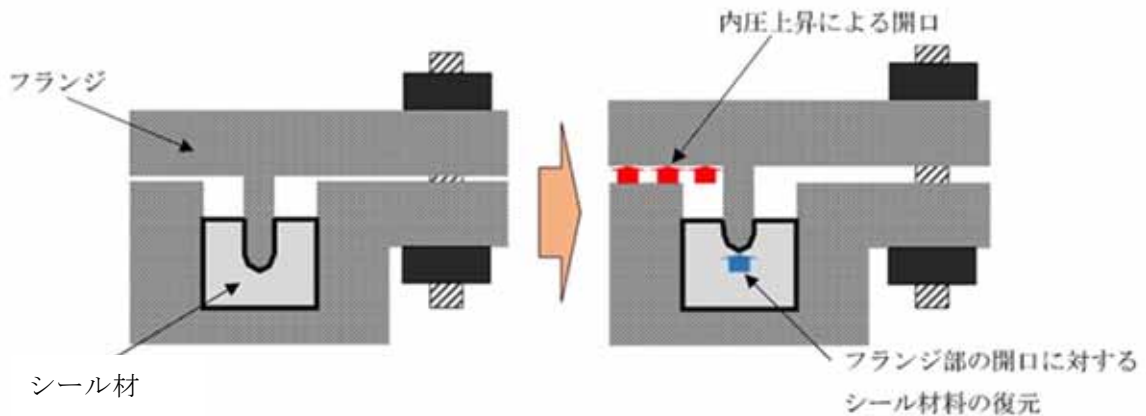
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量
の関係

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

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

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



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

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

(4) 7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

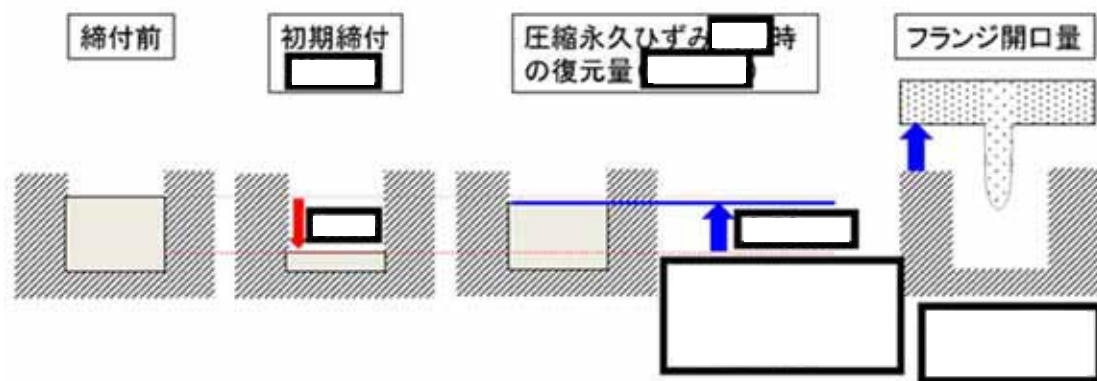
格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

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

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

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



第4図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

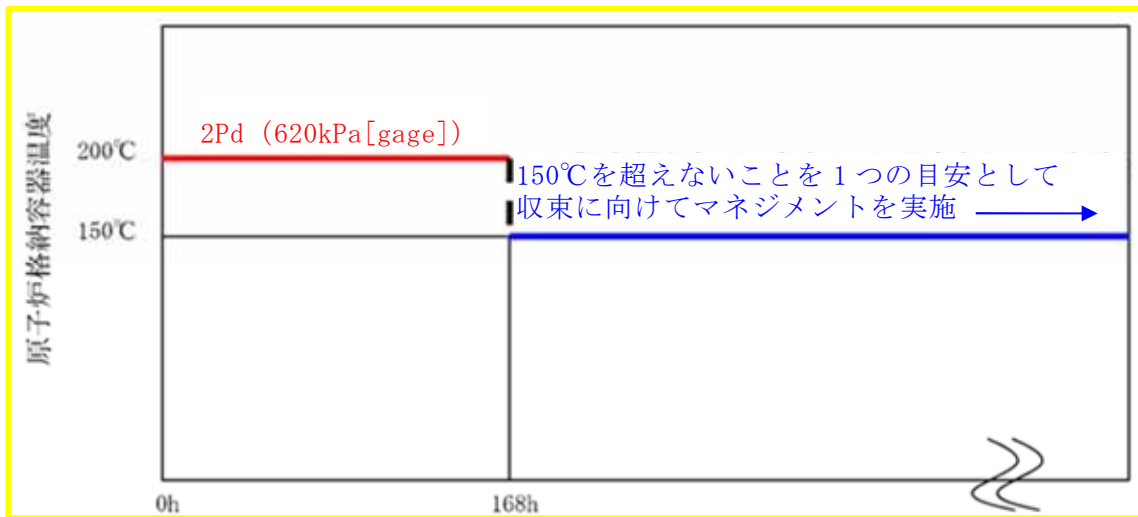
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良E P D M製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

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

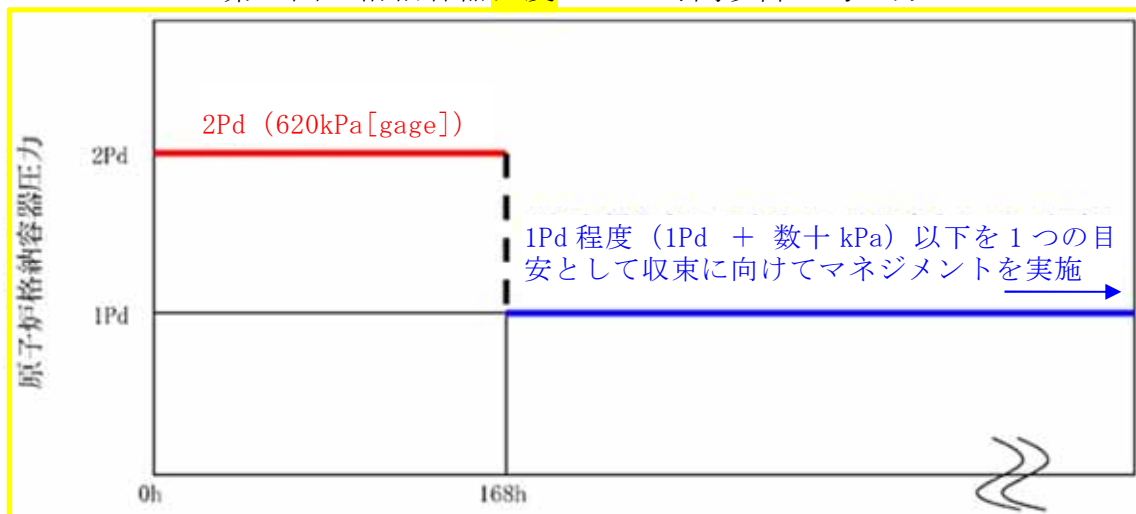
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

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

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol%以下とする運用の範囲



第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

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

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

| 累積放射線照射量 | ひずみ率 |
|----------|------|
| | |

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

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

a. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

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

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

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

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

b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

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

第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

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

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

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 | |
|---|-----------------------------------|----------------------------------|------------------------------------|---|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 | (1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | — | 原子炉圧力容器温度で300℃以上 | |
| | (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達 | サプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達 |
| | | b. 第二弁操作室の正圧化 | サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達 | サプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達 |
| | | c. フィルタ装置スクラビング水補給 | フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下 | フィルタ装置水位指示値がフィルタ装置スクラビング水補給開始の判断基準である1,500mm以下 |
| | | d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 | 原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満 | 原子炉格納容器内の圧力が格納容器ベント停止の判断基準である310kPa [gage] (1Pd) 未満 |
| | | | 原子炉格納容器内の温度が171℃未満 | 原子炉格納容器内の温度が格納容器ベント停止の判断基準である171℃未満 |
| | | f. フィルタ装置スクラビング水移送 | フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下 | フィルタ装置スクラビング水温度指示値がフィルタ装置スクラビング水移送開始の判断基準である55℃以下 |

操作手順の解釈一覧 (1/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|---|-----------------------------------|-------------------------------------|---|--|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 | (1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力にて代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上 | |
| | | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | |
| | | 代替循環冷却系原子炉注水流量指示値の上昇 | 代替循環冷却系原子炉注水流量指示値で100m ³ /hまで上昇 | |
| | | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0位置相当で冠水維持 | 原子炉水位（燃料域）等にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0位置相当で冠水維持 | |
| | (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 |
| | | | 原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満 | 原子炉格納容器内の圧力が格納容器ベント停止の判断基準である310kPa [gage] (1Pd) 未満 |
| | | | 原子炉格納容器内の温度171℃未満 | 原子炉格納容器内の温度が格納容器ベント停止の判断基準である171℃未満 |
| | | b. 第二弁操作室の正圧化 | サブプレッション・プール水位指示値が第二弁操作室の正圧化基準である通常水位+6.4mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が第二弁操作室の正圧化基準である通常水位+6.4mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達 | サブプレッション・プール水位が第二弁操作室の正圧化の判断基準である通常水位+6.4mから格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 |
| | | | 第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁により規定流量に調整し | 第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給流量調整弁により弁操作時は47.6 m ³ /h以上（待機時14.2 m ³ /h以上）に調整 |
| | | | 第二弁操作室内外の差圧指示値により第二弁操作室内の正圧化開始を確認し | 第二弁操作室内外の差圧指示値が20Pa [gage] により第二弁操作室内の正圧化開始を確認 |
| | | c. フィルタ装置スクラビング水補給 | フィルタ装置の水位の上昇を確認した後、通常水位（水位低）である2,530mm以上 | フィルタ装置水位指示値がスクラビング水補給停止の判断基準である通常水位（水位低）である2,530mm以上 |

操作手順の解釈一覧 (2/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|---|-----------------------------------|-------------------------|--|---|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 | (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 | 原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ~13.7kPa [gage] の間で制御 | ドライウエル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) ~13.7kPa [gage] の間で制御 |
| | | | ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達 | ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が不活性ガス（窒素）注入完了の判断基準である310kPa [gage] (1Pd) に到達 |
| | | | 可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力が低下したことを確認 | 可燃性ガス濃度制御系が起動可能な圧力である147kPa [gage]未満まで原子炉格納容器内の圧力が低下したことを確認 |
| | | | 原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達 | 格納容器スプレイ開始の判断基準である原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達 |
| | | e. フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 | フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下 | フィルタ装置スクラビング水温度にてフィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下 |
| | | f. フィルタ装置スクラビング水移送 | フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下 | フィルタ装置水位指示値がスクラビング水移送停止の判断基準である計測範囲下端である180mmまで低下 |
| | | | フィルタ装置水位指示値が通常水位（水位低）である2,530mm以上 | フィルタ装置水位指示値がスクラビング水補給停止の判断基準である通常水位（水位低）である2,530mm以上 |
| | | | フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下 | フィルタ装置水位指示値がスクラビング水移送停止の判断基準である計測範囲下端である180mmまで低下 |

操作の成立性の解釈一覧

| 手順 | | 操作の成立性記載内容 | 解釈 | |
|---|-----------------------------------|----------------------------------|--------------------------------|---|
| 1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧 破損防止のための対応 手順 | (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である通常水位+5.5mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 |
| | | | サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達 | サブプレッション・プール水位指示値が格納容器ベント開始の判断基準である通常水位+6.5mに到達 |

手順のリンク先について

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.7.2.1(2) c. フィルタ装置スクラビング水補給

- ・水源から接続口へのフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

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

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

1.13.2.1(7) a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

2. 1.7.2.1(2) f. フィルタ装置スクラビング水移送

- ・水源から接続口へのフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

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

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

1.13.2.1(7) a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

3. 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

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

- ・残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順

<リンク先> 1.6.2.3(1) a. (a) 代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱

1.6.2.3(1) a. (b) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ

1.6.2.3(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

1.6.2.3(2) a. (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

- ・可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度制御手順

<リンク先> 1.9.2.1(2) 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

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

- <リンク先> 1.13.2.1(2) a . 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- 1.13.2.1(4) a . 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水
- 1.13.2.1(7) a . 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水

・ 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

- <リンク先> 1.13.2.2(1) a . 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）
- 1.13.2.2(2) a . 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

・ 代替循環冷却系ポンプ，移送ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

- <リンク先> 1.14.2.2(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.2(1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.3(1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.4(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- 1.14.2.4(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

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

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

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

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

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

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

フォールトツリー解析の実施の考え方について

重大事故等対処のための手段及び設備の抽出にあたっては、設計基準事故対処設備の故障を想定し、その機能を代替するために、各設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、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手法（以下「機能喪失原因対策分析」という。）を用いている。

以下に機能喪失原因対策分析の実施の考え方を整理する。

1. 機能喪失原因対策分析が必須な条文

技術的能力審査基準に要求される「設計基準事故対処設備が有する〇〇機能が喪失した場合」に対処するための手順等を整備する条文を第1表「機能喪失原因対策分析が必須な条文」に示す。

機能喪失原因対策分析は、設計基準事故対処設備が有する機能に属する設備を網羅的に抽出することができ、その弱点の把握が明確となる。これを用いて、フロントライン系（設計基準事故対処設備）及びサポート系（動力源、冷却源）の故障を想定し、各々について事故対処に有効な機能を有する代替手段を抽出した。

2. 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

技術的能力審査基準に要求される「ある目的（〇〇するため、〇〇が必要な場合）」に対処するための手順等を整備する条文を第2表「機能喪失原因対策分析が必須でない条文」に示す。

これらの条文は、重大事故等時の個別の目的に対応する手段を抽出する。

この目的を達成するため、事故対処に有効な手段を全て整備することとしており、重大事故等対処設備はもとより設計基準事故対処設備を含む既設設備（以下「既設設備」という。）による手段を含む。

条文要求で整備する対策を抽出する際の考え方として、条文要求を満足させるために既設設備が重大事故等時に使用可能であれば、重大事故等対処設備として整備する。また、既設設備に重大事故等対処設備としての機能が不足しているものは、その機能を付加することができれば重大事故等対処設備として整備する。条文要求を満足する既設設備がないものについては、新規に設計し重大事故等対処設備として整備する。これにより条文要求に対応できる設備を網羅することができる（第1図）。

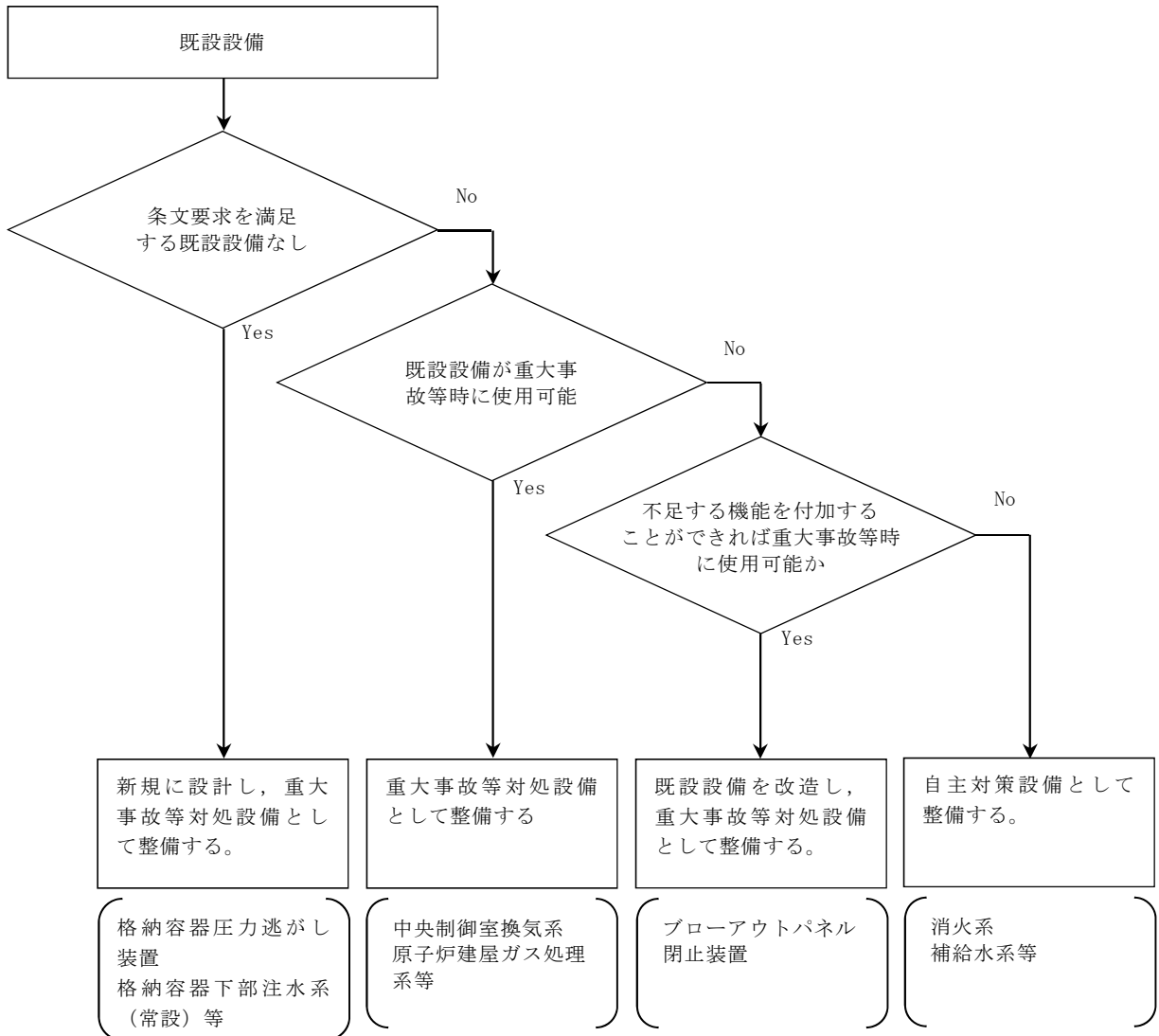
条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。

なお、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しない主な理由としては、耐震性がないこと、容量が小さいこと、準備に時間を要することなどが挙げられる。設備選定の考え方、その結果を第3表「機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方とその結果」に示す。

第2表内の「自主的に実施した機能喪失原因対策分析」欄に「○」で示した条文は、設計基準事故対処設備が使用できない場合を想定し、機能喪失原因対策分析を実施することで抜けなく重大事故対策を抽出するために自主的に実施したものである。また、機能喪失原因対策分析を実施していない条文は、故障を想定する設計基準事故対処設備に該当する設備がないものであり、前述の考え方を基に目的に応じた対応手段を抜けなく整備する。

第1表 機能喪失原因対策分析が必須な条文

| 条文 | 設計基準事故対処設備が有する機能 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 (代表的な設備) |
|-----|-------------------|---|
| 1.2 | 高圧時の発電用原子炉の冷却機能 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ, 高圧炉心スプレイ系ポンプ |
| 1.3 | 高圧時の発電用原子炉の減圧機能 | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) の自動減圧機能 |
| 1.4 | 低圧時の発電用原子炉の冷却機能 | 残留熱除去系 (低圧注水系) 及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ, 低圧炉心スプレイ系ポンプ |
| 1.5 | 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能 | 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系), 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ, 残留熱除去系海水系ポンプ |
| 1.6 | 原子炉格納容器内の冷却機能 | 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ |



第1図 機能喪失原因対策分析が必須でない条文における要求事項の設備選定の考え方

第2表 機能喪失原因対策分析が必須でない条文

| 条文 | 要求事項における手順等の目的 | 自主的に実施した機能喪失原因対策分析 〔実施していないものについては目的達成のための 対応手段と具体的な抽出の過程及び設備等〕 |
|------|--------------------------------------|--|
| 1.1 | 原子炉緊急停止 発電用原子炉を未臨界に移行する | ○ |
| 1.7 | 原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる | 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手段を整備 (1.5で整備した最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器圧力逃がし装置及び1.6で整備した原子炉格納容器内を除熱する代替循環冷却系を使用する。) |
| 1.8 | 原子炉格納容器破損防止 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 | ベDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止のための手段を整備 (1.2及び1.4で整備した発電用原子炉を冷却する手段に加え、ベDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心を冷却するための手段として、常設低圧代替注水系ポンプ等を使用する。) |
| 1.9 | 水素爆発による原子炉格納容器破損防止 | 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段を整備 (1.7で整備した原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段に加え、原子炉格納容器内を不活性化するための手段として、可搬型窒素供給装置を使用する。) |
| 1.10 | 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止 | 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手段を整備 (既設設備である原子炉建屋ガス処理系に加え、静的触媒式水素再結合器を使用する。) |
| 1.11 | 使用済燃料貯蔵槽の冷却、臨界防止 | ○ |
| 1.12 | 工場等外への放射性物質の拡散抑制 | 工場等外への放射性物質の拡散抑制、航空機燃料火災時に消火する手段を整備 (大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災時の消火に可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)等を使用する。) |
| 1.13 | 重大事故等の収束に必要な水源の確保、供給 | ○ |
| 1.14 | 重大事故等発生時の必要な電力の確保 | ○ |
| 1.15 | 重大事故等対処に必要なパラメータの推定 | ○ |
| 1.16 | 原子炉制御室に運転員がとどまるため | 中央制御室の居住性に係る手段を整備 (既設設備である中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系に加え、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等を使用する。) |
| 1.17 | 放出される放射性物質濃度等の監視等 | 放射性物質の濃度及び放射線量の測定、気象条件を測定する手段を整備 (既設設備であるモニタリング・ポスト、気象観測設備に加え、可搬型モニタリング・ポスト、可搬型気象観測設備等を使用する。) |
| 1.18 | 緊急時対策所に要員がとどまるため | ○ |
| 1.19 | 通信連絡を行う必要がある場所との通信連絡 | 発電所内外の通信連絡するための手段を整備 (既設設備である送受話器(ページング)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)に加え、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)等を使用する。) |

第3表 機能喪失原因対策分析を用いていない条文に対する設備抽出の考え方
とその結果

(1) 1.7 原子炉格納容器の過圧破損防止

原子炉格納容器の過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備、及び原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設計事故対処設備が機能喪失する1.6における機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下することが可能な以下の設備を選定する。

①1.6における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

| 1.6で整備した設備 | 1.7で整備した設備 |
|--|--|
| ◎代替循環冷却系 ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ | ◎代替循環冷却系 ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ |
| ●代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 | — |
| ●代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 | — |
| ●消火系 ・電動駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク | — |
| ●補給水系 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク | — |
| ◎ドライウエル内ガス冷却装置 ・ドライウエル内ガス冷却装置送風機 ・ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル | — |

下線部は自主対策設備を示す。

◎：原子炉格納容器内の減圧・除熱が可能、●：原子炉格納容器内の除熱ができない

②原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下する設備

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.7で整備した設備 |
|--|--|--|
| 格納容器圧力逃がし装置 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) ・差圧計 ・遠隔人力操作機構 ・可搬型窒素供給装置 ・圧力開放板 | 格納容器圧力逃がし装置 <ul style="list-style-type: none"> ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・<u>第一弁 (S/C側) バイパス弁</u> ・<u>第一弁 (D/W側) バイパス弁</u> | 格納容器圧力逃がし装置 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置 ・第一弁 (S/C側) ・第一弁 (D/W側) ・第二弁 ・第二弁バイパス弁 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) ・差圧計 ・遠隔人力操作機構 ・可搬型窒素供給装置 ・圧力開放板 ・<u>第一弁 (S/C側) バイパス弁</u> ・<u>第一弁 (D/W側) バイパス弁</u> |
| 遠隔人力操作機構 <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) ・差圧計 | - | 遠隔人力操作機構 <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔人力操作機構 ・第二弁操作室遮蔽 ・第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) ・差圧計 |

下線部は自主対策設備を示す。

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却

ペDESTAL (ドライウェル部) の床面に落下した熔融炉心を冷却するためには、ペDESTAL (ドライウェル部) へ注水できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下を遅延・防止するためには、原子炉圧力容器へ注水できる設備を選定する必要があるため、1.2及び1.4で機能喪失原因対策分析の結果抽出された原子炉圧力容器へ注水できる以下の設備を選定する。

①ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水できる設備

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.8で整備した設備 |
|---|--|---|
| 格納容器下部注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・コリウムシールド※1 | — | 格納容器下部注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 ・コリウムシールド※1 |
| 格納容器下部注水系（可搬型） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・コリウムシールド※1 | — | 格納容器下部注水系（可搬型） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 ・コリウムシールド※1 |
| 消火系 ・コリウムシールド※1 | 消火系 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク | 消火系 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・コリウムシールド※1 |
| 補給水系 ・コリウムシールド※1 | 補給水系 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク | 補給水系 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク ・コリウムシールド※1 |

下線部は自主対策設備を示す。

※1：溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びペDESTAL（ドライウエル部）構造への熱影響を抑制するため、新たに設置した設備。

②原子炉圧力容器へ注水できる設備

| 1.2で整備した設備 | 1.4で整備した設備 | 1.8で整備した設備 |
|--|---|---|
| — | — | 原子炉隔離時冷却系 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ |
| 高圧代替注水系 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ ・逃がし安全弁（安全弁機能） | — | 高圧代替注水系 ・常設高圧代替注水系ポンプ ・サブプレッション・チェンバ |
| — | 低圧代替注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 | 低圧代替注水系（常設） ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 |
| — | 低圧代替注水系（可搬型） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 | 低圧代替注水系（可搬型） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 |
| — | 代替循環冷却系 ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ | 代替循環冷却系 ・代替循環冷却系ポンプ ・残留熱除去系熱交換器 ・サブプレッション・チェンバ ・残留熱除去系海水系ポンプ ・残留熱除去系海水系ストレーナ ・緊急用海水ポンプ ・緊急用海水系ストレーナ ・可搬型代替注水大型ポンプ |
| — | 消火系 ・電動駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク | 消火系 ・ディーゼル駆動消火ポンプ ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク |
| — | 補給水系 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク | 補給水系 ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク |

下線部は自主対策設備を示す。

(3) 1.9 水素爆発による原子炉格納容器破損防止

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、水素濃度を低減できる設備及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.9で整備した設備 |
|--|---|---|
| — | 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系※ ² | 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系※ ² |
| 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 | — | 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 ・可搬型窒素供給装置 |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ・遠隔人力操作機構 | — | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ・遠隔人力操作機構 |
| — | 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 ・可燃性ガス濃度制御系ブロウ ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 | 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 ・可燃性ガス濃度制御系ブロウ ・可燃性ガス濃度制御系加熱器 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器 ・可燃性ガス濃度制御系冷却器 |
| 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） | — | 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内酸素濃度（SA） |
| 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・緊急用海水ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ | 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・残留熱除去系海水系ポンプ | 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・緊急用海水ポンプ ・残留熱除去系海水系ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ |

下線部は自主対策設備を示す。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではない。

(4) 1.10 水素爆発による原子炉建屋等損傷防止

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するためには、水素を制御する設備又は水素を排出できる設備、及び水素濃度を監視できる設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.10 で整備した設備 |
|--|---|---|
| — | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタトレイン ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン |
| 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 | — | 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・静的触媒式水素再結合器 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 |
| 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度 | — | 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 ・原子炉建屋水素濃度 |
| 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 | — | 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽 |
| 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 | — | 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） ・可搬型代替注水中型ポンプ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・西側淡水貯水設備 ・代替淡水貯槽 |

(5) 1.12 発電所外への放射性物質の拡散抑制

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためには、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う必要があるため、新たに整備した設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、消火を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.12 で整備した設備 |
|---|--|--|
| 大気への放射性物質の拡散抑制 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・<u>ガンマカメラ</u> ・<u>サーモカメラ</u> | — | 大気への放射性物質の拡散抑制 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・<u>ガンマカメラ</u> ・<u>サーモカメラ</u> |
| 海洋への放射性物質の拡散抑制 <ul style="list-style-type: none"> ・汚濁防止膜 ・<u>放射性物質吸着材</u> | — | 海洋への放射性物質の拡散抑制 <ul style="list-style-type: none"> ・汚濁防止膜 ・<u>放射性物質吸着材</u> |
| — | 初期対応における延焼防止処置 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>化学消防自動車</u> ・<u>水槽付消防ポンプ自動車</u> ・<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> ・<u>消火栓（原水タンク）</u> ・<u>防火水槽</u> | 初期対応における延焼防止処置 <ul style="list-style-type: none"> ・<u>化学消防自動車</u> ・<u>水槽付消防ポンプ自動車</u> ・<u>泡消火薬剤容器（消防車用）</u> ・<u>消火栓（原水タンク）</u> ・<u>防火水槽</u> |
| 航空機燃料火災への泡消火 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） | — | 航空機燃料火災への泡消火 <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） ・放水砲 ・泡混合器 ・泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） |

下線部は自主対策設備を示す。

(6) 1.16 中央制御室の居住性

重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備を選定する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.16 で整備した設備 |
|--|--|--|
| 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル強制開放装置 | 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空気調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 | 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系等による居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室換気系空気調和機ファン ・中央制御室換気系フィルタ系ファン ・中央制御室換気系フィルタユニット ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス再循環系排風機 ・ブローアウトパネル閉止装置 ・ブローアウトパネル強制開放装置 |
| 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保 ・中央制御室待避室 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} | 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保 ・中央制御室 | 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保 ・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・酸素濃度計 ^{※3} ・二酸化炭素濃度計 ^{※3} |
| 可搬型照明（S A）による照明の確保 ・中央制御室待避室 ・可搬型照明（S A） | 可搬型照明（S A）による照明の確保 ・中央制御室 | 可搬型照明（S A）による照明の確保 ・中央制御室 ・中央制御室待避室 ・可搬型照明（S A） |
| 中央制御室待避室による居住性確保 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室遮蔽 ・データ表示装置（待避室） ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ポンベ） ・衛星電話設備（可搬型）（待避室） ・差圧計 | 中央制御室待避室による居住性確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 | 中央制御室待避室による居住性確保 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・中央制御室待避室 ・中央制御室待避室遮蔽 ・データ表示装置（待避室） ・中央制御室待避室 空気ポンベユニット（空気ポンベ） ・衛星電話設備（可搬型）（待避室） ・差圧計 |
| — | その他の放射線防護措置等 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・防護具（全面マスク） ^{※4} | その他の放射線防護措置等 ・中央制御室 ・中央制御室遮蔽 ・防護具（全面マスク） ^{※4} |
| 汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明（S A） ・防護具及びチェンジングエリア用資機材 ^{※4} | — | 汚染の持ち込み防止 ・可搬型照明（S A） ・防護具及びチェンジングエリア用資機材 ^{※4} |

※3：計測器本体を示すため計器名を記載

※4：放射線からの防護のために用いる防護具（全面マスク等）及び汚染の持ち込み防止のために用いるチェンジングエリア用資機材（テントハウス等）を資機材と位置付ける。

(7) 1.17 監視測定

重大事故等が発生した場合でも、発電所及びその周辺において、**発電用**原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1.17で整備した設備 |
|---|--|--|
| — | モニタリング・ポストによる放射線量の測定 ・ <u>モニタリング・ポスト</u> | モニタリング・ポストによる放射線量の測定 ・ <u>モニタリング・ポスト</u> |
| 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・リヤカー※ ⁵ | | 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 ・可搬型モニタリング・ポスト ・リヤカー※ ⁵ |
| — | 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定 ・ <u>放射能観測車</u> | 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定 ・ <u>放射能観測車</u> |
| 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ) ・リヤカー※ ⁵ ・採取用資機材※ ⁵ ・ <u>Geγ線多重波高分析装置</u> ・ <u>ガスフロー式カウンタ</u> | — | 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ) ・リヤカー※ ⁵ ・採取用資機材※ ⁵ ・ <u>Geγ線多重波高分析装置</u> ・ <u>ガスフロー式カウンタ</u> |
| 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ) ・電離箱サーベイ・メータ ・リヤカー※ ⁵ ・採取用資機材※ ⁵ ・小型船舶 ・船舶運搬車※ ⁵ ・ <u>Geγ線多重波高分析装置</u> ・ <u>ガスフロー式カウンタ</u> | 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 ・ <u>排気筒モニタ</u> ・ <u>液体廃棄物処理系出口モニタ</u> | 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 ・可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ) ・電離箱サーベイ・メータ ・リヤカー※ ⁵ ・採取用資機材※ ⁵ ・小型船舶 ・船舶運搬車※ ⁵ ・ <u>Geγ線多重波高分析装置</u> ・ <u>ガスフロー式カウンタ</u> ・ <u>排気筒モニタ</u> ・ <u>液体廃棄物処理系出口モニタ</u> |
| — | 気象観測設備による気象観測項目の測定 ・ <u>気象観測設備</u> | 気象観測設備による気象観測項目の測定 ・ <u>気象観測設備</u> |
| 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・リヤカー※ ⁵ | — | 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 ・可搬型気象観測設備 ・リヤカー※ ⁵ |

下線部は自主対策設備を示す。

※⁵：設備の運搬、試料の採取及びバックグラウンド低減対策に用いる資機材と位置付ける。

(8) 1.19 通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必

要がある場所と通信連絡を行う必要があるため、新たに整備した設備及び既存設備を選定する。

| 新たに整備した設備 | 既存設備 | 1. 19 で整備した設備 |
|--|---|--|
| 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型有線通話装置 ・安全パラメータ表示システム（SPDS） | 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・送受話器（ページング） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX） | 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・携行型有線通話装置 ・送受話器（ページング） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX） ・安全パラメータ表示システム（SPDS） |
| 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FA X） ・データ伝送設備 | 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX） ・加入電話設備（加入電話及び加入 FAX） ・テレビ会議システム（社内） ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） | 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡 <ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話及び IP-FA X） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び FAX） ・加入電話設備（加入電話及び加入 FAX） ・テレビ会議システム（社内） ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） ・データ伝送設備 |

下線部は自主対策設備を示す。

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

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

c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
- b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
- c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
- f. 消火系による原子炉圧力容器への注水
- g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
- h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2 自主対策設備仕様

添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性

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

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

2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

- (1) 系統構成

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

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

添付資料 1.8.6 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

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

添付資料 1.8.8 原子炉圧力容器の破損判断について

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

添付資料 1.8.10 解釈一覧

添付資料 1.8.11 手順のリンク先について

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉格納容器の破損を防止するた

め、溶融し、原子炉格納容器の下部（以下「ペDESTAL（ドライウエル部）」という。）に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

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

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査

基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8-1表に整理する。

a. ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

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

また、原子炉圧力容器破損後はペDESTAL (ドライウエル部) に注水することで、ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCC I の抑制を図る。

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

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

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

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段がある。

i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・低圧代替注水系配管・弁

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

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

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

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

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

なお、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

iii) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

- ・ろ過水貯蔵タンク

- ・多目的タンク

- ・消火系配管・弁

- ・格納容器下部注水系配管・弁

- ・原子炉格納容器床ドレン系配管・弁

- ・原子炉格納容器機器ドレン系配管・弁

- ・原子炉格納容器

- ・コリウムシールド

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

iv) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ

- ・復水貯蔵タンク

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、原子炉格納容器床ドレン系配管・弁、原子炉格納容器、コリウムシールド、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.8.1, 添付資料1.8.9)

以上の重大事故等対処設備により、ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、ペDESTAL (ドライウエル部) へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.8.2)

b. 溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部) の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，低圧代替注水系 (常設)，低圧代替

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

原子炉隔離時冷却系を設計基準事故及び重大事故等時の対処に用いる場合の水源は、サプレッション・チェンバである。また、原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源は、サプレッション・チェンバのほかに復水貯蔵タンクもあるが、サプレッション・チェンバを優先して使用する。なお、復水貯蔵タンクを使用する場合のサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は

以下のとおり。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高圧代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

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

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

iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

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

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・西側淡水貯水設備
- ・代替淡水貯槽
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・残留熱除去系C系配管・弁
- ・低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

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

v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ

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

vi) 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水貯蔵タンク
- ・ 多目的タンク
- ・ 消火系配管・弁
- ・ 残留熱除去系 B 系配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

vii) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系配管・弁
- ・消火系配管・弁
- ・残留熱除去系 B 系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、サプレッション・チェンバ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管・弁、原子炉隔

離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

高压代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，常設高压代替注水系ポンプ，サプレッション・チェンバ，高压代替注水系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管・弁，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高压代替注水系（注水系）配管・弁，高压炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，常設低压代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽，低压代替注水系配管・弁，残留熱除去系C系配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，低压代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ，低压代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，低压代替注水系配管・弁，残留熱除去系C系配管・弁，低压炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ，ホース，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、サブレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、代替循環冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、原子炉圧力容器、残留熱除去系海水系ポンプ、残留熱除去系海水系ストレーナ、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.8.1)

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

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

使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び消火系配管・弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.8.2)

c. 手順等

上記「a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.8-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.8-2表，第1.8-3表）。

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

(添付資料1.8.3)

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

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

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

サブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

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

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

- ・全交流動力電源喪失及び炉心損傷時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により

原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

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

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下（喪失）、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達により確認する。

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

（添付資料1.8.8）

(b) 操作手順

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

概要図を第1.8-1図に、タイムチャートを第1.8-2図に示す。

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

- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施し、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウェル部）への流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉している場合は、開とする。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するために必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL

タル注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とする。

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

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

【ペDESTAL（ドライウェル部）水位確保】

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

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水】

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

告する。

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

⑭^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

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

⑭^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

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

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

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

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

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

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

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため，ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

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

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の判断基準】

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

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

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.8-3図に，タイムチャートを第1.8-4図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に
低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は，発電長に格納容器下部注水系（可搬型）
で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

- ③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施し、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉している場合は、開とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するために必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示す

る。

⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とする。

⑪運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長代理に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。

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

⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

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

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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

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

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

㉑^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

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

㉑^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

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

(c) 操作の成立性

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

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

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

【高所西側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）水位確保

の場合】（水源：西側淡水貯水設備）

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

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

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

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

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

【高所東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】

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

【高所西側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】

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

【原子炉建屋東側接続口を使用した原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】

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

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

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

(添付資料1.8.4)

c. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

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

サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

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

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

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.8-5図に，タイムチャートを第1.8-6図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施し，格納容器下部注水系ペDESTAL

注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン
流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、ペDESTAL（ドライウエル部）への
流入水を制限する制限弁が閉、及びベント管に接続する排水弁が
開であることを確認する。なお、ベント管に接続する排水弁が閉
している場合は、開とする。

④運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウ
エル部）への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保され
ていることを状態表示等により確認する。

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

⑥発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル
部）へ注水するための系統構成を指示する。

⑦運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉とす
る。

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

⑨発電長は、運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示す
る。

⑩運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動
し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以
上であることを確認した後、発電長に報告する。

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

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入

ライン隔離弁を開とする。

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

⑬運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

⑭運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

⑯^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

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

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

⑩^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】

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

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

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

温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.8.4)

d. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

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

サブプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）**水位確保**の判断基準】

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

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

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.8-7図に，タイムチャートを第1.8-8図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の電源切替え操作を実施し，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて，ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限する制限弁が閉，及びベント管に接続する排水弁が開であることを確認する。なお，ベント管に接続する排水弁が閉している場合は，開とする。
- ④運転員等は中央制御室にて，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

- ⑤運転員等は，発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ⑦災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ⑧重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。
- ⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長代理は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑪発電長は，運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑫運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開とする。
- ⑬運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉とする。
- ⑭運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開とする。
- ⑮運転員等は，発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑯発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約 0.84MPa [gage] 以上であるこ

とを確認した後、発電長に報告する。

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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

- ⑲運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

- ⑳運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開とし、補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

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

- ㉒^a 溶融炉心堆積高さ0.2m未満の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水

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

②^b 溶融炉心堆積高さ0.2m以上の場合

運転員等は中央制御室にて、溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温（水温計兼デブリ堆積検知用）で0.2m以上であることを確認後、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m³/hに調整し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を2.25m～2.75mに維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保の場合】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合】

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

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

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

(添付資料1.8.4)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により交流動力電源を確保し、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を実施する。

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

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

なお、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合に実施する。

（添付資料1.8.5, 添付資料1.8.6, 添付資料1.8.7）

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

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

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

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，給水・復水系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，原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-9図に，タイムチャートを第1.8-10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

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

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

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

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開とし，原子炉隔離時冷却系ポンプを起動させ，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑥発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで3分以内と想定する。

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

b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において，給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，給水・復水系，原子炉隔離

時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-11図に、タイムチャートを第1.8-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水に必要な原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の電源切替え操作を実施し、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉とする。

⑦運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開とする。

⑧運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への

注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

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

⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水・復水系、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、低圧代替注水系（常設）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、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）の運転状態確認後、逃がし

安全弁により減圧を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、給水・復水系、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で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-13図に、タイムチャートを第1.8-14図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系C系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（C）の操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプの起動が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系C系注入弁を開とし、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉

圧力容器への注水開始まで7分以内と想定する。

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

d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，低圧代替注水系

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

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお，水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び

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

概要図を第1.8-15図に、タイムチャートを第1.8-16図に示す（残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑩以外同様。）。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に
低圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）
の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使
用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系
（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に残留熱除去系C系配管又は低圧炉心スプレ
イ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力
容器への注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原
子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁又は低圧
炉心スプレイ系注入弁の電源切替え操作を実施し、残留熱除去系
C系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の表示灯が点灯したこ
とを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原
子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保
されていることを状態表示等により確認する。

- ⑦運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系ポンプ（C）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑧運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑩^a 残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合
運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁，残留熱除去系C系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開とする。
- ⑩^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合
運転員等は中央制御室にて，原子炉注水弁，低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開とする。
- ⑪運転員等は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑫発電長は，災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長代理は，発電長に低圧代替注水系（可搬型）とし

て使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、原子炉建屋東側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

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

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

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、（常設ライン狭帯域用）又は低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、（可搬ライン狭帯域用）の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長代理に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを連絡する。

㉑発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0

以上に維持するように指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.8.4）

e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

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

なお，常設低圧代替注水系ポンプ又は西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替格納容器スプレイ冷却系は残留熱除去系B系配管を用いるため，残留熱除去系B系配管を使用しない代替循環冷却系ポンプ（A）を優先して使用する。また，注水を行う際は，

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（代替循環冷却系 B 系による原子炉圧力容器への注水手順も同様。）。

概要図を第1.8-17図に，タイムチャートを第1.8-18図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系 A 系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系 A 系注入弁の電源切替え操作を実施し，残留熱除去系 A 系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系 A 系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系 A 系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認する。

- ④運転員等は、発電長に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注水配管分離弁、残留熱除去系A系ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉とする。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）入口弁及び代替循環冷却系A系テスト弁を開とする。
- ⑨運転員等は、発電長に代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプ（A）の起動を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ（A）を起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系A系による原子炉压力容器への注水の開始を指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を開とした後、代替循環冷却系A系注入弁を開するとともに、代替循環冷却系A系テスト弁を閉する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器への注水が開始され

たことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

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

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により

減圧を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-19図に、タイムチャートを第1.8-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は、発電長に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、運転員等に消火系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑤運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉とする。
- ⑥運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了

したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等にディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

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

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開とする。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開とする。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持するように指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

(添付資料1.8.4)

g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

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

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態であり、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用メタルクラッド開閉装置（以下「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）が受電され、緊急用M/Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）2C又はMCC 2Dの受電が完了し、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合で、復水貯蔵タンクの

水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-21図に、タイムチャートを第1.8-22図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は、発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ⑤災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ⑥重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長代理は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑩運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡

ライン止め弁を開とする。

⑪運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉とする。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開とする。

⑬運転員等は、発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑭発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑯発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

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

⑱発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L 0以上に維持するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L 0以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

水開始まで110分以内と想定する。

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

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

h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.8-23図に、タイムチャートを第1.8-24図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は、発電長にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備が完了したことを報告する。

- ④発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の開始を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A又はSYS B」位置にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施し、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水が全量注入されたことを確認した後、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）の停止を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

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

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

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

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

注水を行う際は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を同時並行で実施する。

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又

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

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。

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

（添付資料1.8.5，添付資料1.8.6）

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁による減圧手順については、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。

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

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

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

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

常設低圧代替注水系ポンプ，復水移送ポンプ，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に

て整備する。

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

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

第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／5）

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

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/5)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|-----------------------------------|-----------------------------|-------------------------------|---|---|
| 溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源) | 原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ ^{※2} 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による | 常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ ^{※2} 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替直流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉圧力容器への注水 低圧代替注水系(常設)による | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2} 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料給油設備 ^{※3} | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (4/5)

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/5）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|-----------------------------------|-----------------------------|-------------------------------|---|---|
| 熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） | 原子炉圧力容器への注水 補給水系による | 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※ ² 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ほう酸水注入系による | ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク※ ² ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

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

第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

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

監視計器一覧 (2/12)

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

監視計器一覧 (3/12)

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

監視計器一覧 (4/12)

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

監視計器一覧 (5/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|----------------|--|
| 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 |
| | | 電源 | 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 |
| | | 補機監視機能 | 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 原子炉隔離時冷却系系統流量 |
| | | 補機監視機能 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位 |

監視計器一覧 (6/12)

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

監視計器一覧 (7/12)

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

監視計器一覧 (8/12)

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

監視計器一覧 (9/12)

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

監視計器一覧 (10/12)

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

監視計器一覧 (11/12)

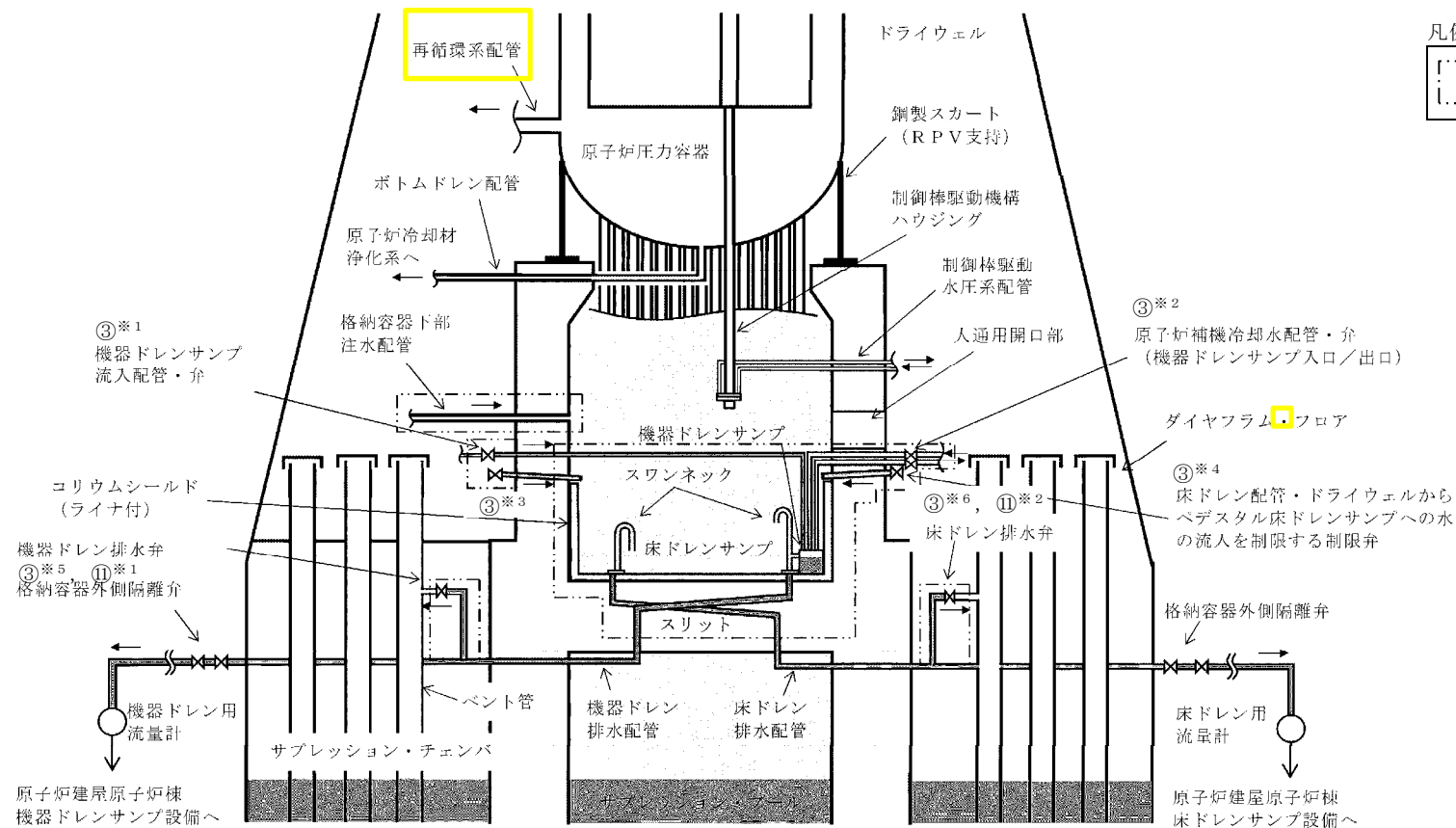
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|---------------------|----------------|---|
| 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)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

監視計器一覧 (12/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|----------------|--|
| 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 h. ほう酸注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉压力容器内の温度 | 原子炉压力容器温度 |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) |
| | | 電源 | 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 |

第1.8-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|--|------------------|---|
| <p>【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> | 常設低圧代替注水系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用P/C |
| | 低圧代替注水系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 格納容器下部注水系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 原子炉隔離時冷却系（注水系） 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2A |
| | 高圧代替注水系（蒸気系） 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 |
| | 高圧代替注水系（注水系） 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 |
| | 残留熱除去系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 |
| | 低圧炉心スプレイ系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 |
| | 代替循環冷却系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用P/C |
| | 代替循環冷却系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | ほう酸水注入ポンプ | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系 |
| | ほう酸水注入系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系 |



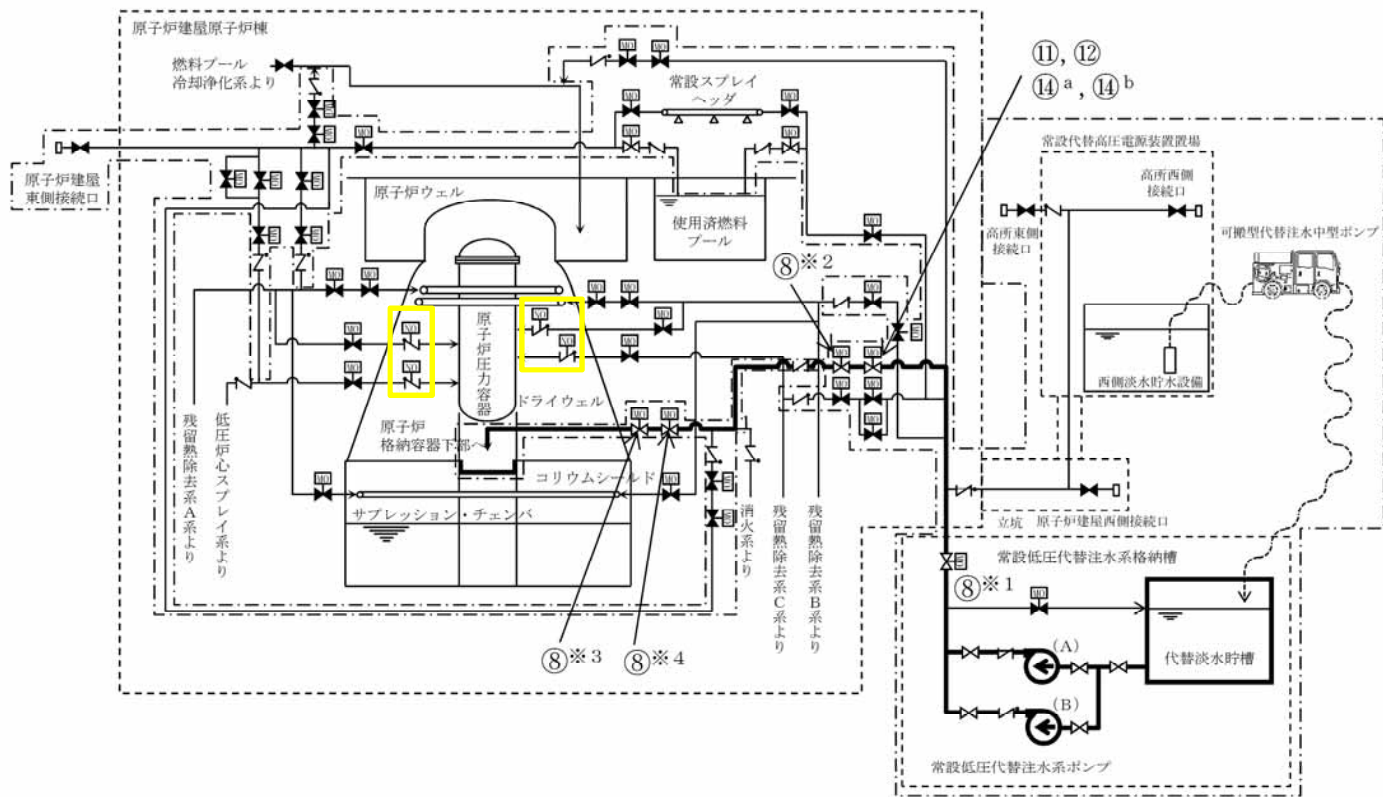
凡例

| | |
|--|------------------|
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |
|--|------------------|

| 操作手順 | 弁名称 |
|--------------------|-----|
| ③*1, ③*2, ③*3, ③*4 | 制限弁 |
| ③*5, ③*6, ⑪*1, ⑪*2 | 排水弁 |

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

第1.8-1図 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水 概要図（1/2）



凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|------------------------|---------------------------------------|--------------------------|
| ⑧※1 | 常設低圧代替注水系系統分離弁 | ⑧※4 | 格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁 |
| ⑧※2 | 格納容器下部注水系ペダスタル注水弁 | ⑪, ⑫, ⑭ ^a , ⑭ ^b | 格納容器下部注水系ペダスタル注水流量調整弁 |
| ⑧※3 | 格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁 | | |

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

第1.8-1図 格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウェル部）への注水 概要図（2/2）

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|--------------------|---|---------------|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 17分 | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 2 | 必要な負荷の電源切替え操作 | | | | | | | | | | | | |
| | | | 排水弁開操作 | | | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成、注水開始操作 | | | | | | | | | | | | |

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

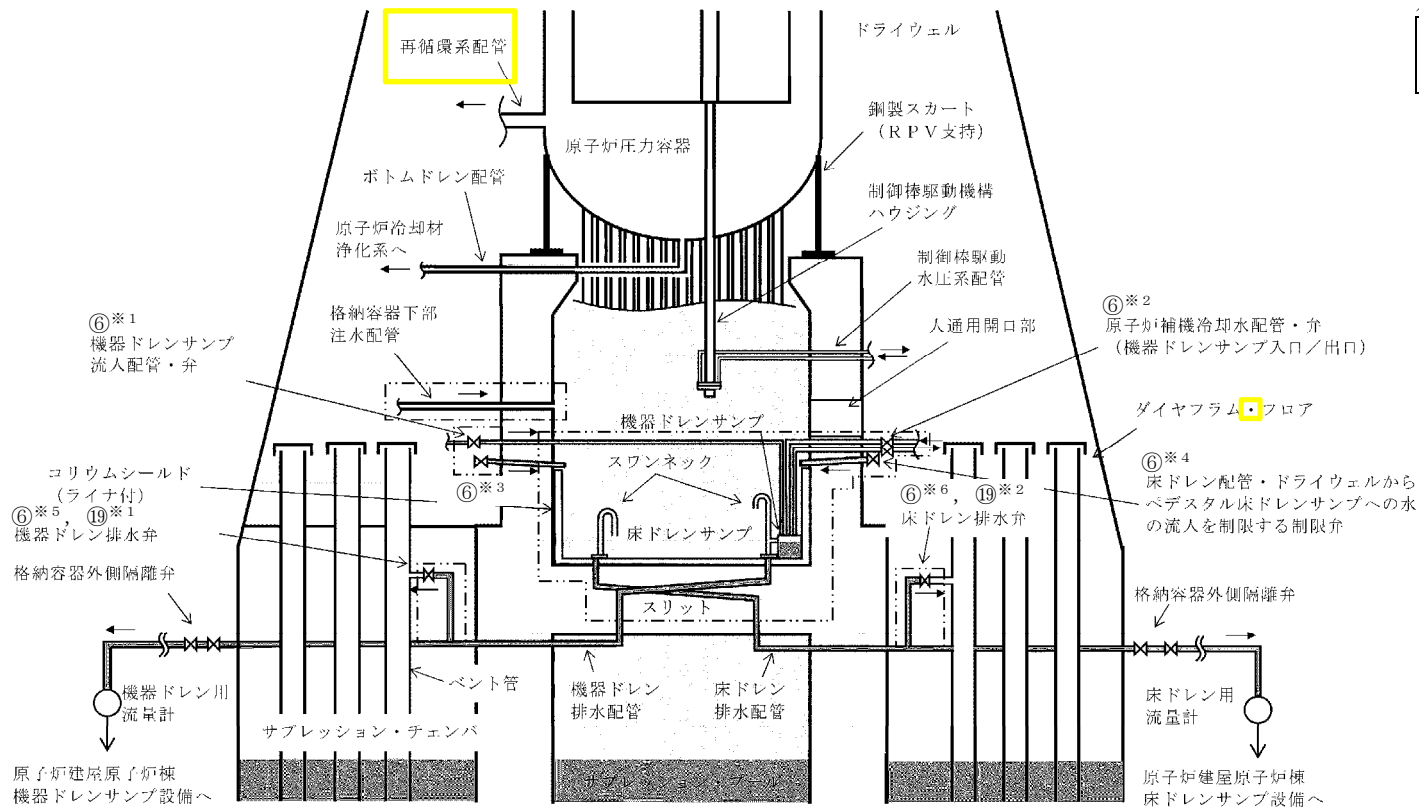
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|--------------------|--|----------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ベント管より排水後、ペDESTAL（ドライウエル部）の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

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

第1.8-2図 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |
|--|------------------|

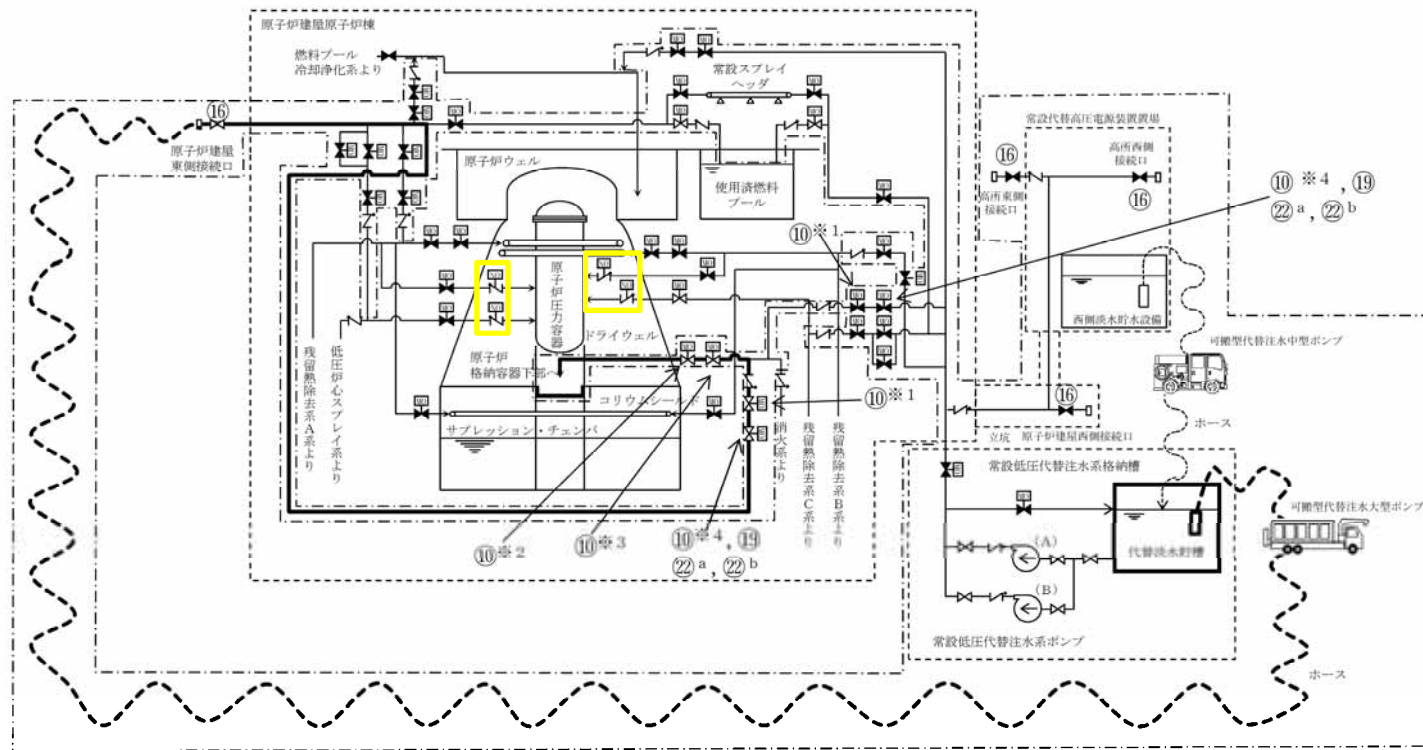
| 操作手順 | 弁名称 |
|--------------------|-----|
| ⑥※1, ⑥※2, ⑥※3, ⑥※4 | 制限弁 |
| ⑥※5, ⑥※6, ⑱※1, ⑱※2 | 排水弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.8-3図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水 (淡水/海水) 概要図 (1/

2)



凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------------------|----------------|--|
| ⑩*1 | 格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁 | ⑩*4, ⑱, ⑳a, ⑳b | 格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁 |
| ⑩*2 | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 | ⑰ | 原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁 |
| ⑩*3 | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 | | |

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

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

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|--|----------------------|--|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|-----|-----|-----|--|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | | 200 | 210 | 220 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 215分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) (高所東側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設 (代替淡水貯槽から高所東側接続口) の場合は 412m】

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | | | | | |
|---|----------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | | | | | | | | | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | | | | | |
|---|----------------------|--|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | | | | | | | | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ペント管より排水後、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m 到達 1分 ペント管より排水停止確認 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-4図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) タイムチャート (1/4)

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------|---|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | |
| 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1 | 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水 140分 | | | | | | | | | | | | | | |
| (高所西側接続口を使用したペDESTAL(ドライウエル部)水位確保の場合) | 重大事故等対応要員 8 | 必要な負荷の電源切替操作 排水弁開操作 系統構成 準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |

【ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m】

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | |
| 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1 | ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.05m到達 注水停止操作 4分 ペDESTAL(ドライウエル部)への注水停止 | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------|---|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | |
| 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) 1 | ペント管より排水後, ペDESTAL(ドライウエル部)の水位1.0m到達 1分 ペント管より排水停止確認 排水弁自動閉確認 | | | | | | | | | | | | |

【ペDESTAL(ドライウエル部)水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL(ドライウエル部)への注水】

第1.8-4図 格納容器下部注水系(可搬型)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水(淡水/海水) タイムチャート(2/4)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|---|--------------------|--|---------------|-----------------------------------|-----------------|-------|-------|-------------|-----|-----|-----|-----|-----|----|-----|-----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 110 | 120 | 490 | 500 | 510 | | 520 | 530 |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 535分 | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水） （原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水）） 【水位確保の場合】 | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 1 | 必要な負荷の電源切替え操作 | 排水弁開操作 | 系統構成 | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 | ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し | 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 | ホース敷設 | ホース接続 | 送水準備、注水開始操作 | | | | | | | | |

【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m】

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--|--------------------|---|--------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|--|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ペDESTAL（ドライウエル部）の水位1.05m到達 4分 ペDESTAL（ドライウエル部）への注水停止 | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水） | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 1 | 注水停止操作 | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | |
|--|--------------------|--|----------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ペント管より排水後、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位1.0m到達 1分 ペント管より排水停止確認 | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水） | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 1 | 排水弁自動閉確認 | | | | | | | | | | | | | |

【ペDESTAL（ドライウエル部）水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水】

第1.8-4図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水（淡水/海水） タイムチャート（3/4）

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|--|----------------------|--|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 90 | 170 | 180 | 260 | 270 | 280 | 320 | 330 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 320分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) (原子炉建屋東側接続口を使用したペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) 水位確保 の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

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

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|---|----------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|--|--|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.05m 到達 4分 ペDESTAL (ドライウエル部) への注水停止 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

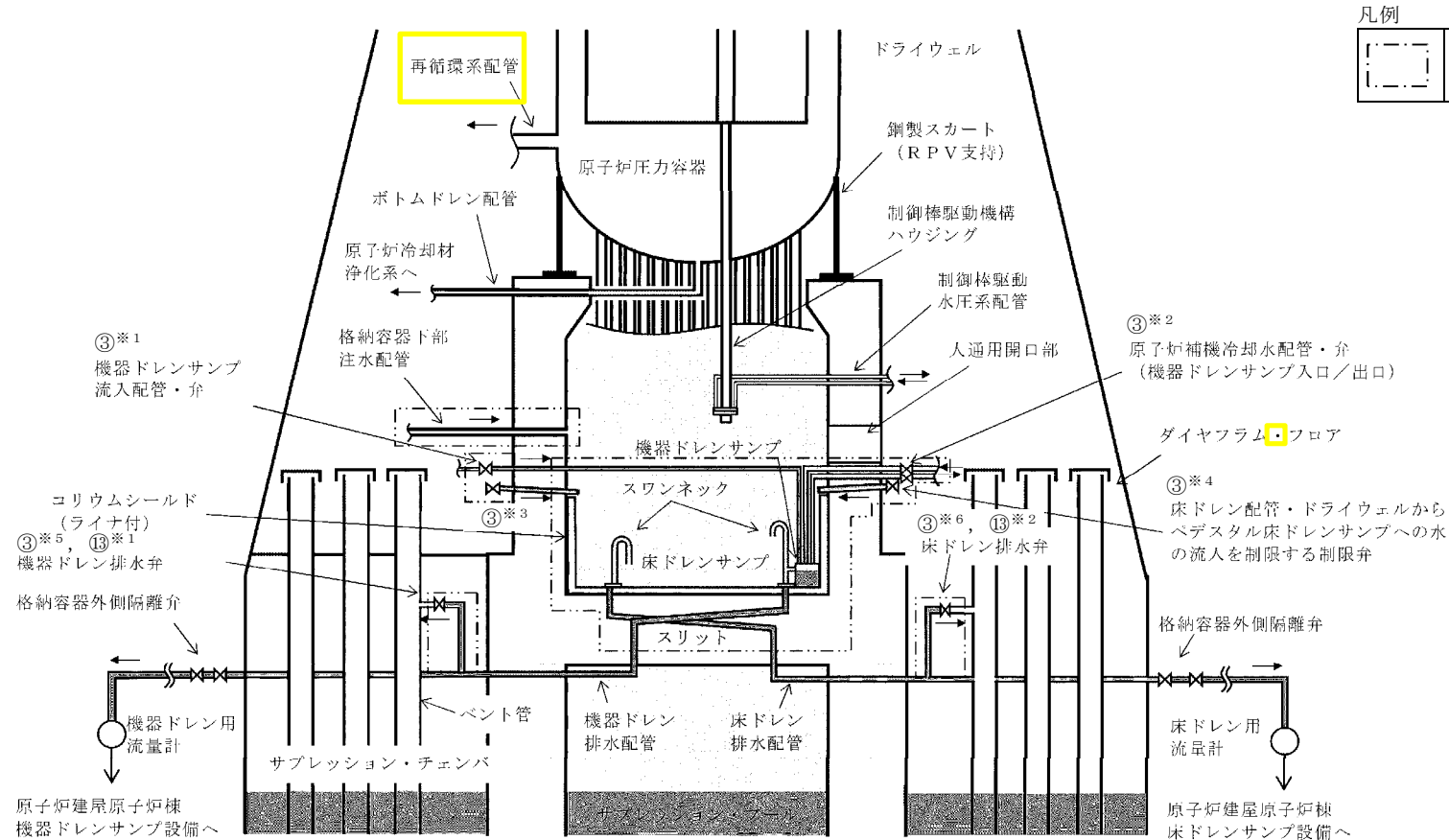
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|---|----------------------|--|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|--|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | ペント管より排水後、ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m 到達 1分 ペント管より排水停止確認 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ペDESTAL (ドライウエル部) **水位確保**】

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | |
|---|----------------------|---|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|--|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さ確認 1分 ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心堆積高さに応じた注水 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

第1.8-4図 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) タイムチャート (4/4)



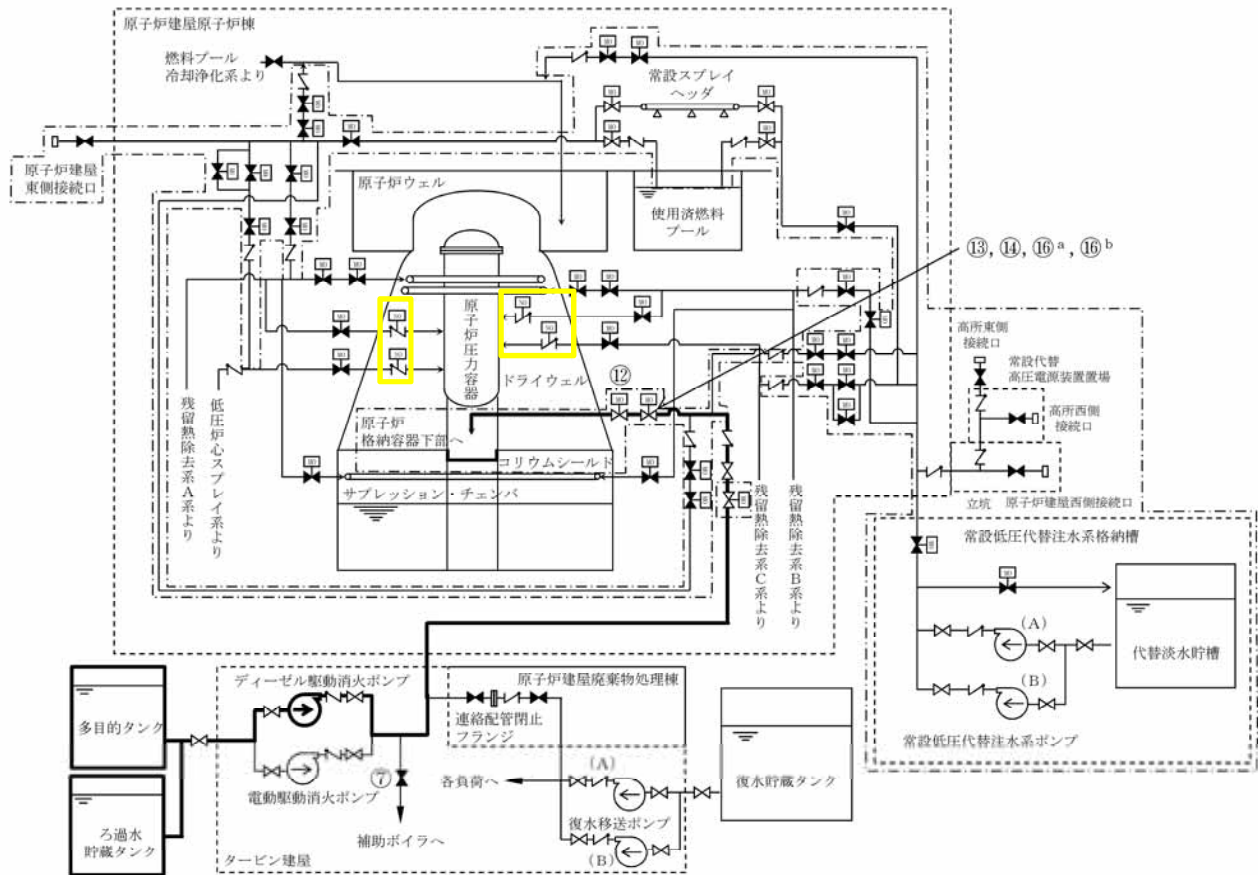
凡例

| | |
|--|------------------|
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |
|--|------------------|

| 操作手順 | 弁名称 |
|--------------------|-----|
| ③*1, ③*2, ③*3, ③*4 | 制限弁 |
| ③*5, ③*6, ⑬*1, ⑬*2 | 排水弁 |

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

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



凡例

| | |
|----|------------------|
| | ポンプ |
| MO | 電動駆動 |
| NO | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------------------|---------------------------------------|----------------------------|
| ⑦ | 補助ボイラ冷却水元弁 | ⑬, ⑭, ⑯ ^a , ⑯ ^b | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 |
| ⑫ | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 | | |

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

第1.8-5図 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水 概要図（2/2）

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 |
|------------------------------|------------------------|----------------------------------|----|--------|----|--------------|----|----|----|----|--|----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 54分 | | | | | | | | | | |
| 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1 | 必要な負荷の電源切替操作 | | 排水弁開操作 | | 系統構成, 注水開始操作 | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) 2 | 移動, 系統構成 | | | | | | | | | | |

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

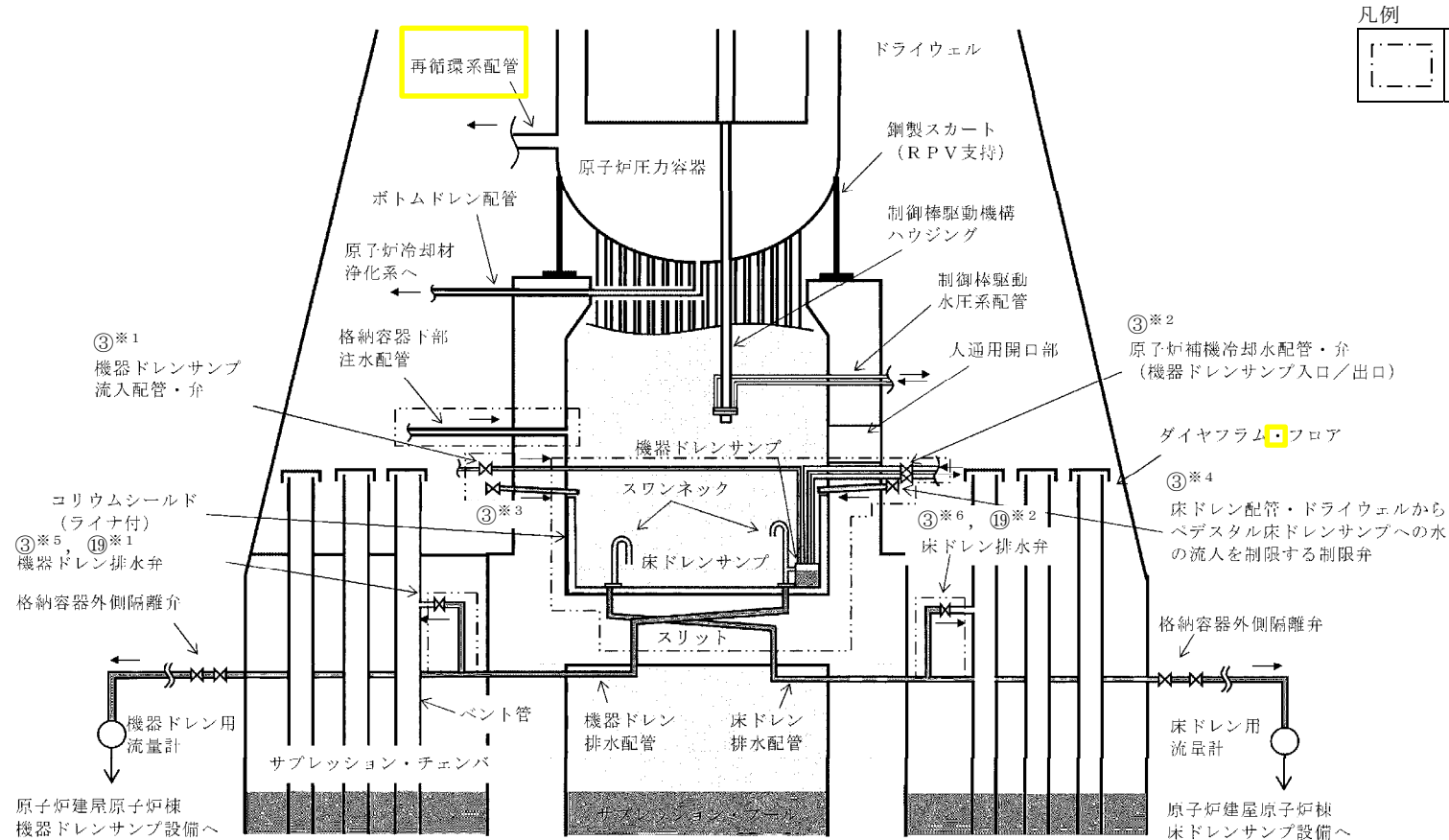
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|------------------------------|------------------------|---|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|---|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | 5 | 5.5 | 6 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ペント管より排水後, ペDESTAL (ドライウエル部) の水位 1.0m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

【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】

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

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

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

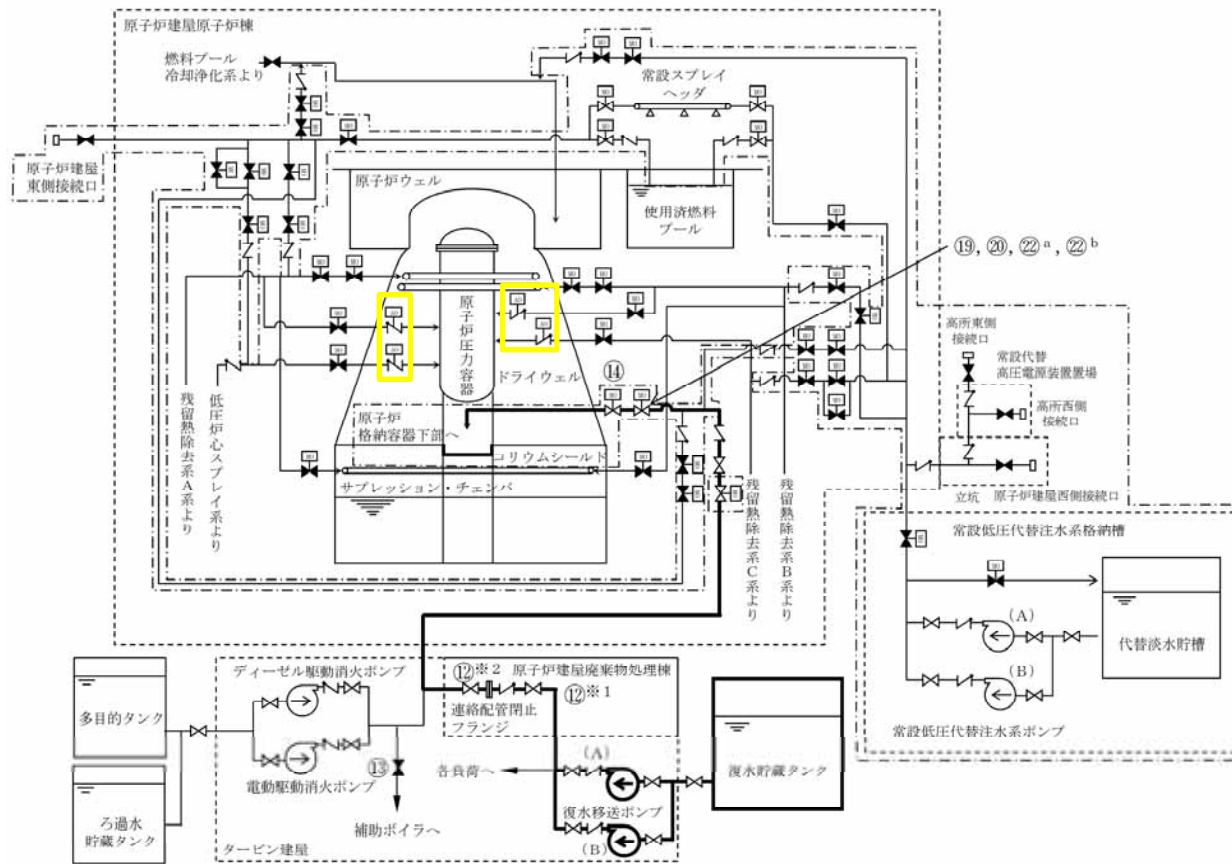


凡例
 [---] 設計基準対象施設から追加した箇所

| 操作手順 | 弁名称 |
|--------------------|-----|
| ③※1, ③※2, ③※3, ③※4 | 制限弁 |
| ③※5, ③※6, ⑬※1, ⑬※2 | 排水弁 |

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

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



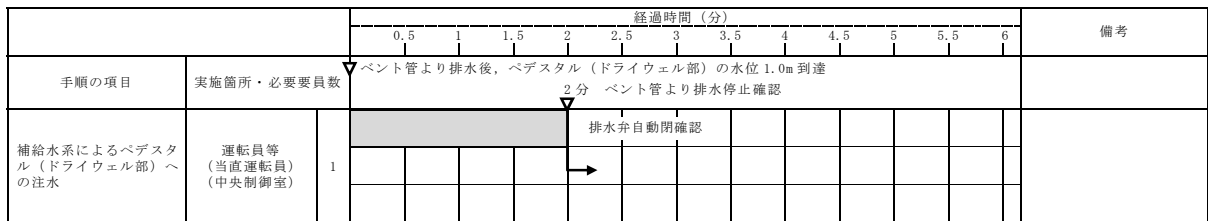
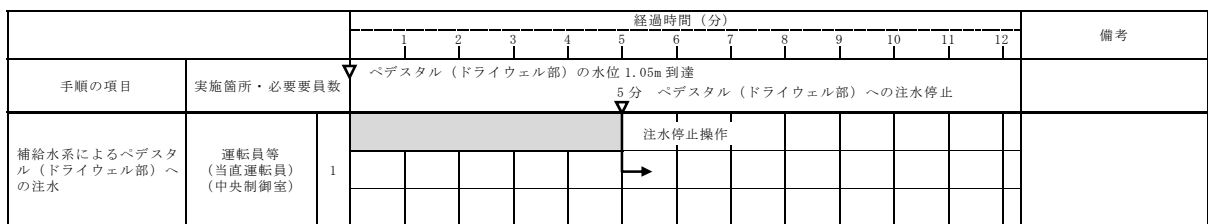
凡例

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

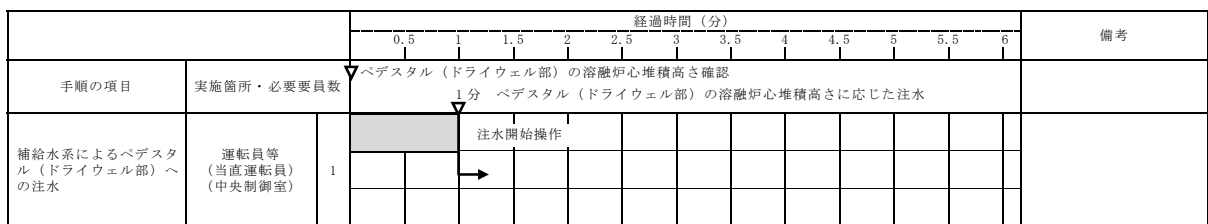
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|-----------------------------------|------------------|---------------------------------------|----------------------------|
| ⑫※ ¹ , ⑫※ ² | 補給水系-消火系連絡ライン止め弁 | ⑭ | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 |
| ⑬ | 補助ボイラ冷却水弁 | ⑰, ⑱, ⑳ ^a , ㉑ ^b | 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 |

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

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

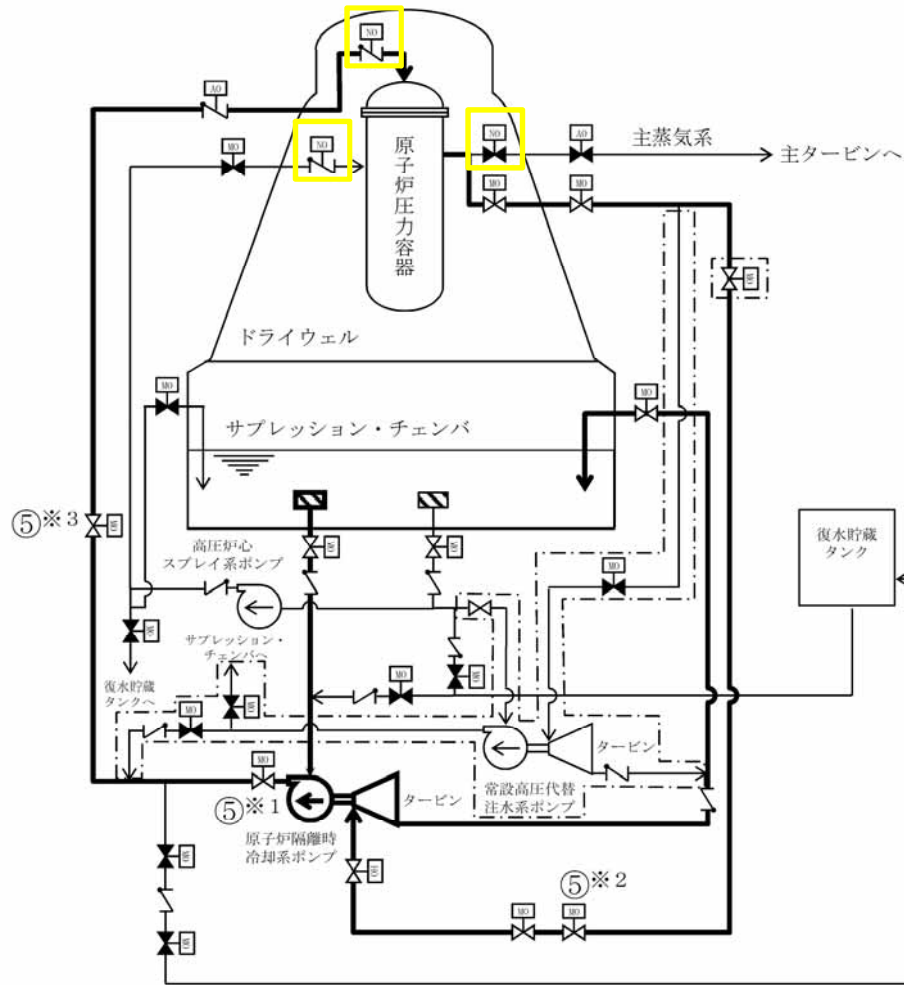


【ペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保】



【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水】

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



凡例

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

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

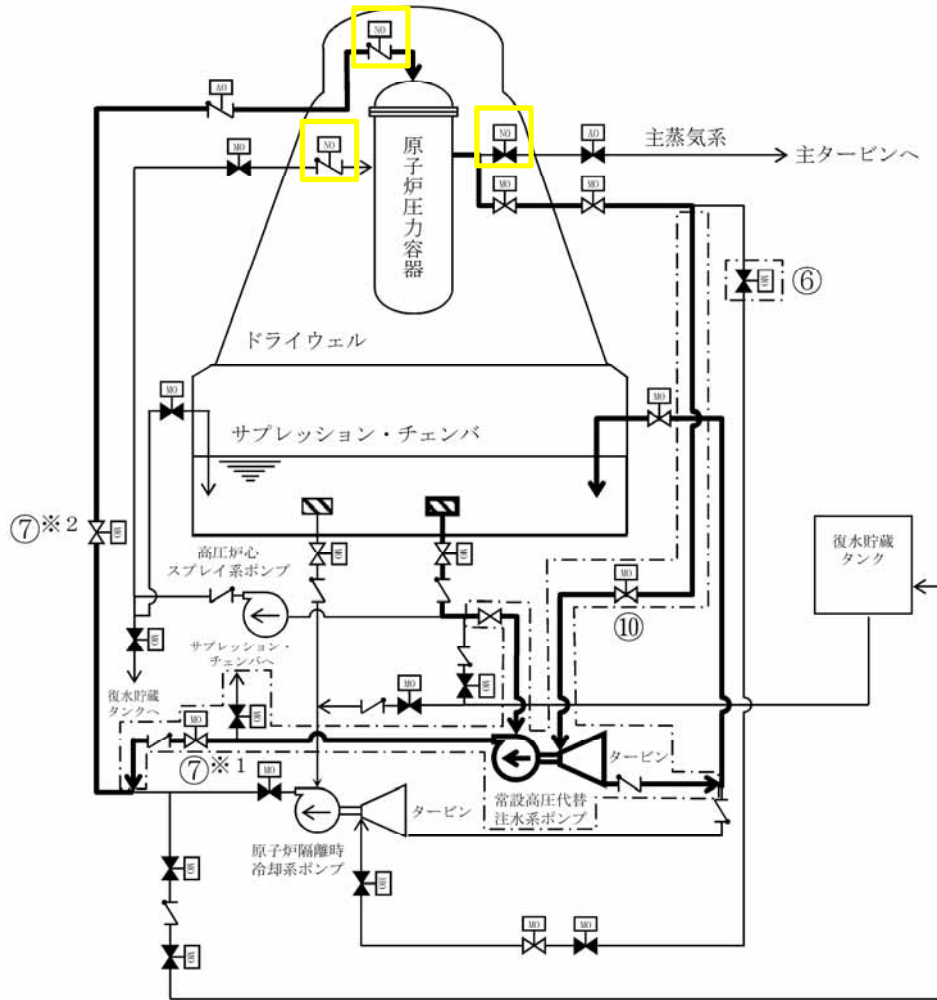
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-9 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|-------------------------|----------------------------|----------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | |

第 1.8-10 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------------|
| ⑥ | 原子炉隔離時冷却系 SA 蒸気止め弁 |
| ⑦※1 | 高压代替注水系注入弁 |
| ⑦※2 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |
| ⑩ | 高压代替注水系タービン止め弁 |

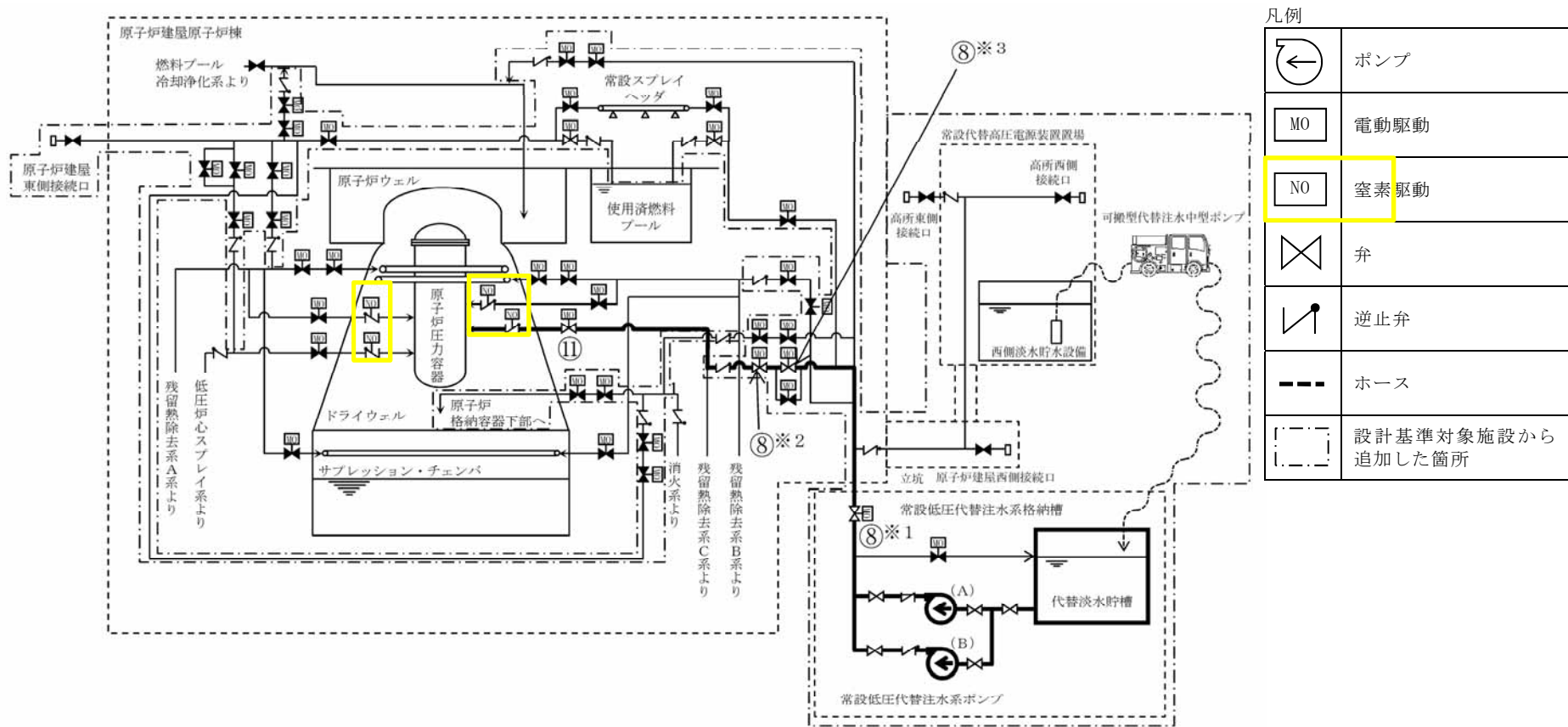
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-11 図 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

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

第 1.8-12 図 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



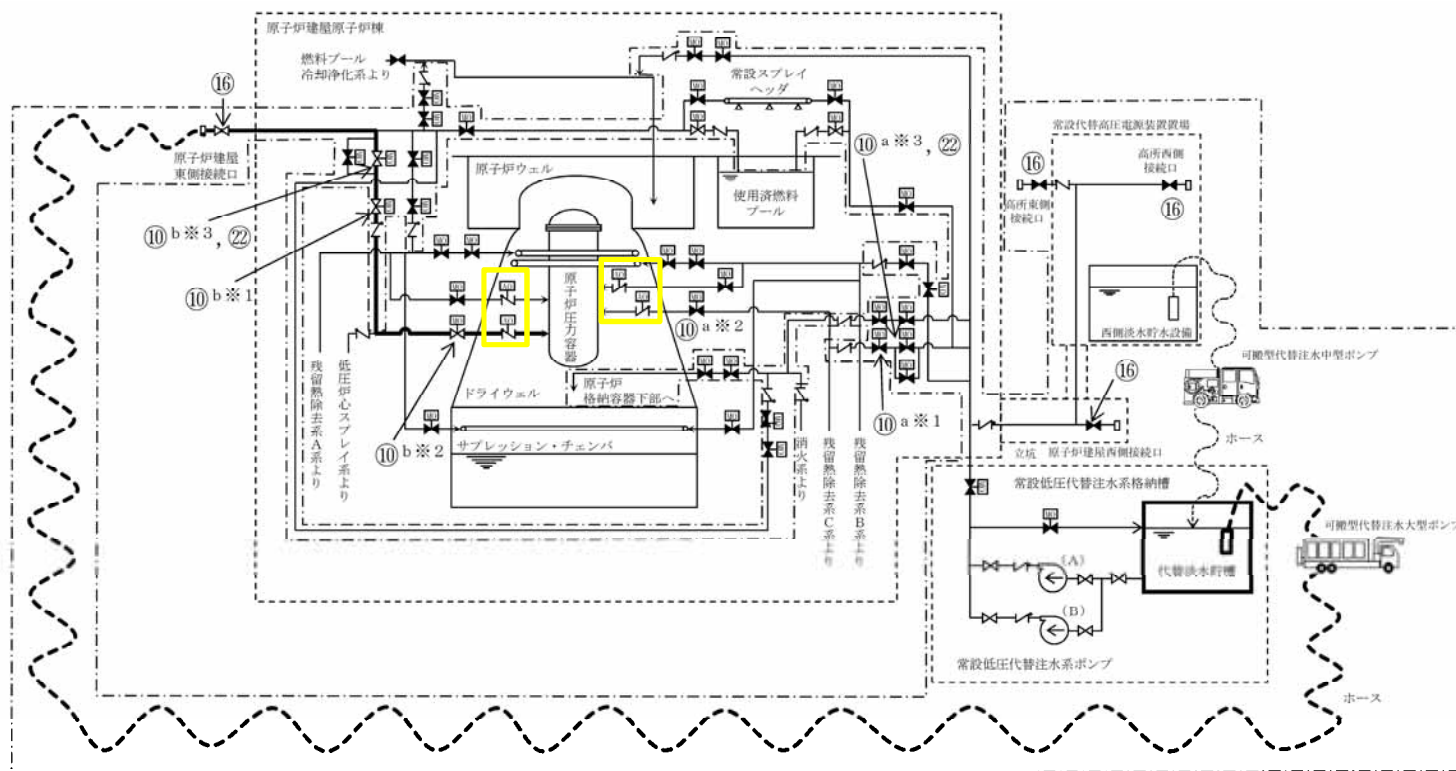
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|-----------------|----------------|-----------------|----------------|
| ⑧※ ¹ | 常設低圧代替注水系系統分離弁 | ⑧※ ³ | 原子炉圧力容器注水流量調整弁 |
| ⑧※ ² | 原子炉注水弁 | ⑪ | 残留熱除去系C系注入弁 |

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

第1.8-13図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---------------------------|--------------------|--------------------------------------|-------------|---|---|---|-------------|---|---|---|----|----|----|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 ↓ 7分 | | | | | | | | | | | | | |
| 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 2 | 必要負荷の電源切替操作 | | | | 系統構成，注水開始操作 | | | | | | | | |
| | | | | | | | → | | | | | | | | |

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



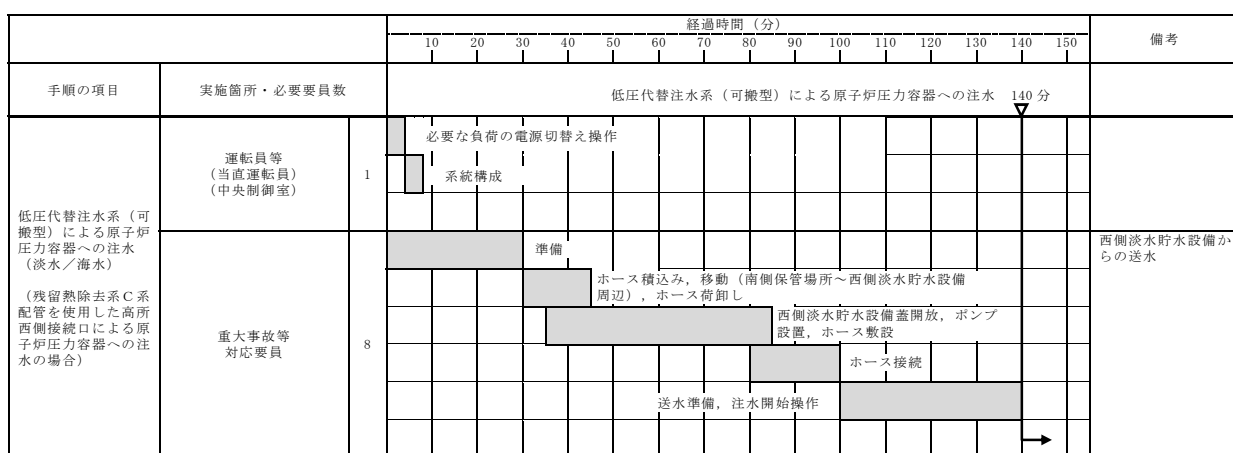
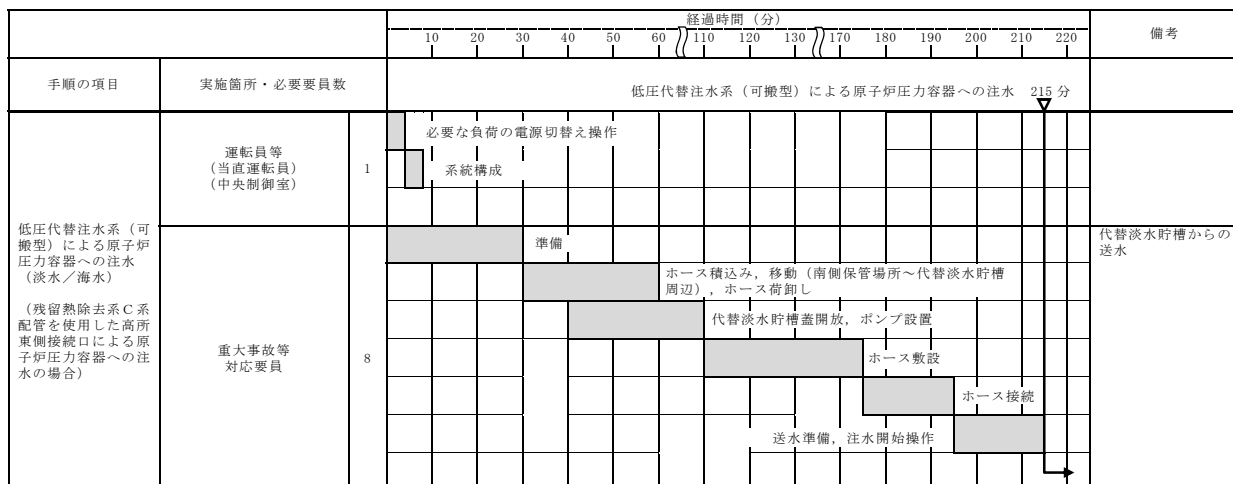
凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|--------------------------------------|--------------|---|--|
| ⑩ ^a ※1, ⑩ ^b ※1 | 原子炉注水弁 | ⑩ ^a ※3, ⑩ ^b ※3, ㉔ | 原子炉圧力容器注水流量調整弁 |
| ⑩ ^a ※2 | 残留熱除去系C系注入弁 | ⑩ ^b ※2 | 原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁 |
| ⑩ ^b ※2 | 低圧炉心スプレイ系注入弁 | | |

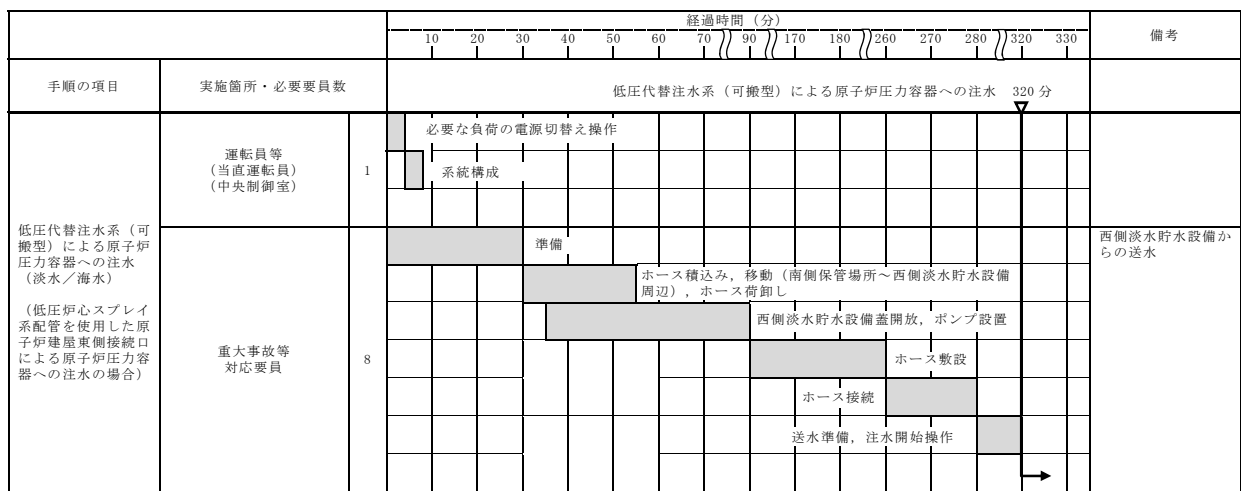
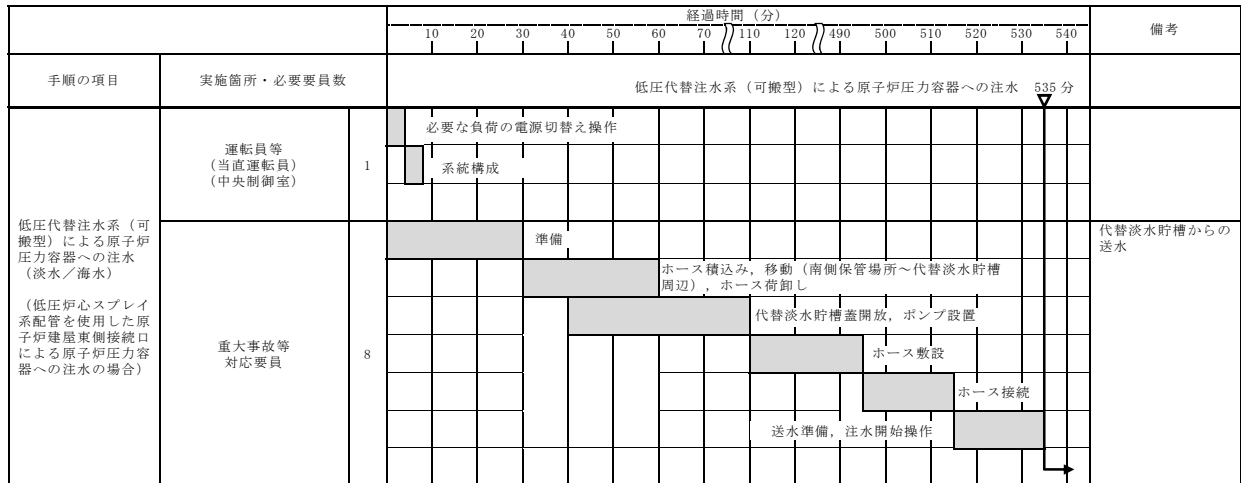
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※¹~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.8-15図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図



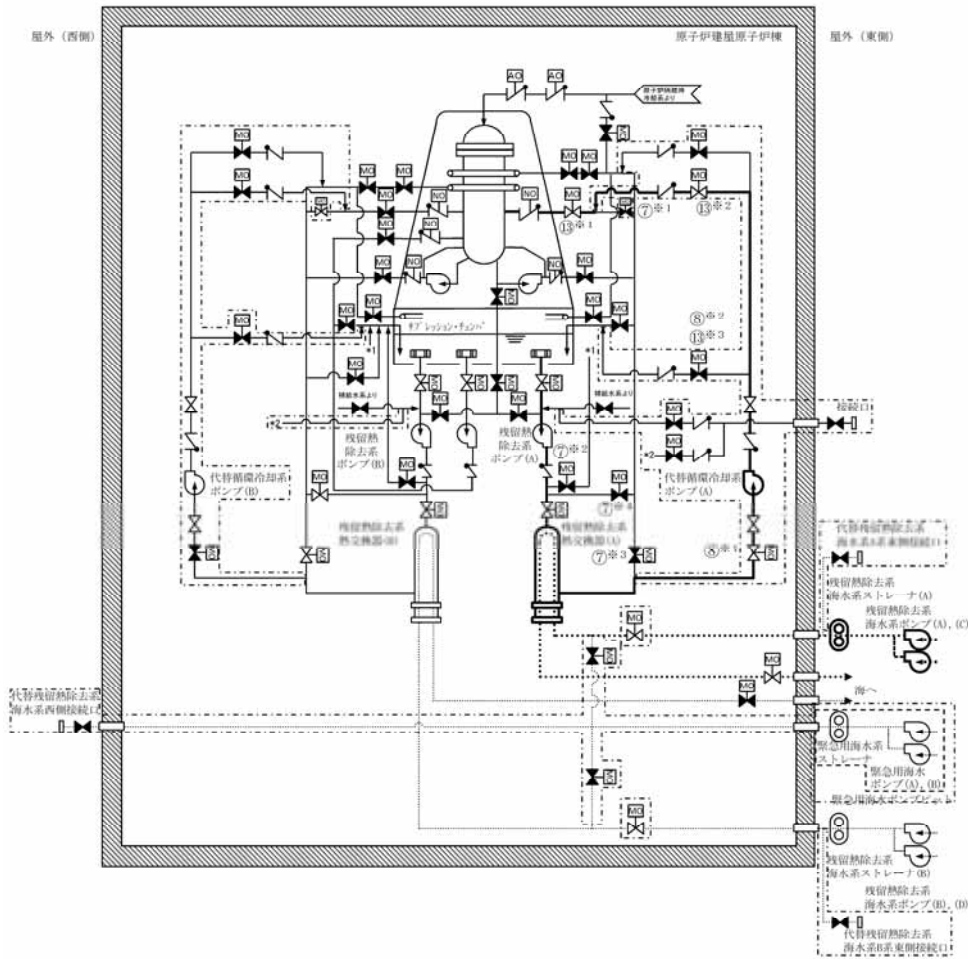
【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m、ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

第1.8-16図 低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） タイムチャート（1/2）



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

第1.8-16図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水） タイムチャート（2/2）



凡例

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

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

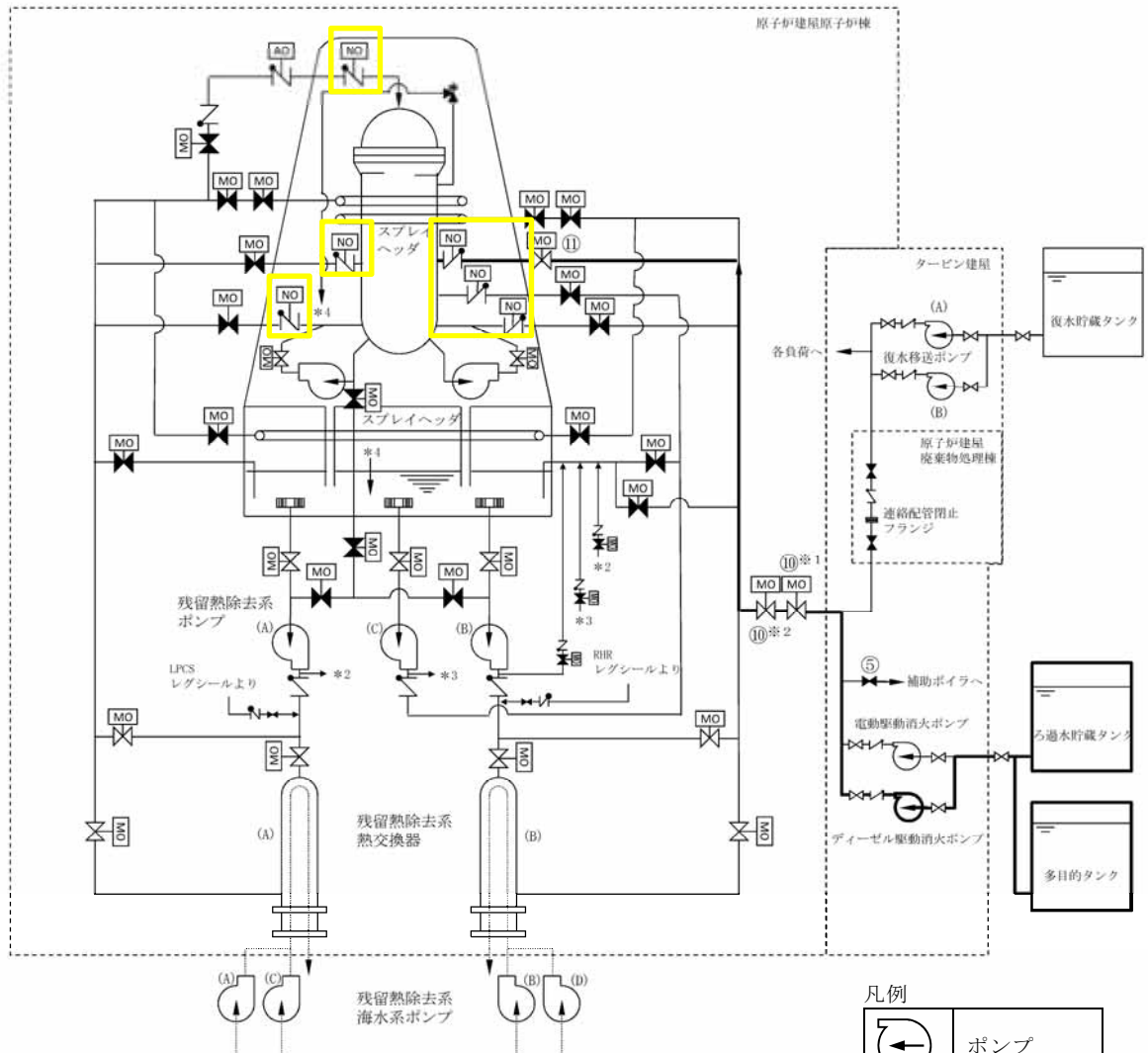
○※¹~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-17図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図

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

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

第1.8-18図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



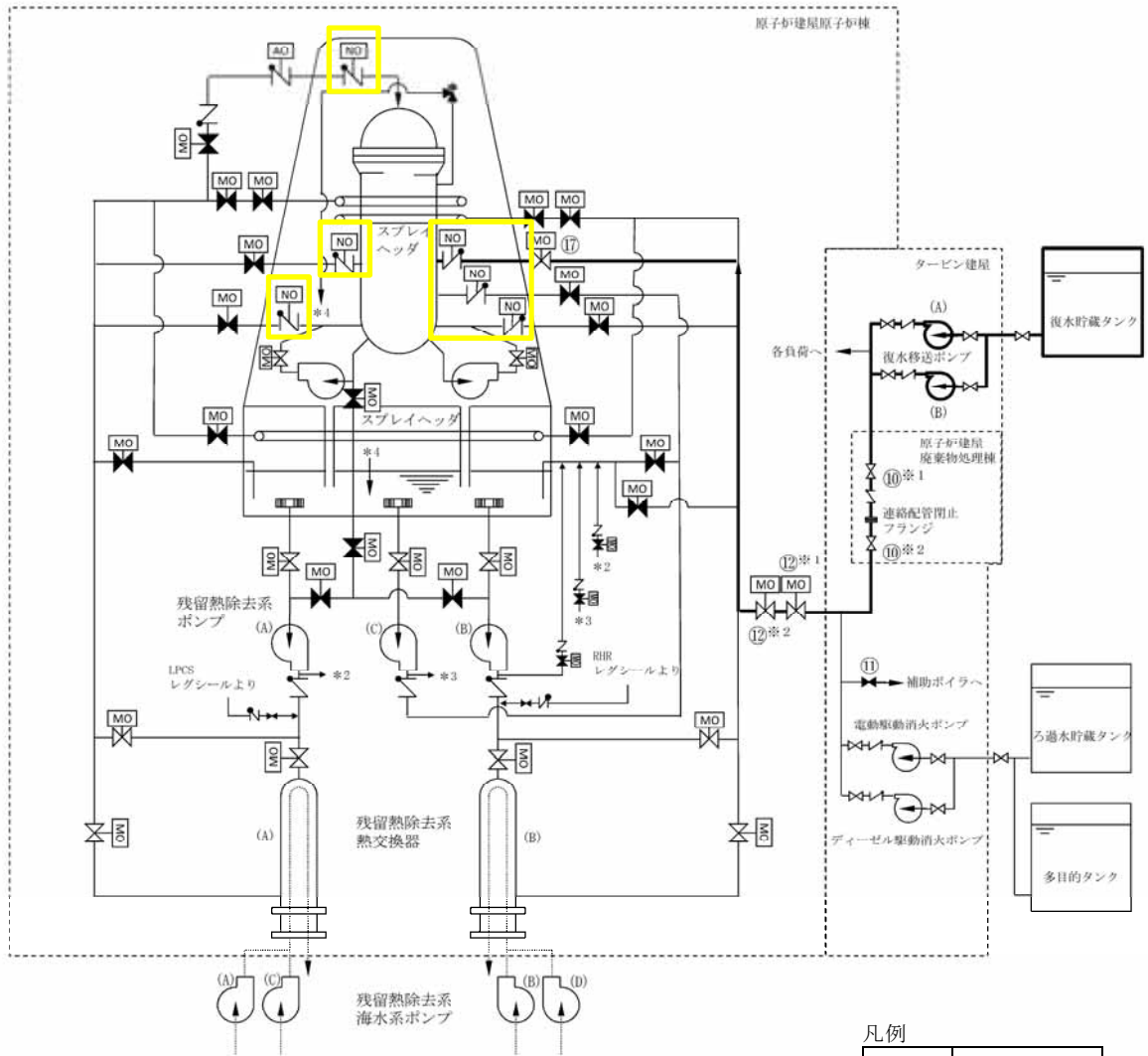
| 操作手順 | 弁名称 |
|-----------------------------------|-----------------|
| ⑤ | 補助ボイラ冷却水元弁 |
| ⑩ ^{*1} , ⑩ ^{*2} | 残留熱除去系B系消火系ライン弁 |
| ⑪ | 残留熱除去系B系注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^{*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1.8-19図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|-------------------|----------------------------|-----------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|--|----|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 消火系による原子炉圧力容器への注水 56分 | | | | | | | | | | | |
| 消火系による原子炉圧力容器への注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | |

第1.8-20図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

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

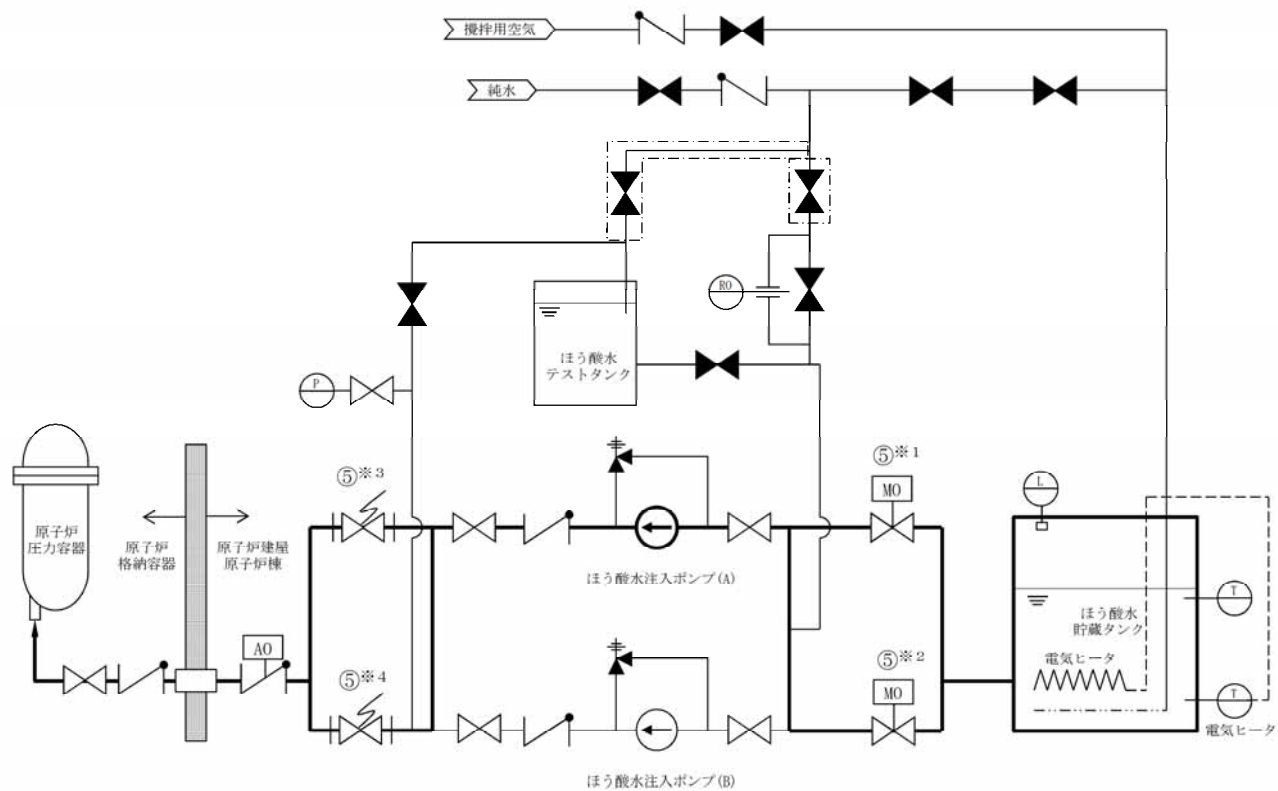
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^{*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 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|--------------------|----------------------------|-------------------------|---------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|--|--|--|--|--|
| | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | | | | | | |
| | | 補給水系による原子炉压力容器への注水 110分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 補給水系による原子炉压力容器への注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.8-22図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



凡例

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

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|---------------|
| ⑤※1, ⑤※2 | ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 |
| ⑤※3, ⑤※4 | ほう酸水注入系 爆破弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

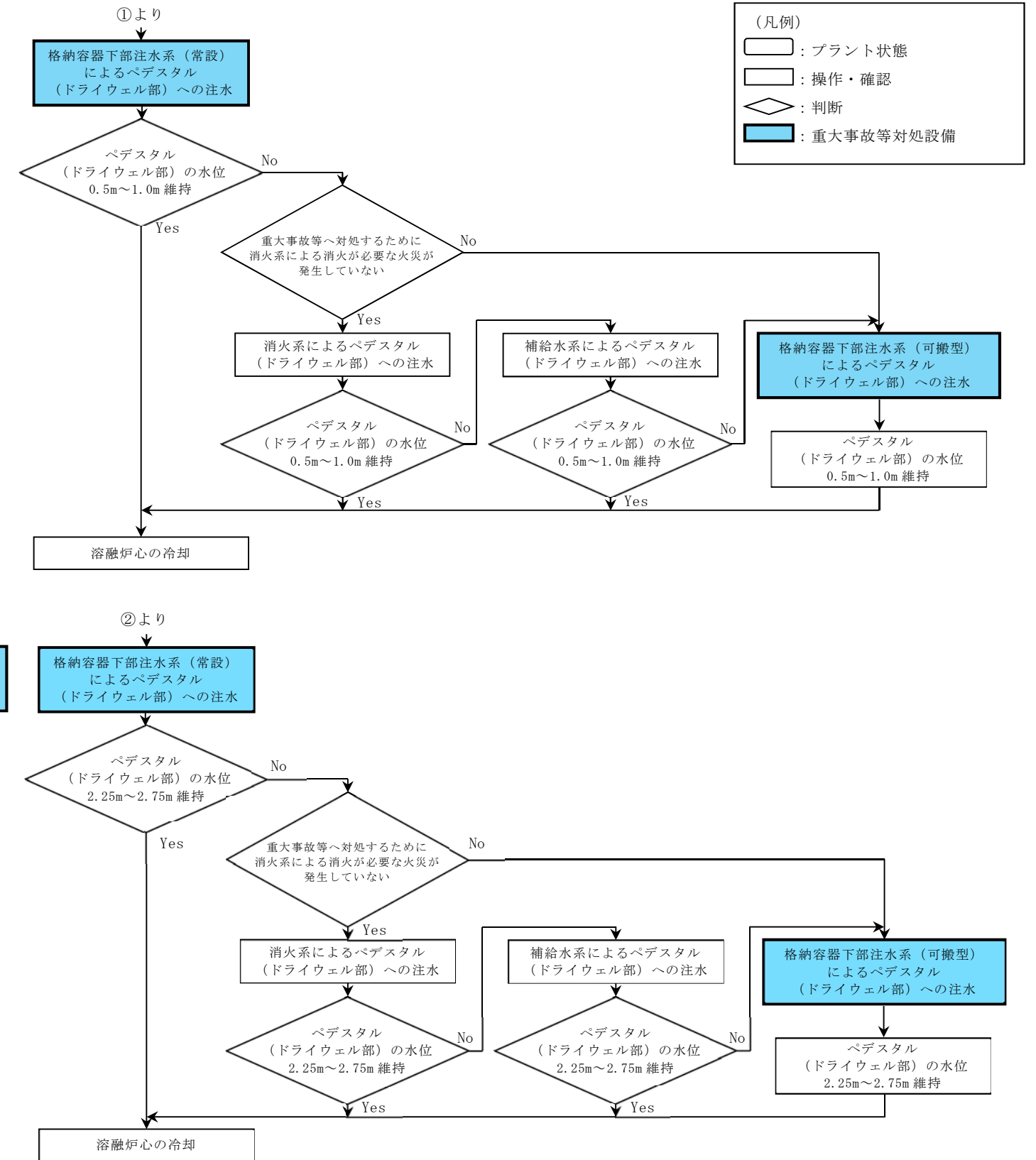
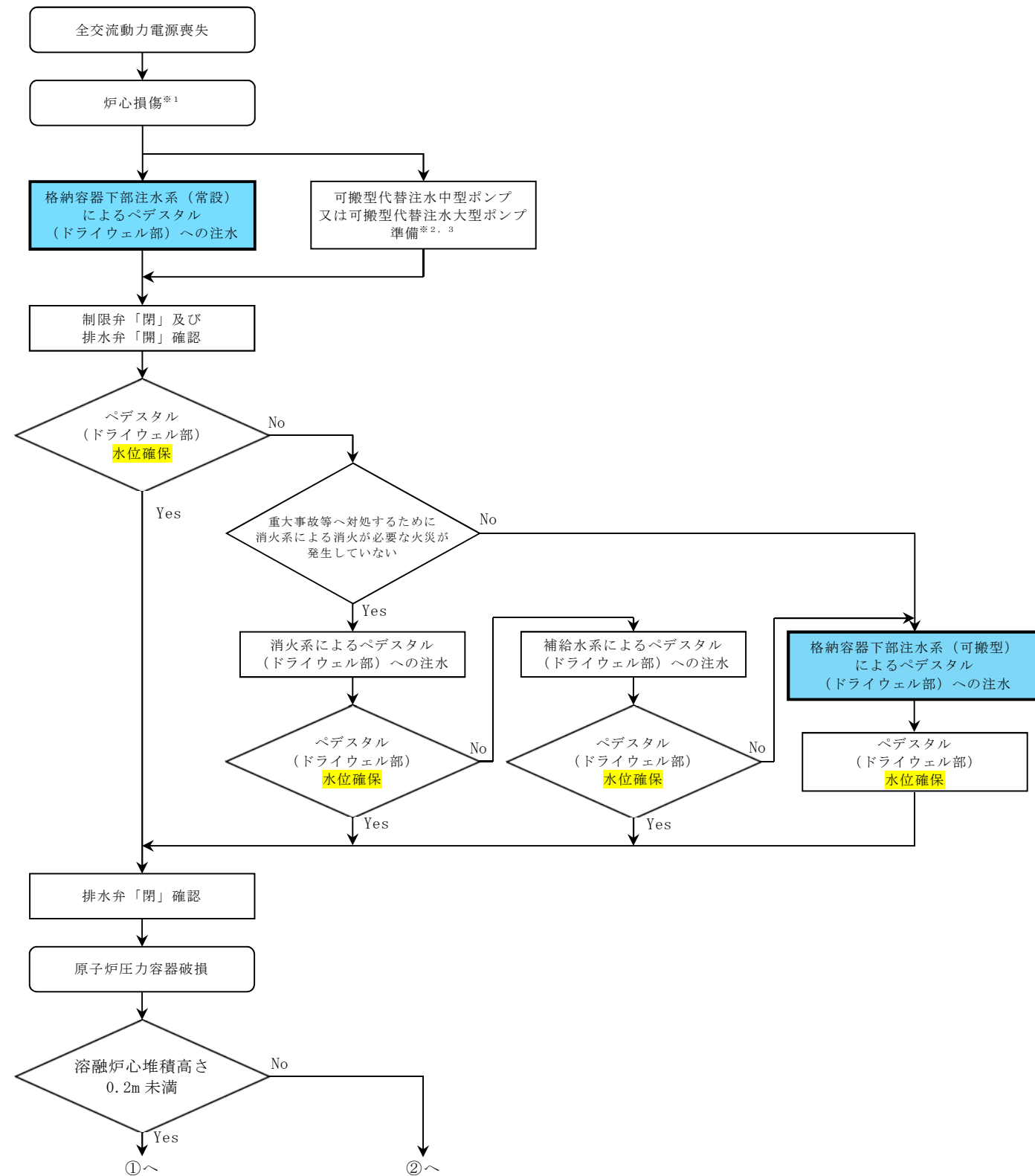
第 1.8-23 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 |
|---------------------------|----------------------------|---------------------------------|---|-----|---|-----|--------|-----|---|-----|--|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 2分 | | | | | | | | | | |
| ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | 注入開始操作 | | | | | ※1 |

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

第 1.8-24 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



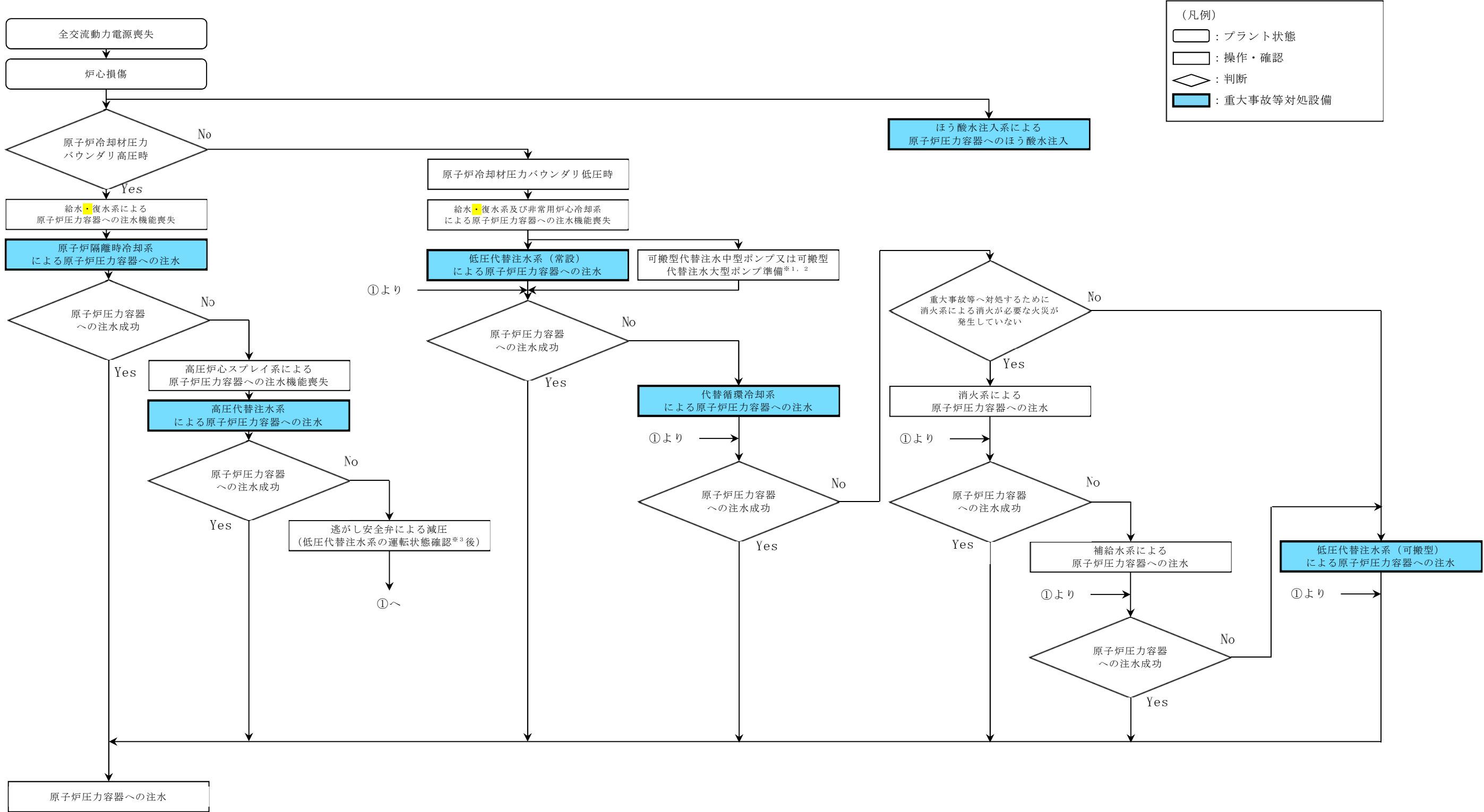
※1：ペDESTAL（ドライウエル部）への水張りは、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却と並行して実施するが、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却とペDESTAL（ドライウエル部）への水張りを並行して実施できない場合は、発電用原子炉の冷却や原子炉格納容器内の冷却を実施した後、ペDESTAL（ドライウエル部）への水張りを実施する。

※2：炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

※3：可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ準備を格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と同時に開始し、重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

第1.8-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止



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

第1.8-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/7)

| 技術的能力審査基準 (1.8) | 番号 | 設置許可基準規則 (第51条) | 技術基準規則 (第66条) | 番号 |
|--|----|---|---|--------|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ④ |
| <p>【解釈】 1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる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。</p> | — | <p>【解釈】 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> | <p>【解釈】 1 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> | — |
| <p>(1)原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ② | <p>a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i)原子炉格納容器下部注水設備 (ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p> | <p>a)原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i)原子炉格納容器下部注水設備 (ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p> | ⑤ |
| <p>(2)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p> | ③ | <p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。) b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>ii)原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。) b)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ⑥ ⑦ |

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/7)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/7)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/7)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/7)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

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

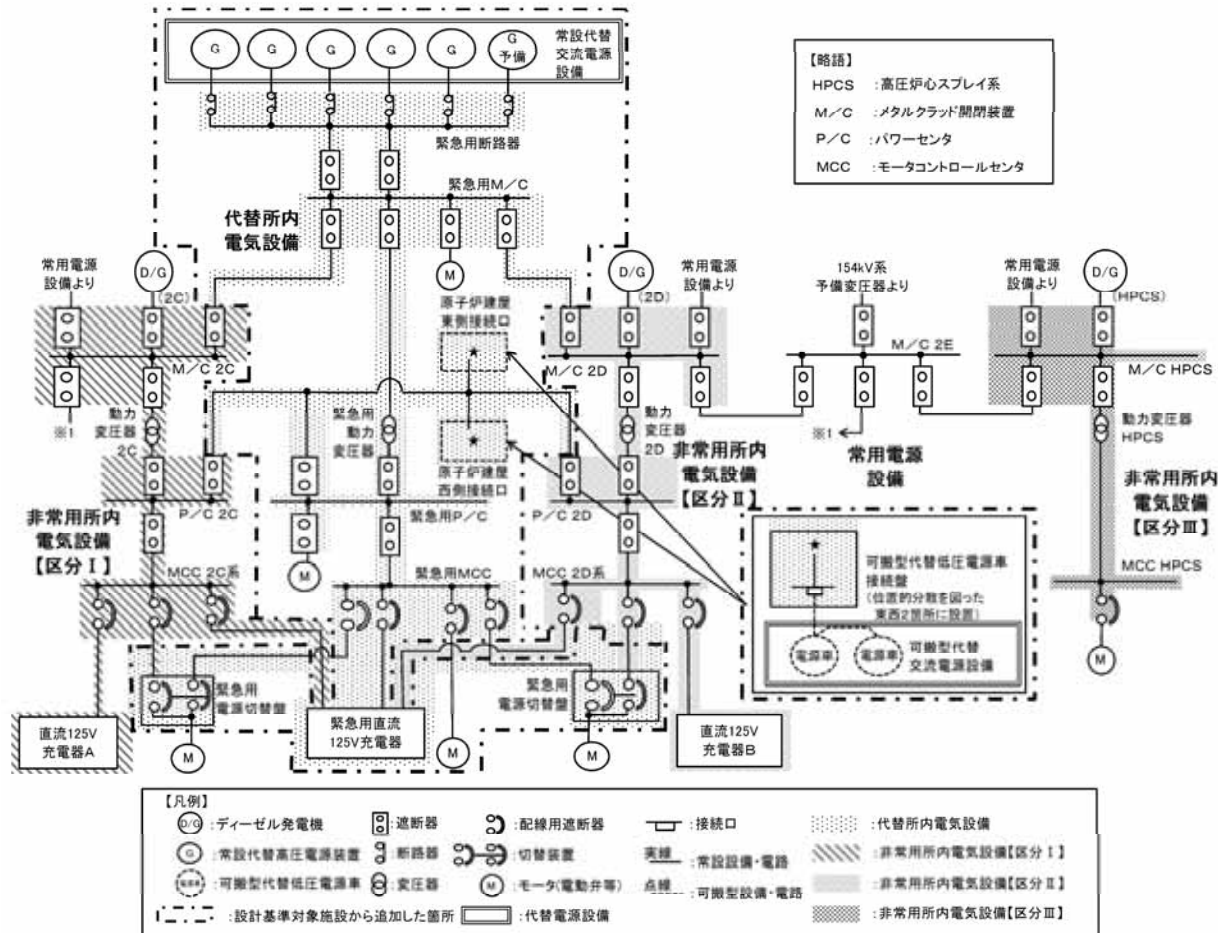
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/7)

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

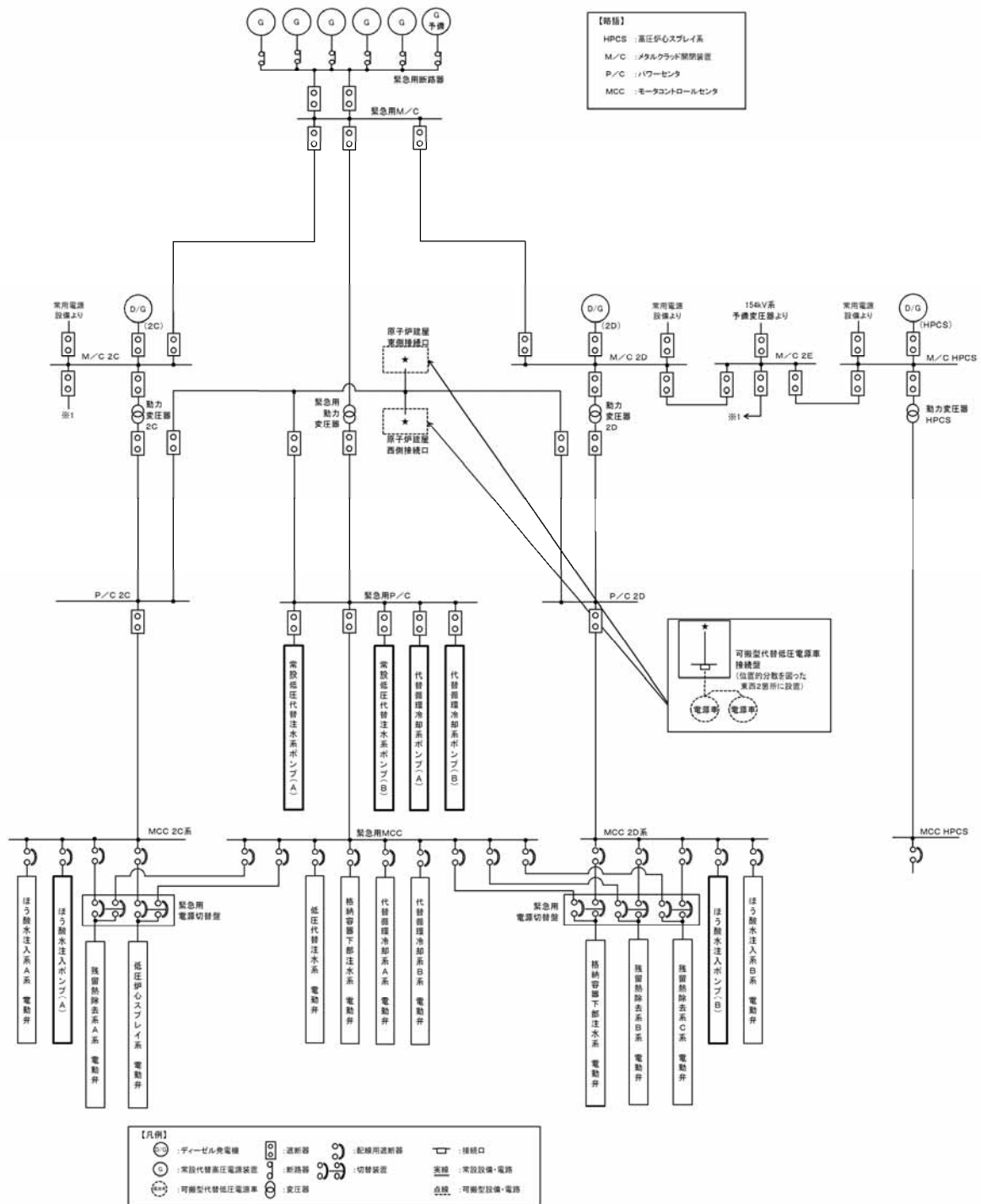
自主対策設備仕様

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

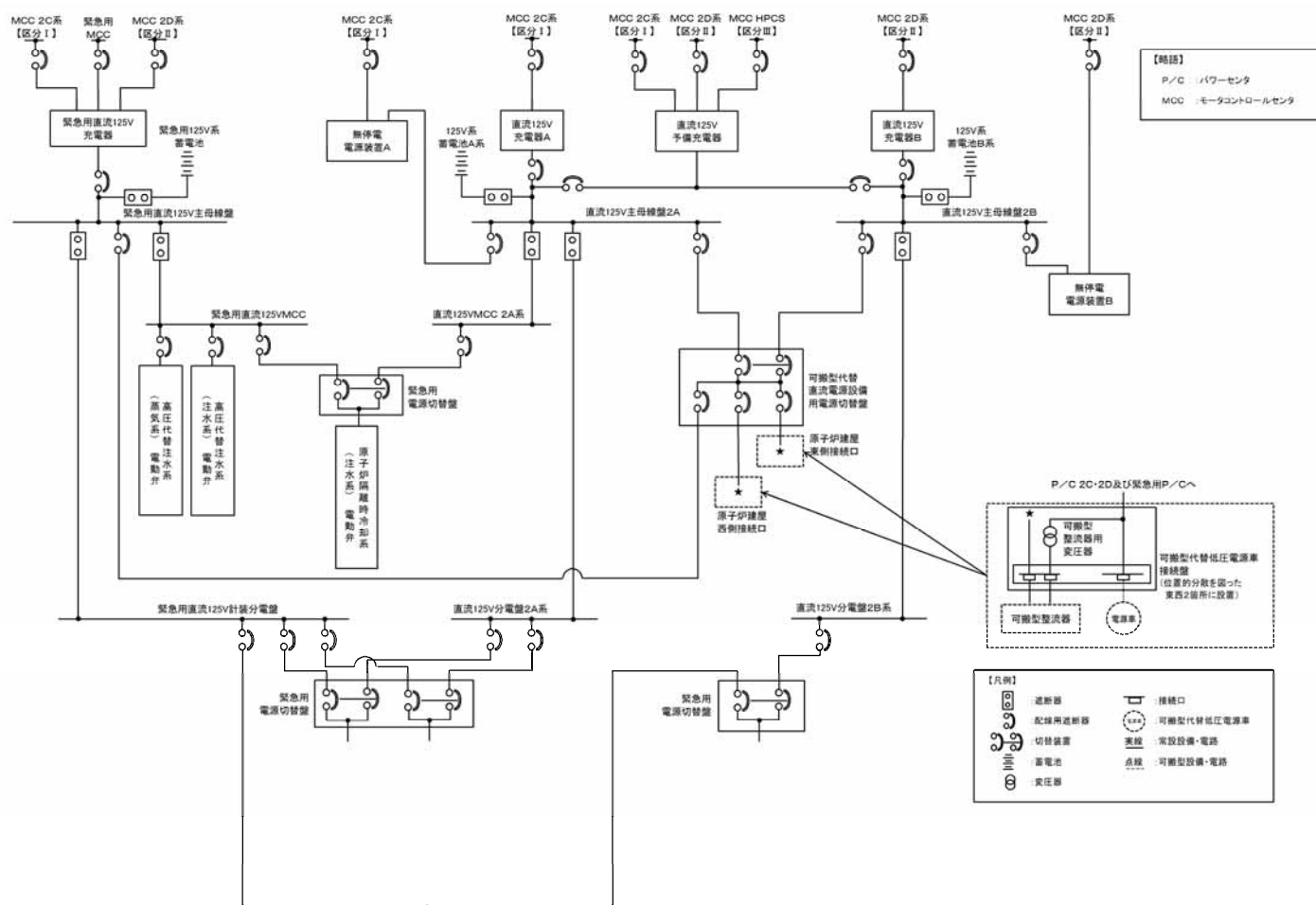
※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

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

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

a. 操作概要

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりペDESTAL（ドライウエル部）に送水する。

b. 作業場所

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

c. 必要要員数及び所要時間

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

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

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

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替
注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプからのホー
ス接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能であ
る。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，
十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

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

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

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

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

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

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

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



系統構成
(補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

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

b. 作業場所

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

c. 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員4名）

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

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

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

【重大事故等対応要員】

- ・移動：40分（移動経路：原子炉建屋附属棟地上1階から原子炉建

屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む）

- ・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

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

d. 操作の成立性について

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

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

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

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替え訓練



系統構成
(補給水系ー消火系連絡ライン止め弁)



系統構成
(補助ボイラ冷却水元弁)

4. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

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

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉圧力容器に送水する。

b. 作業場所

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

c. 必要要員数及び所要時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から低圧炉心スプレイ系配管による原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

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

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

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

d. 操作の成立性について

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

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

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

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

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

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

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

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

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

・系統構成：4分（操作対象1弁：タービン建屋地上1階）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

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



系統構成
(補助ボイラ冷却水元弁)

6. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

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

b. 作業場所

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

c. 必要要員数及び所要時間

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

必要要員数：6名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員4名）

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

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

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

屋廃棄物処理棟中地下1階（放射線防護具着用を含む）

- ・連絡配管閉止フランジ切替え：35分

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

d. 操作の成立性について

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

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

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

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替え訓練



系統構成
(補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成
(補助ボイラ冷却水元弁)

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

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

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

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

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

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

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

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

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

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

なる。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

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

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

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

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

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

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

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

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

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

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

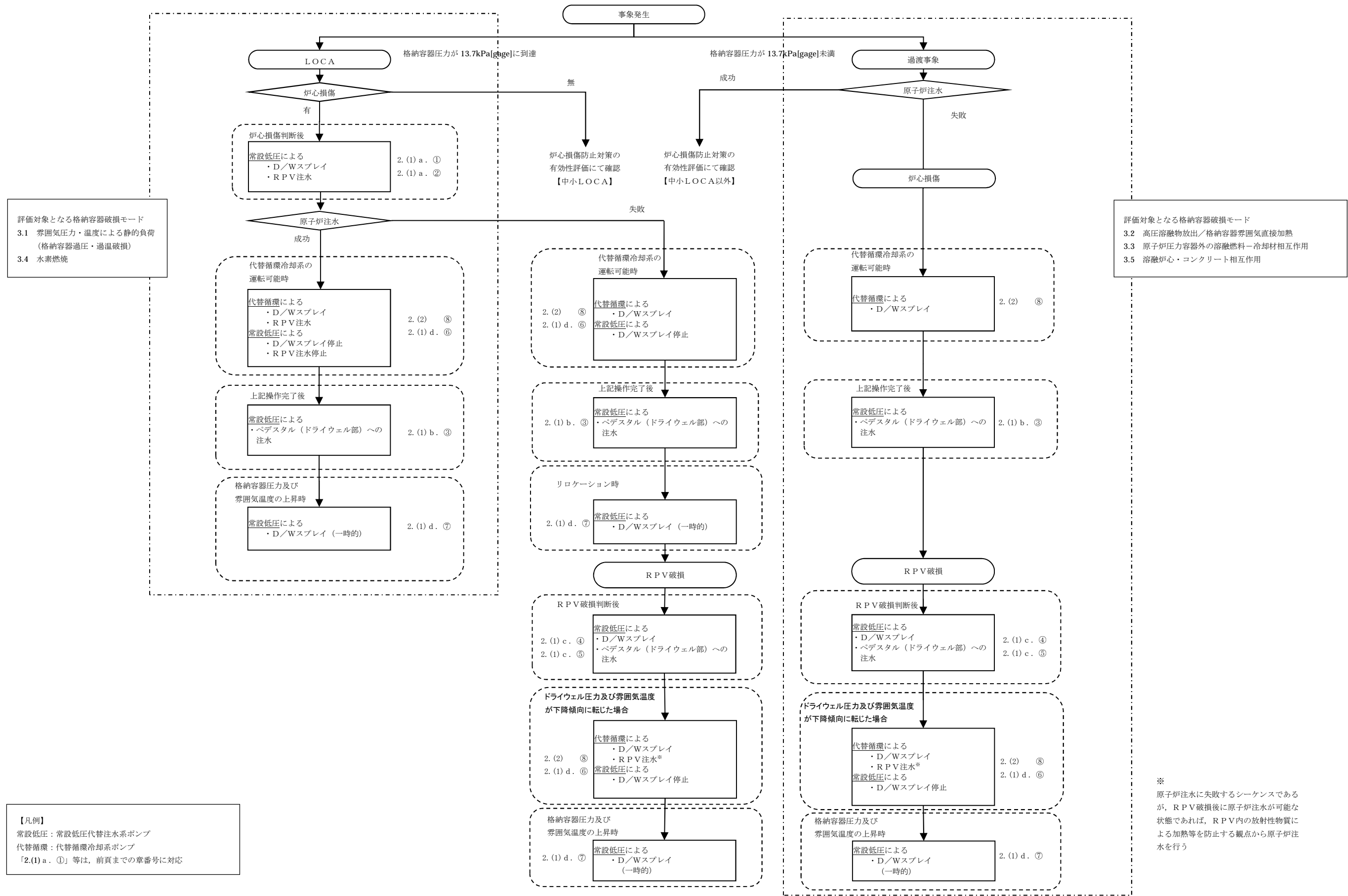
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

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

3. 各事象の対応の流れについて

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



第1図 事故対応の流れ

4. 長期安定停止に向けた対応について

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

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

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

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

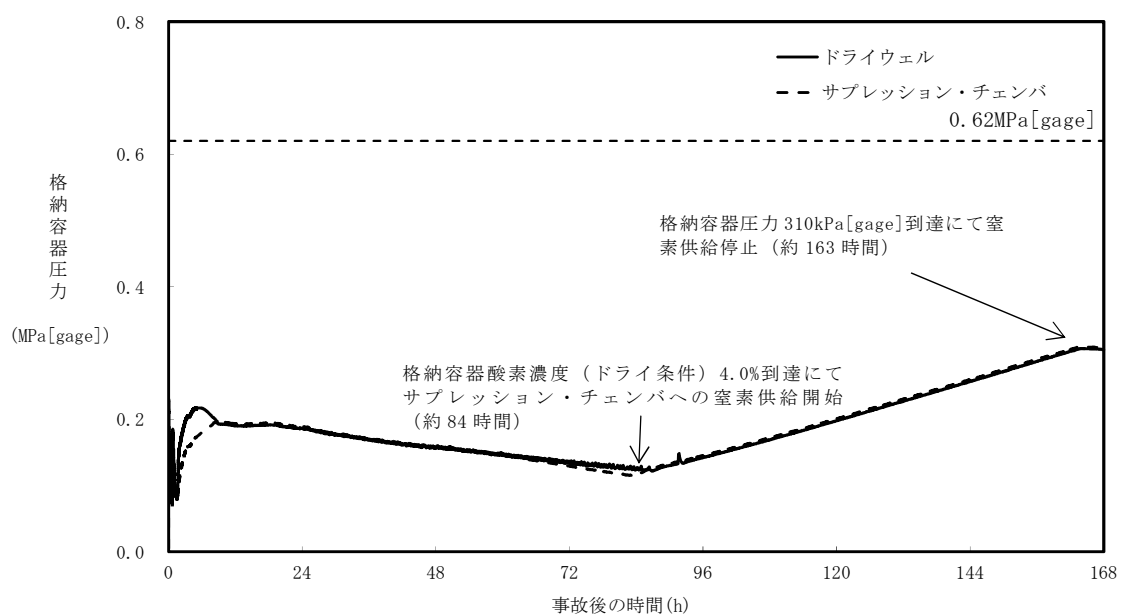
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

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

(2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

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

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

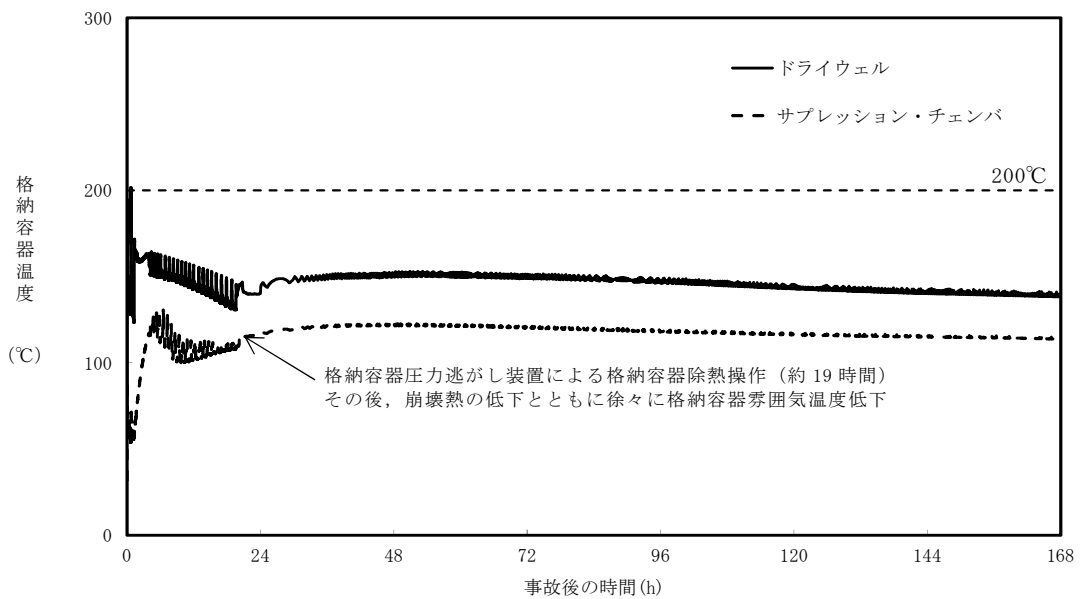


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

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

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

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



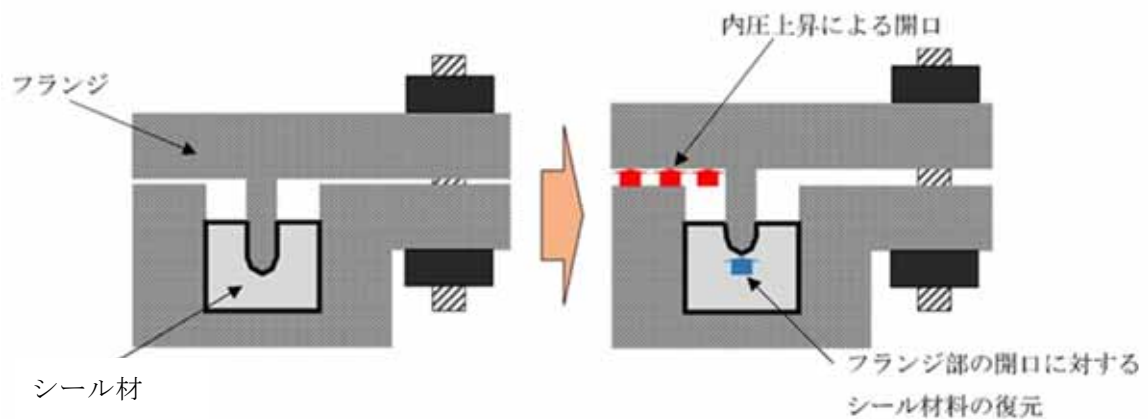
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量
の関係

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

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

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



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

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

(4) 7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

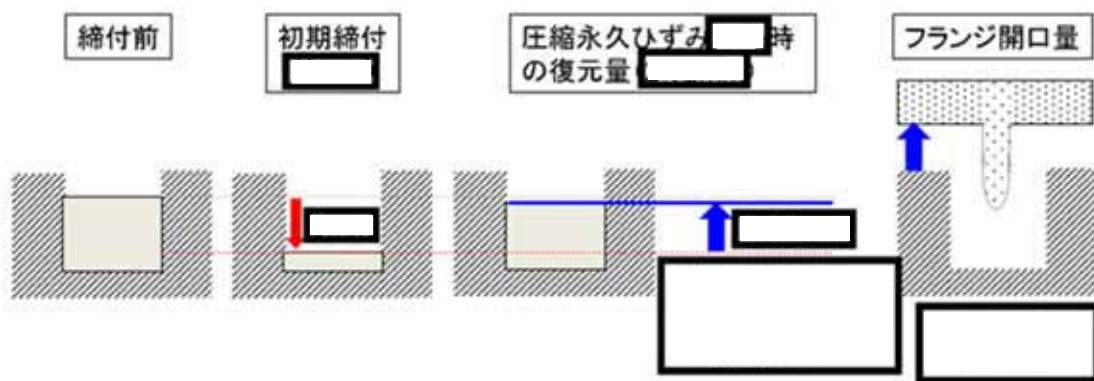
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

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

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

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



第4図 圧縮永久ひずみ時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

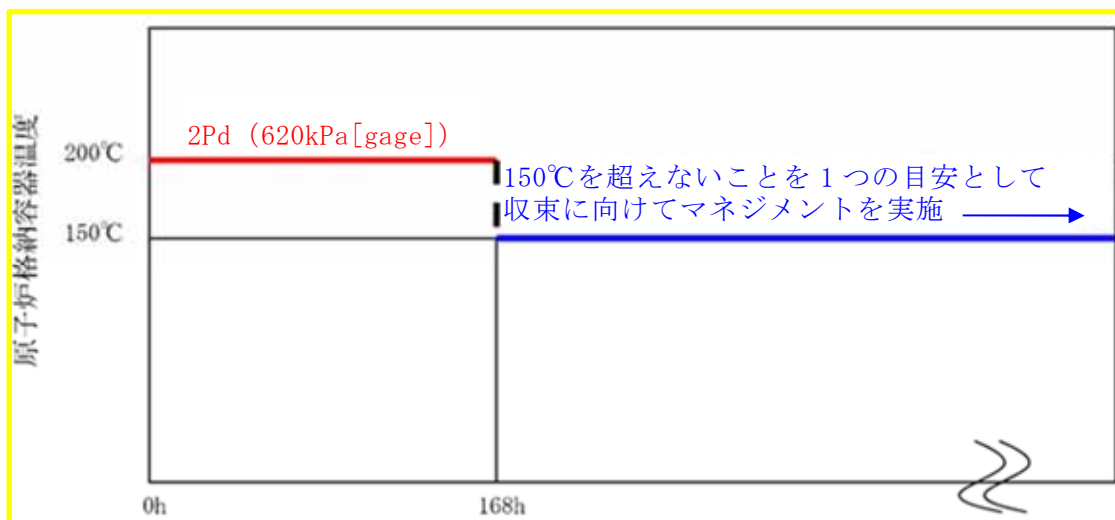
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

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

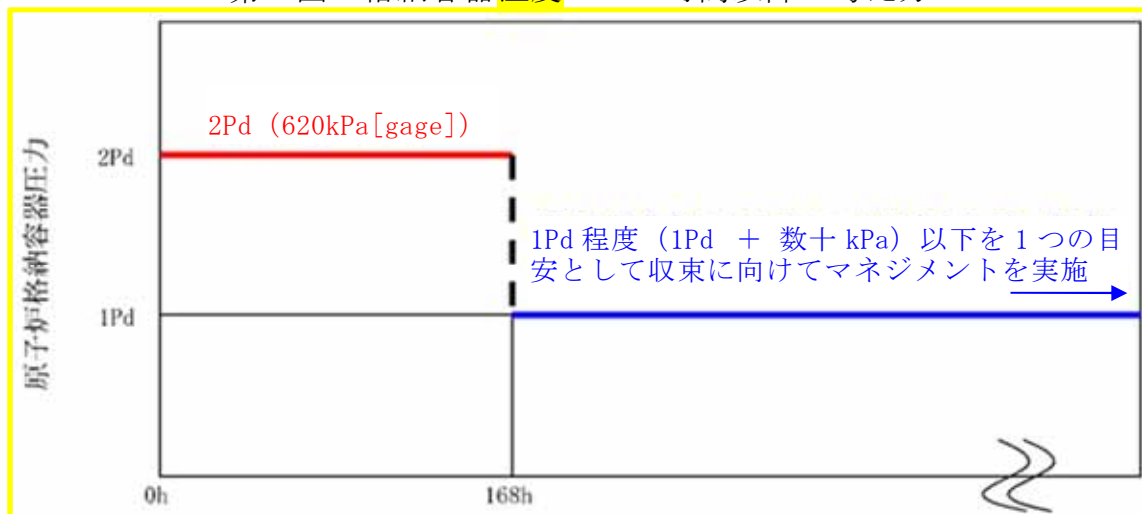
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

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

※：酸素濃度をドライ換算で $4.3\text{vol}\%$ 以下とする運用の範囲



第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

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

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

| 累積放射線照射量 | ひずみ率 |
|----------|------|
| | |

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

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

a. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

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

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

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

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

b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

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

第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

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

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

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待している。

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

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

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

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

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

(2) 複数の機能に期待する場合

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

①原子炉注水と格納容器スプレイ

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

②原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）注水

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

③格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ 300m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水 80m³/h であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組み合わせ

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

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

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

3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

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

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

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

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











有効性評価で考慮する同時注水パターンを第 1 表及び第 2 表に示す。

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

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

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

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

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

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

| | 47条 1.4 | 49条 1.6 | 51条 1.8 | 53条 1.10 | 54条 1.11 | 備考 |
|------------------|----------------------|----------------------|--------------------|-----------|----------------------|---|
| | 原子炉 | 原子炉格納容器 | (ドライウエル部) ペデスタル | 原子炉格納容器頂部 | 使用済燃料プール | |
| 初期注水段階 | 378m ³ /h | — | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） |
| 原子炉格納容器スプレイ段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | 114m ³ /h | <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 原子炉格納容器ベント段階 | 50m ³ /h | — | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない |

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

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

| | 47条 1.4 | 49条 1.6 | 51条 1.8 | 53条 1.10 | 54条 1.11 | 備考 |
|---------------------------|----------------------|----------------------|--------------------|-----------|----------------------|---|
| | 原子炉 | 原子炉格納容器 | (ドライウエル部) ペデスタル | 原子炉格納容器頂部 | 使用済燃料プール | |
| 原子炉減圧・低圧注水移行段階 | 378m ³ /h | — | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） |
| 原子炉格納容器スプレイ段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | 114m ³ /h | <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 原子炉格納容器ベント段階 [※] | 50m ³ /h | — | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない |

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

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

| | 47条 1.4 | 49条 1.6 | 51条 1.8 | 53条 1.10 | 54条 1.11 | 備考 |
|------------------|----------------------|----------------------|----------------------|-----------|---------------------|---|
| | 原子炉 | 原子炉格納容器 | (ドライウエル部) ペDESTAL | 原子炉格納容器頂部 | 使用済燃料プール | |
| 原子炉減圧・低圧注水移行段階 | 110m ³ /h | — | — | — | — | ・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） |
| 原子炉格納容器スプレイ段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | — | ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | 16m ³ /h | ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

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

| | 47条 1.4 | 49条 1.6 | 51条 1.8 | 53条 1.10 | 54条 1.11 | 備考 |
|-------------------|----------------------|----------------------|----------------------|-----------|----------------------|---|
| | 原子炉 | 原子炉格納容器 | (ドライウエル部) ペDESTAL | 原子炉格納容器頂部 | 使用済燃料プール | |
| 初期注水段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | — | ・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに原子炉格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース |
| 再冠水後制御段階* | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | — | ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・原子炉格納容器スプレイは原子炉格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階* | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | 114m ³ /h | ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び原子炉格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 原子炉格納容器ベント段階* | 50m ³ /h | — | — | — | — | ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 |

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

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

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

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

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

ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について

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

1. ペDESTALの構造及び設備概要

東海第二発電所のペDESTALの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

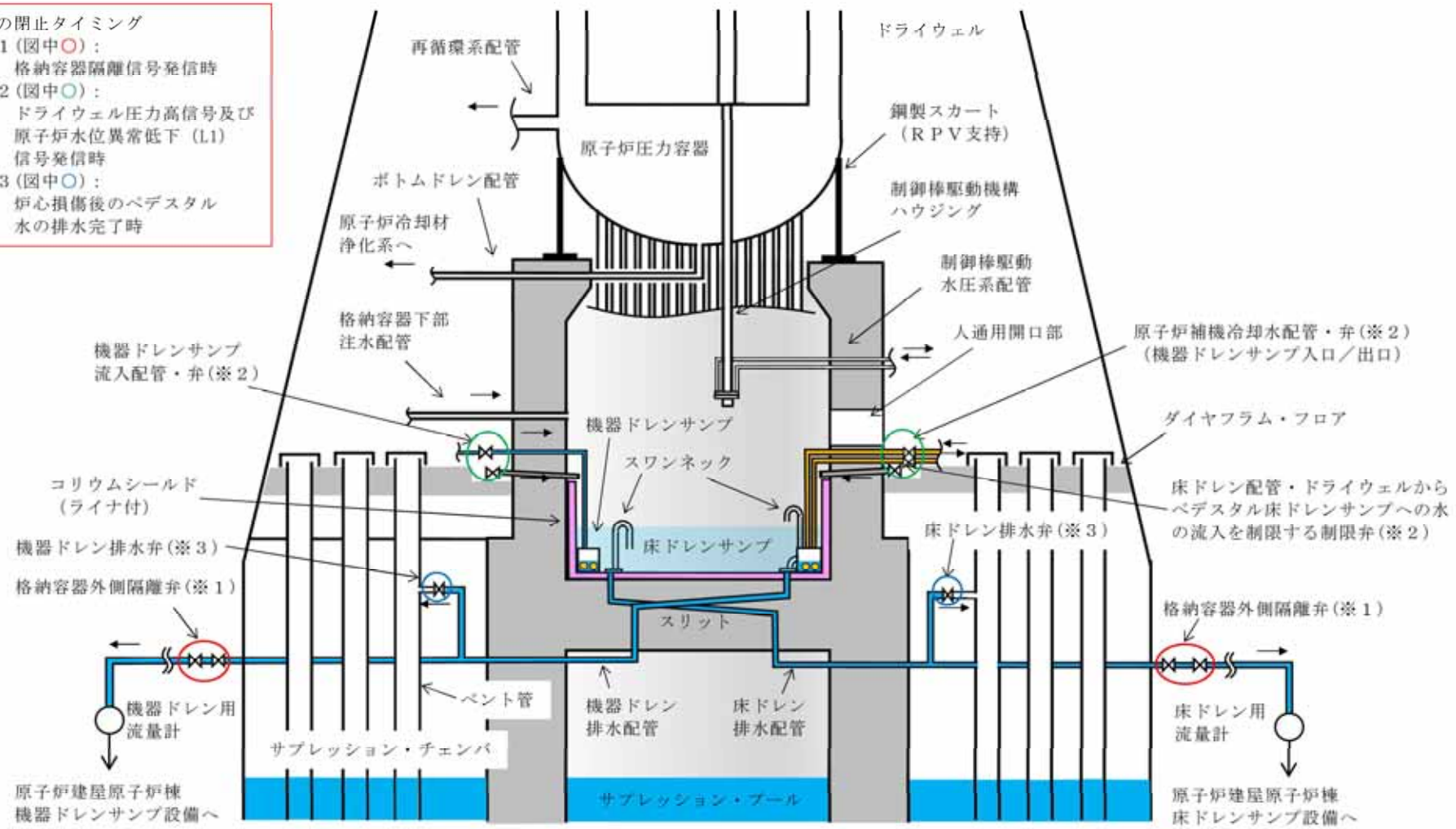
ペDESTAL内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペDESTAL構造健全性確保のため， ZrO_2 製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にSUS製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

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

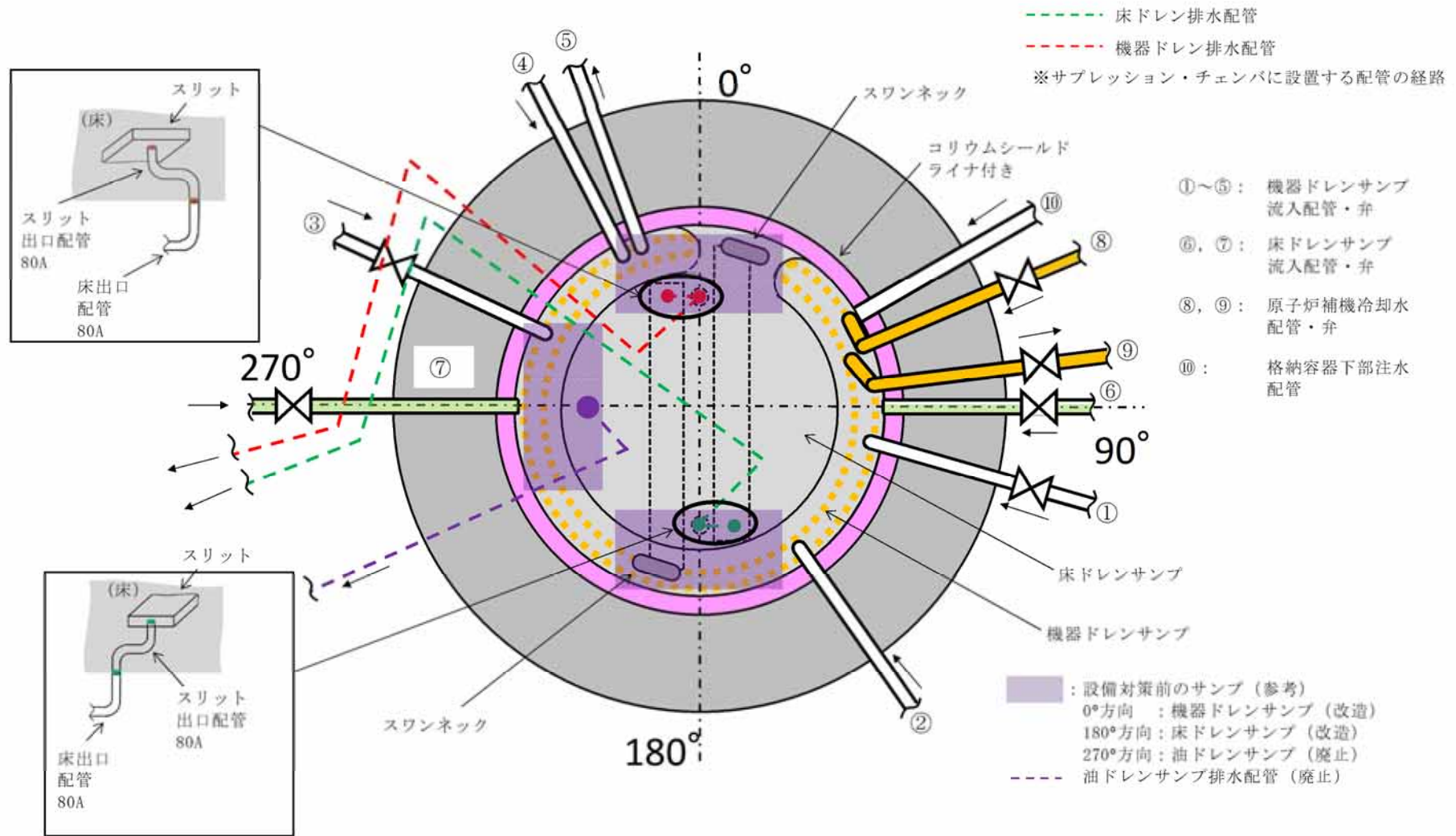
床ドレンサンプ内に流入した水は，1mに立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペDESTALからサブプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

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

- 弁の閉止タイミング
 ※1 (図中○) :
 格納容器隔離信号発信時
 ※2 (図中○) :
 ドライウェル圧力高信号及び
 原子炉水位異常低下 (L1)
 信号発信時
 ※3 (図中○) :
 炉心損傷後のペDESTAL
 水の排水完了時



第1図(a) ペDESTAL概要図 (断面図)



第1図(b) ペDESTAL概要図 (平面図)

2. 水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。

(1) 原子炉起動前及び通常運転時

原子炉起動前において、必要に応じ消火系等でペDESTAL内への事前水張りを実施し、ペDESTAL内水位 1m (約 27m³) を確保する。

通常運転時においては、ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水や格納容器内で発生する結露水が、床ドレンとして格納容器内の床ドレン配管からペDESTAL内へ流入 (多量時：約 6.8m³/h, 少量時：約 0.2m³/h) する。なお、通常運転時に発生する格納容器内床ドレンの放射能濃度は約 3.7Bq/ml である。ペDESTAL内へ床ドレンが流入すると、ペDESTAL内の水位が高さ 1m のスワンネックを超過するため、流入分の床ドレンがスワンネックを通じて原子炉建屋原子炉棟の床ドレンサンプ設備へ排水される。原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備への排水を確認 (中央制御室の格納容器内床ドレン流量記録計や積算計により確認可能) することで、ペDESTAL内水位 1m が確保されていることが確認できる。

(2) 事故発生から R P V 破損まで

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

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

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

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

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

(3) R P V破損後

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

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

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

1. はじめに

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

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

2. RPV破損時のデブリ落下挙動

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

なお、有効性評価においては、溶融燃料－冷却材相互作用や溶融炉心・コ

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

3. R P V破損後のペDESTAL内の水の状態とS E発生抑制の考え方

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

まず、R P V破損時にペDESTAL内に存在する水量（水深1m）は であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 11ton と評価される。これは、デブリ全体に対して4%未満の落下量である。また、ペDESTALを満水（水深 ）とする水量は約 81m³であり、この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は、約 31ton と評価される。このデブリ量がペDESTAL内に堆積した場合、その堆積高さは約 0.15m となる。よって、これに余裕を考慮し、0.2m までのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うことで、ペDESTAL内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また、R P V破損後のペDESTAL注水は 80m³/h にて実施するが、デブリからペDESTAL水への伝熱速度の観点からは、熱流束を 800kW/m²一定※、伝熱面積をデブリ拡がり面積である とすると、180m³/h 以上の水を飽和温度まで昇温する熱移行率となる。

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

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

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

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

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

第1表 デブリの評価条件

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

第2表 ペDESTAL水の評価条件

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

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

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

(a) R P V 破損前

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

(b) R P V 破損後

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

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

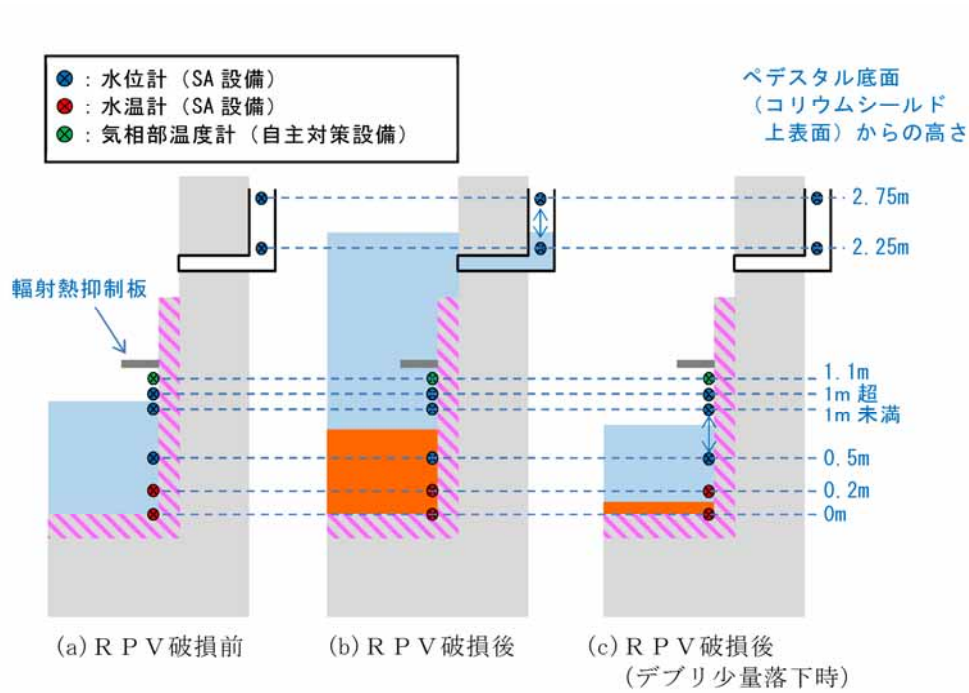
(c) R P V破損後（デブリの落下量が少量の場合）

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

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

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

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



第 1 図 ペDESTAL 水位管理の概念図

ペDESTAL排水設備対策について

1. はじめに

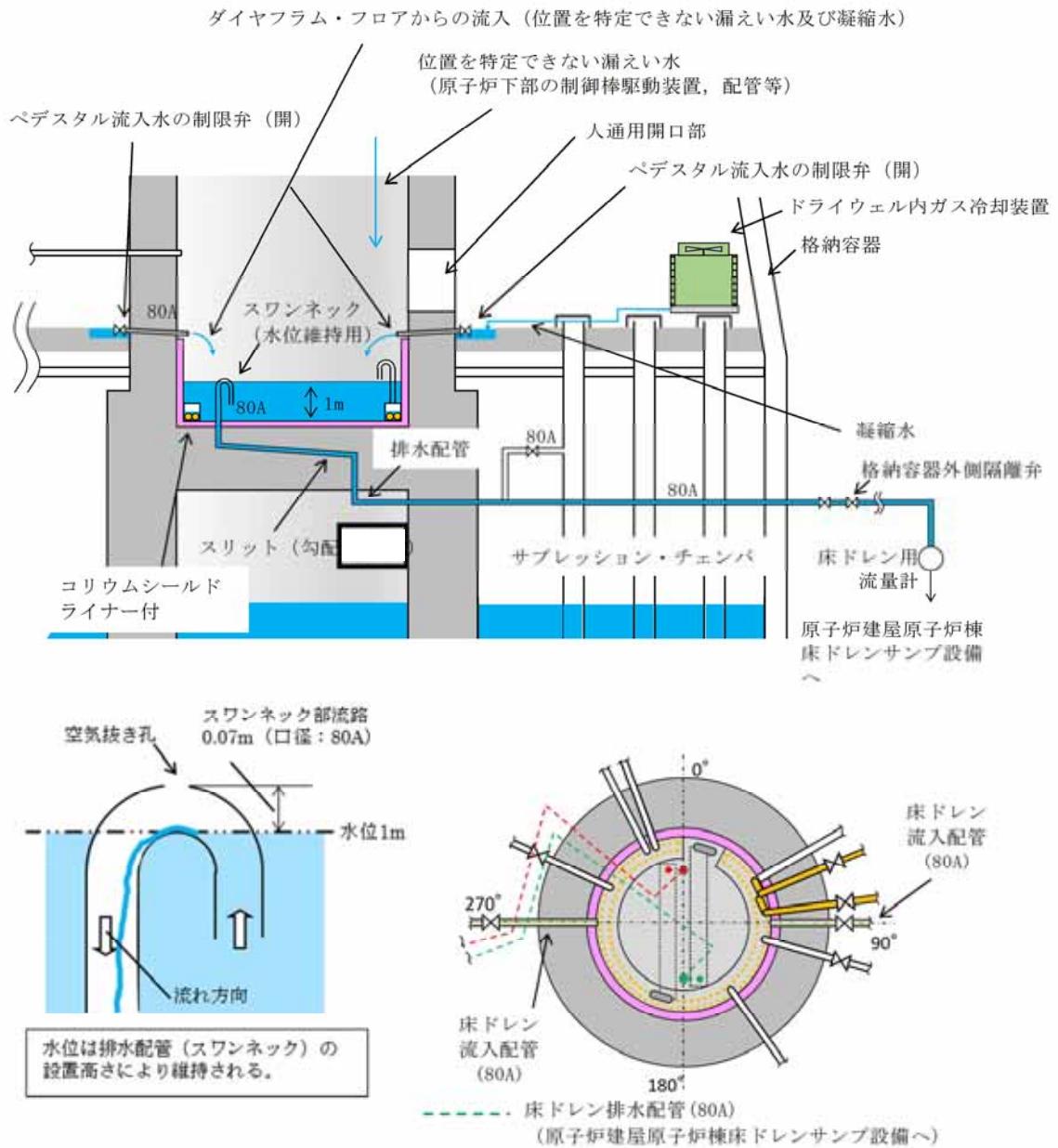
通常運転中，事故発生からR P V破損まで及びR P V破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

(1) 通常運転時

①ペDESTAL内床ドレンサンプ

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

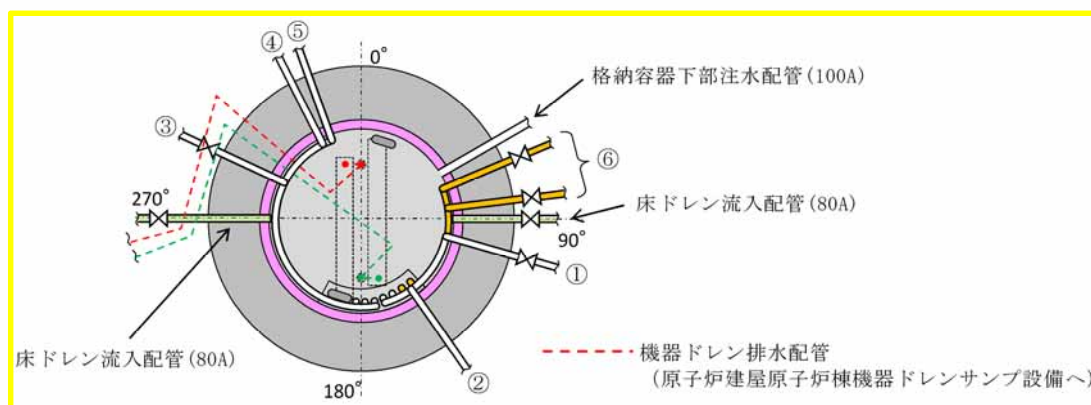
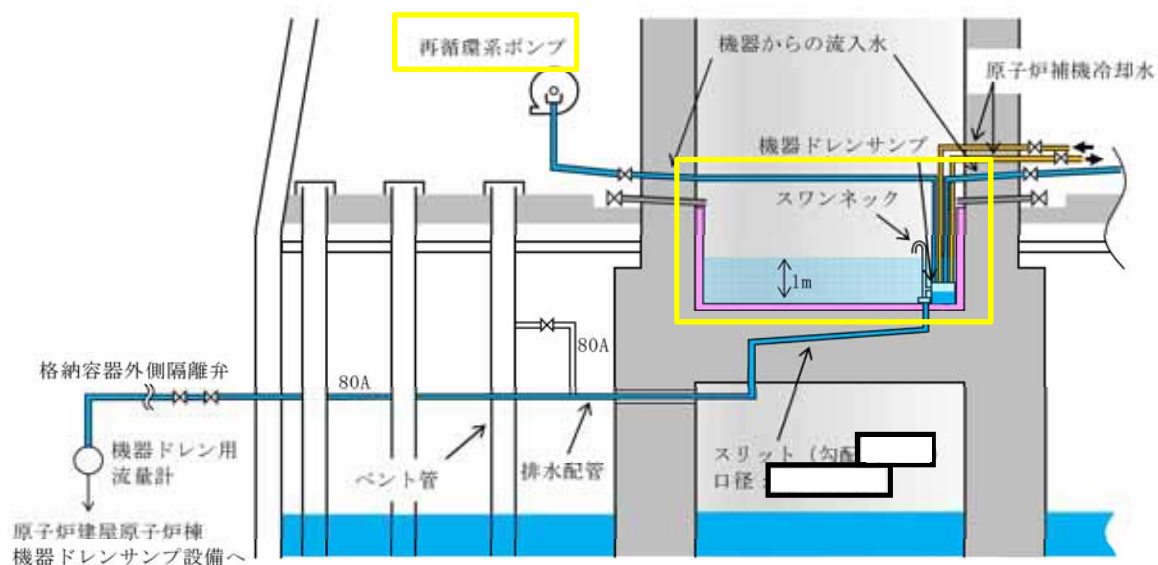
全長は を短くする観点から、スリットの勾配を に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、スリットの勾配は影響しない。



第1図 ペDESTAL床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

②ペDESTAL内機器ドレンサンプ

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



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

*1 弁グランド部からのリーク水 (運転中)

*2 通常閉の弁を開にし排水 (定検時のみ)

第2図 ペDESTAL機器ドレンサンブの運転中流入水及び排水概要図

(2) 事故発生から R P V 破損前まで

① R P V 破損前までに達成すべき条件

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

② 条件を達成するための設備対策

a. ドライウエルからの流入水の遮断

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

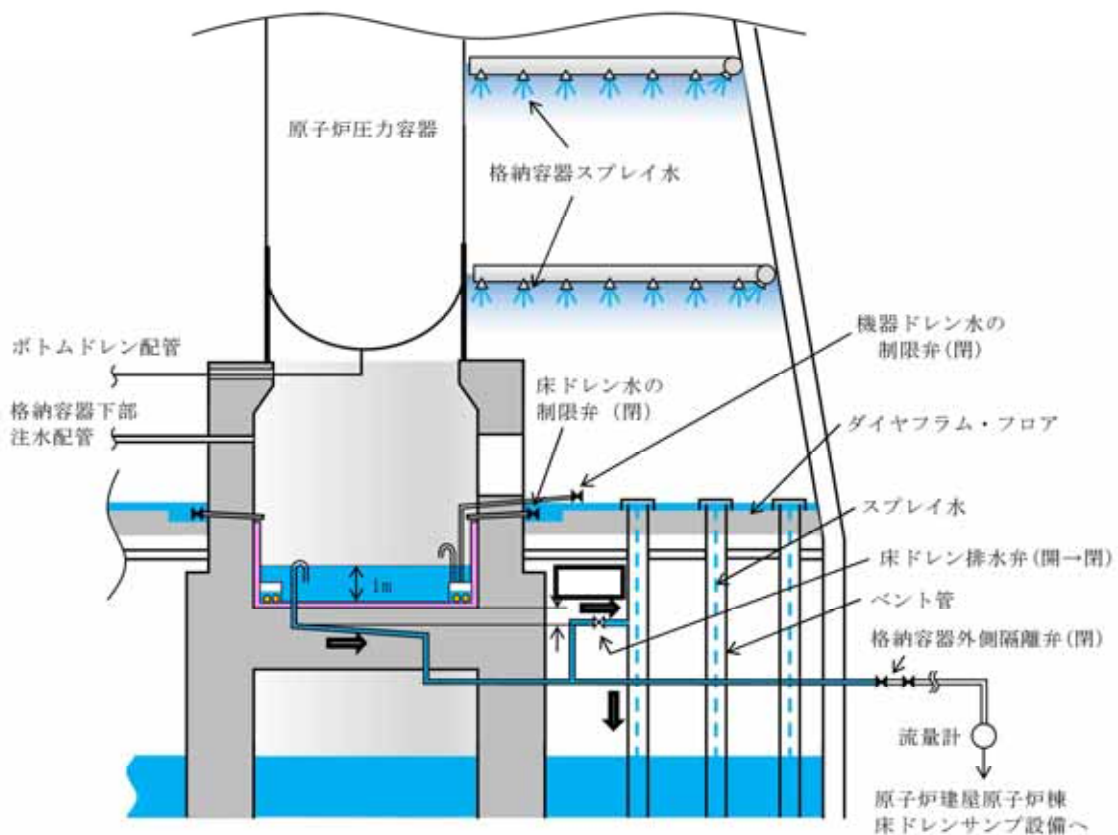
b. ペDESTALへの流入水の排出

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

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

る手順とする。

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

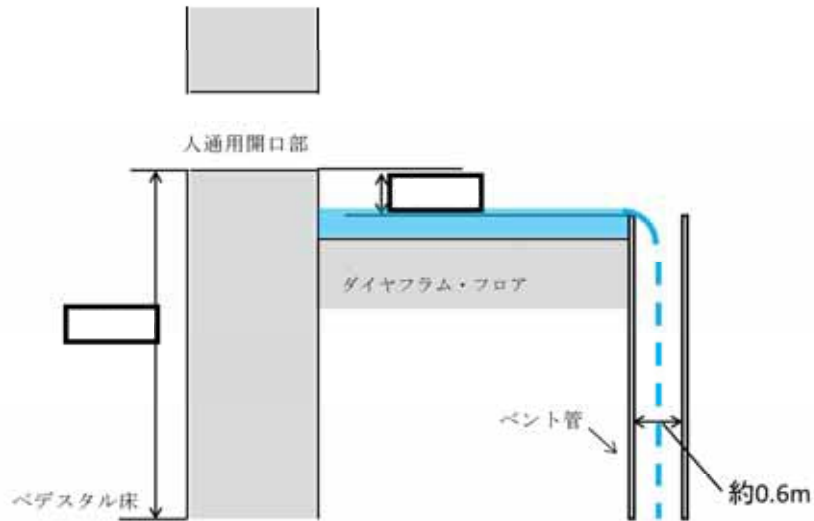


ペDESTALに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・プールへ排水される。ベント管は、格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが、ベント管は個数が108本あり、約0.6mの直径を有していることから、ベント管の単位面積当たりに流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり、ペDESTALへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

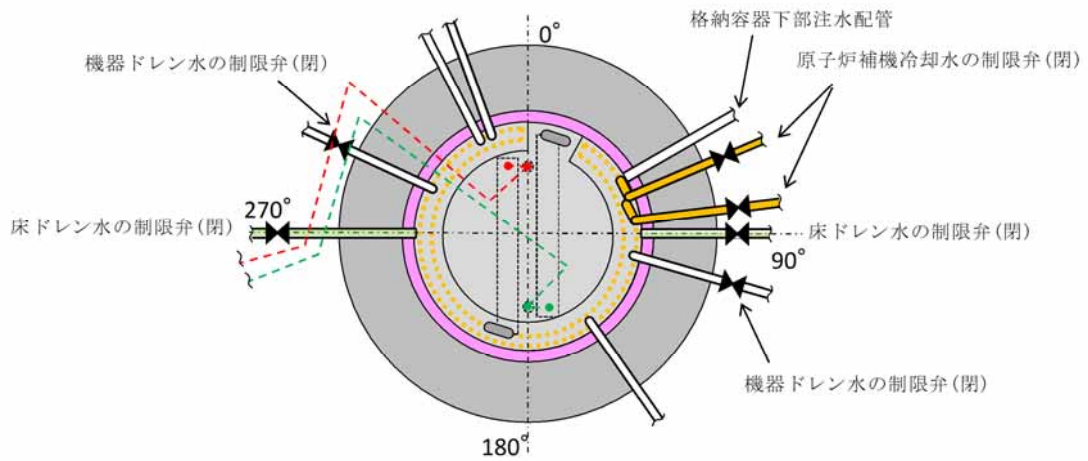
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし、格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は、ペDESTAL床のコンクリート表面より約0.62m下であり、床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため、格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することはない。

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

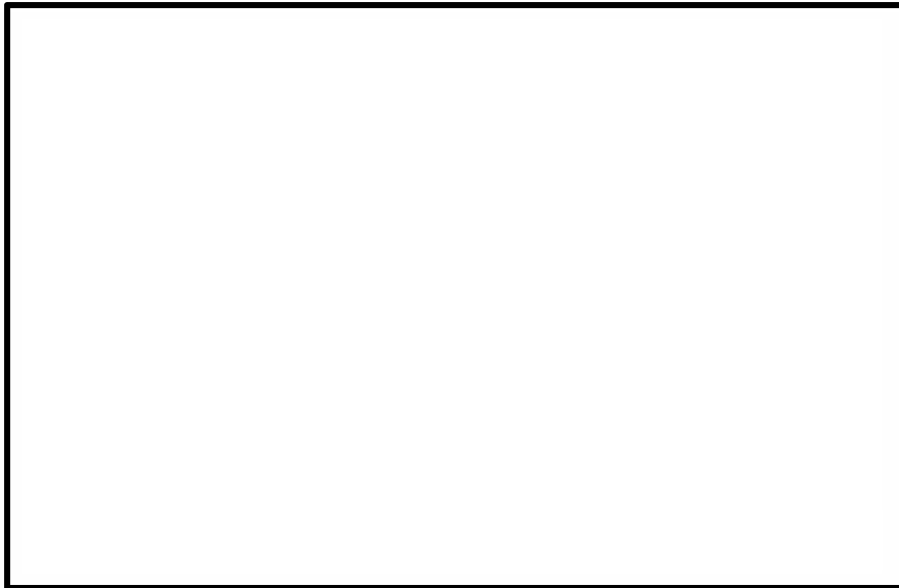
第3図(a) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図(b) ペDESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

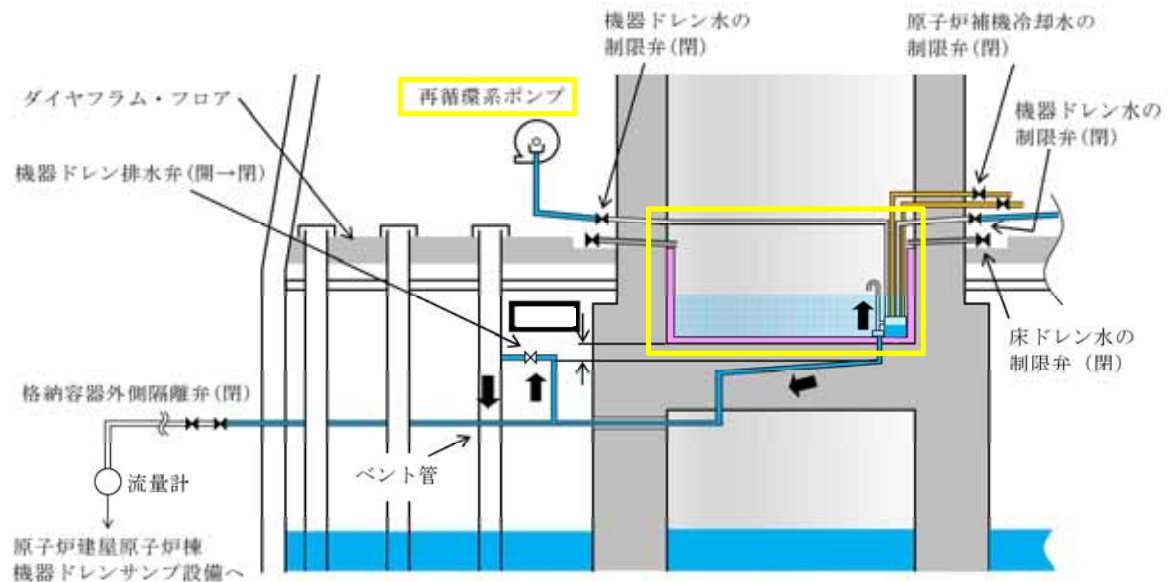


第3図(c) ペDESTアル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



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

第3図(d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要



第3図(e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位1m維持対策概要

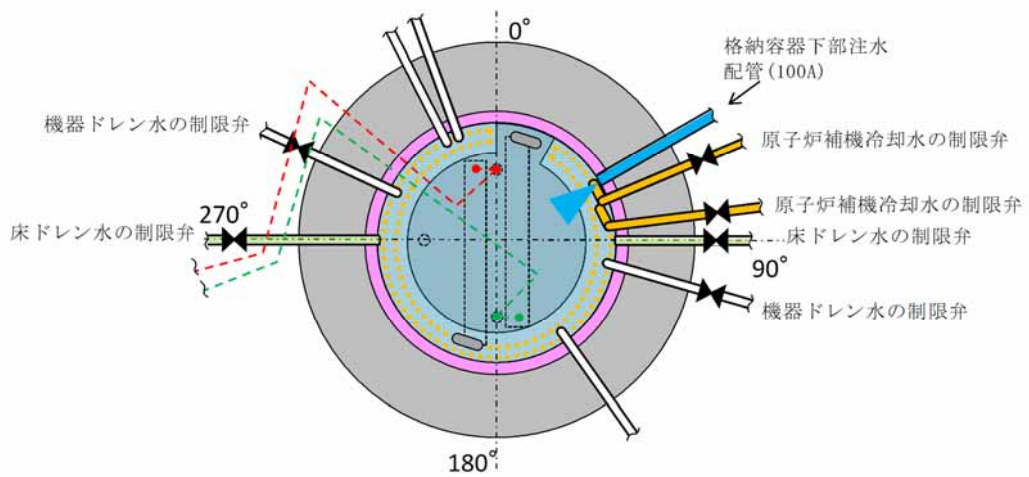
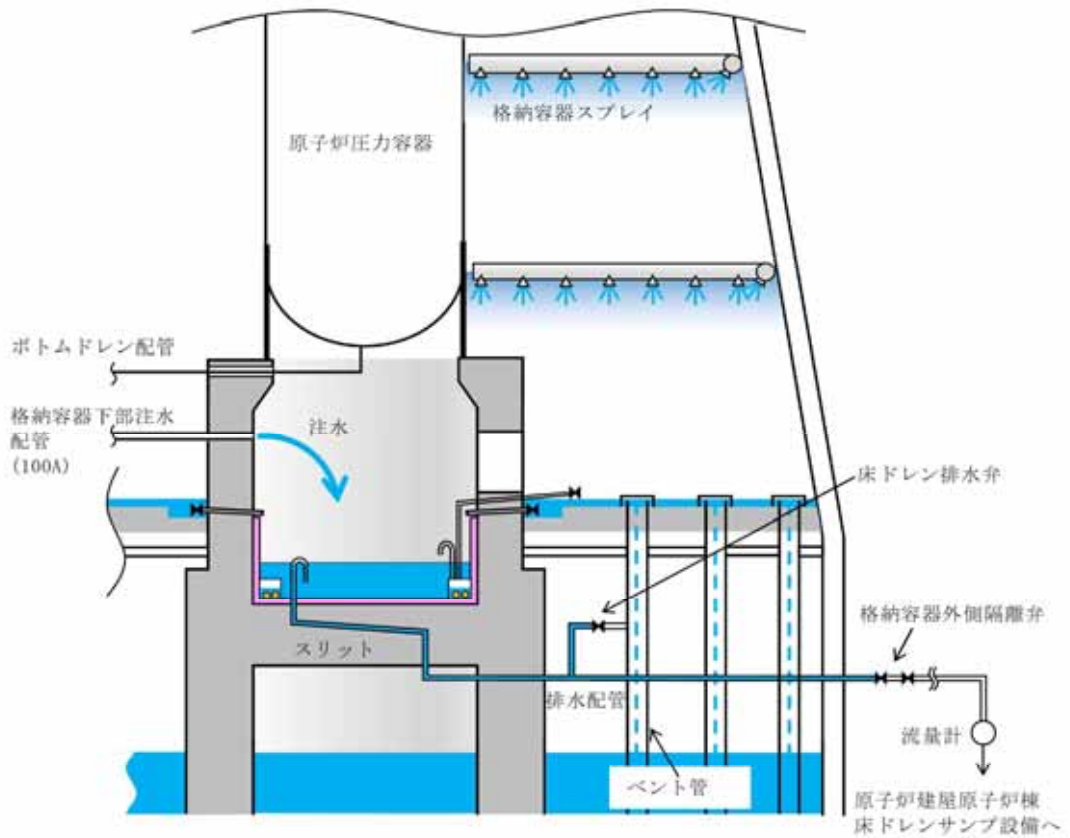
(3) R P V破損後

① R P V破損後に達成すべき条件

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

②条件を達成するための設備対策

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



第4図 ペDESTAL床ドレンサンプ注水概要図

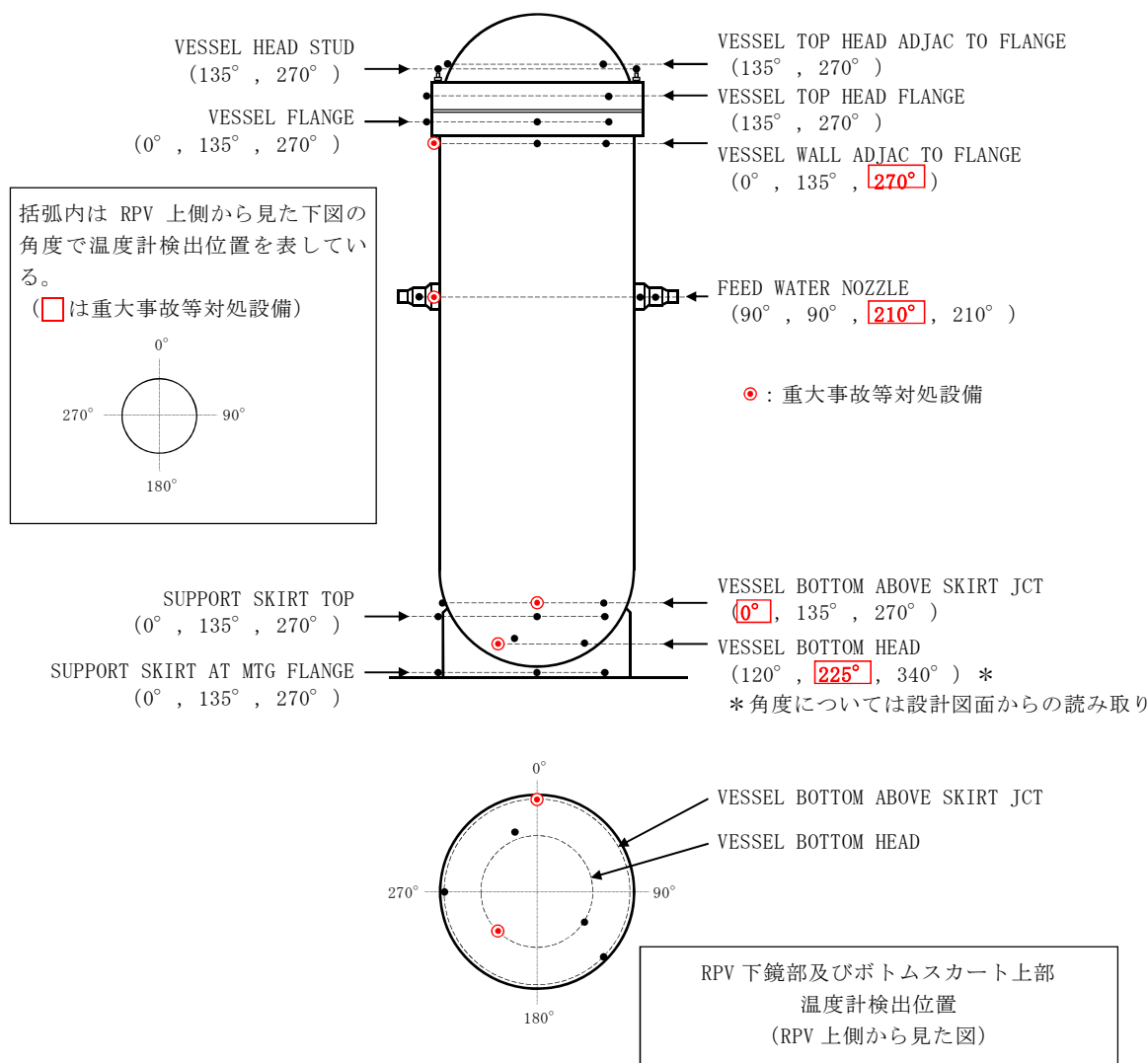
原子炉圧力容器の破損判断について

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

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

第1表 過渡事象及びLOCA事象時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

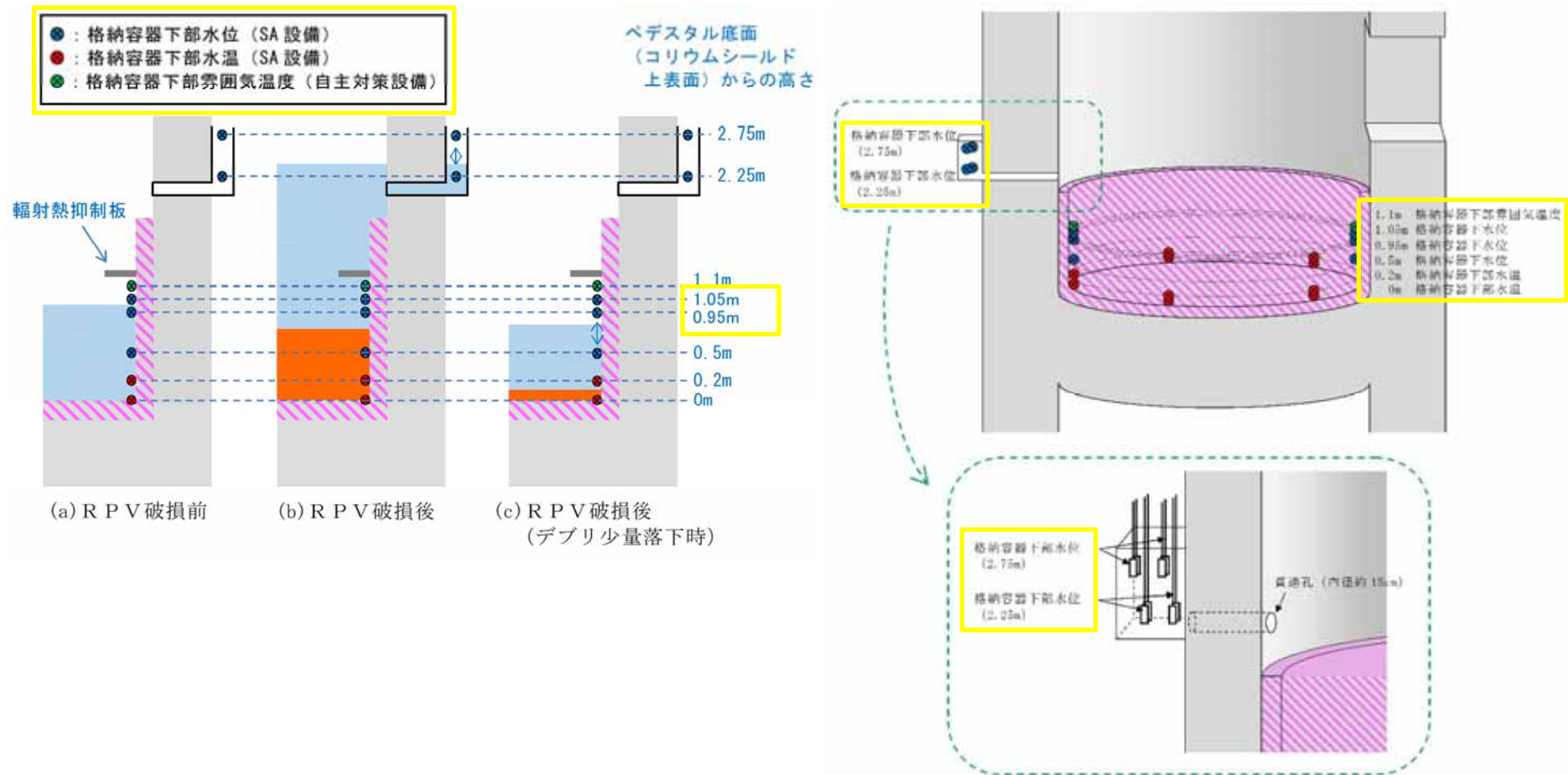
| パラメータ | 設定の理由 |
|---|--|
| 【破損徴候パラメータ】 | |
| 原子炉水位 | 原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。 |
| 制御棒位置 | RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。 |
| RPV下鏡部温度 (第1図) | RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，RPV内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，RPV内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。 |
| 【破損判断パラメータ】 | |
| 格納容器下部水温 (第2図) | <ul style="list-style-type: none"> ・RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペDESTAL（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり，RPV破損の誤検知の恐れはない。 ・少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，RPV破損の速やかな判断が可能。 |
| 【従来の破損判断パラメータ等】 | |
| <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・ドライウエル圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度，等 | <p>以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない</p> <div style="border-left: 1px solid black; border-right: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・LOCA事象のリロケーション時等，RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。 </div> |



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

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

第 1 図 RPV 温度計検出位置



第 2 図 ペデスタル内の計器設置図

原子炉起動前及び通常運転時における

ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位について

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

1. 原子炉起動前におけるペDESTAL内への事前水張り

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

2. 通常運転時におけるペDESTAL内の水位維持

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

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

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

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

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 |
|--|---|--------------------------|---|
| 1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 | (1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水 a. 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 | 原子炉圧力容器温度で300℃以上 | 原子炉圧力容器温度が格納容器内雰囲気放射線モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準である300℃以上 |
| | | 原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が300℃到達 | 原子炉圧力容器温度（下鏡部）指示値が原子炉圧力容器破損の判断基準である300℃到達 |

操作手順の解釈一覧 (1/5)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|--|--|---|---|---|
| 1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 | (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | a. 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約 2.0MPa [gage] 以上 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力にて常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約 2.0MPa [gage] 以上 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 添付資料 1.8.6 「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」 に整理する。 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) が 1m を超える水位を検知 | 格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) がペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保完了の判断基準である 1m を超える水位を検知 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 添付資料 1.8.6 「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」 に整理する。 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で 0.2m 未満 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが 0.2m 未満 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を 0.5m ~ 1.0m に維持 | 格納容器下部水位 (高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を 0.5m ~ 1.0m に維持 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で 0.2m 以上 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが 0.2m 以上 |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し |
| | | 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を 2.25m ~ 2.75m に維持 | 格納容器下部水位 (満水管理用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を 2.25m ~ 2.75m に維持 |
| | b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 添付資料 1.8.6 「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」 に整理する。 |
| | | 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を 80m ³ /h に調整し |
| | | 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) が 1m を超える水位を検知 | 格納容器下部水位 (高さ 1m 超検知用) がペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保完了の判断基準である 1m を超える水位を検知 |

操作手順の解釈一覧 (2/5)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | | |
|--|---------------------------------|--|---|---|---|
| 1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 | (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水) | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。 | |
| | | | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m未満 | |
| | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m~1.0mに維持 | 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未満検知用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m~1.0mに維持 | |
| | | | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m以上 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m以上 | |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | |
| | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m~2.75mに維持 | 格納容器下部水位 (満水管理用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m~2.75mに維持 | |
| | c. 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | c. 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力にて消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 |
| | | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量が80m ³ /hまで上昇 |
| | | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し |
| | | | | 格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) が1mを超える水位を検知 | 格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) がペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保完了の判断基準である1mを超える水位を検知 |
| | | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量が80m ³ /hまで上昇 |
| | | | | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m未満 |
| | | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m~1.0mに維持 | 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未満検知用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m~1.0mに維持 |

操作手順の解釈一覧 (3/5)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|--|----------------------------|----------------------------------|---|---|
| 1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 | (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | c. 消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m以上 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m以上 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し |
| | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m～2.75mに維持 | 格納容器下部水位 (満水管理用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m～2.75mに維持 |
| | | d. 補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水 | 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上 | 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力にて復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量が80m ³ /hまで上昇 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し |
| | | | 格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) が1mを超える水位を検知 | 格納容器下部水位 (高さ1m超検知用) がペDESTAL (ドライウエル部) 水位確保完了の判断基準である1mを超える水位を検知 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量が80m ³ /hまで上昇 |
| | | | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m未満 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m未満 |
| | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m～1.0mに維持 | 格納容器下部水位 (高さ0.5m, 1.0m未満検知用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を0.5m～1.0mに維持 |
| | | | 溶融炉心堆積高さが格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) で0.2m以上 | 格納容器下部水温 (水温計兼デブリ堆積検知用) にて溶融炉心堆積高さが0.2m以上 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し | 低圧代替注水系格納容器下部注水流量にて低圧代替注水系格納容器下部注水流量を80m ³ /hに調整し |
| | | | ペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m～2.75mに維持 | 格納容器下部水位 (満水管理用) にてペDESTAL (ドライウエル部) の水位を2.25m～2.75mに維持 |

操作手順の解釈一覧 (4/5)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | | |
|--|--------------------------|---------------------------------------|--|---|--|
| 1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順 | (1) 原子炉圧力容器への注水 | a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 | 原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇 | 原子炉隔離時冷却系系統流量が約142m ³ /hまで上昇 | |
| | | | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | |
| | | b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 | 高圧代替注水系系統流量の流量上昇 | 高圧代替注水系系統流量が約136.7m ³ /hまで上昇 | |
| | | | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | |
| | | c. 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力にて常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 | |
| | | | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | |
| | | | 低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用), (常設ライン狭帯域用)の流量上昇 | 添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。 | |
| | | | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | |
| | | | d. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 |
| | | | | 低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用), (常設ライン狭帯域用)又は低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用), (可搬ライン狭帯域用)の流量上昇 | 添付資料1.8.6「常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について」に整理する。 |
| | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上に維持 | | | |

操作手順の解釈一覧 (5/5)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|--|---------------------|----------------------------------|--|---|
| 1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順 | (1) 原子炉圧力容器へ の注水 | e. 代替循環冷却系に よる原子炉圧力容 器への注水 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が約 1.2MPa [gage] 以上 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力にて代替循環冷 却系ポンプ吐出圧力指示値が約1.2MPa [gage] 以上 |
| | | | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 |
| | | | 代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇 | 代替循環冷却系原子炉注水流量が約250m ³ /hま で上昇 |
| | | f. 消火系による原子 炉圧力容器への注 水 | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上 に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内 の水位を原子炉水位L0以上に維持 |
| | | | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力にて消火系ポンプ 吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 |
| | | | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 |
| | | | 残留熱除去系系統流量の流量上昇 | 残留熱除去系系統流量が75m ³ /hまで上昇 |
| | | g. 補給水系による原 子炉圧力容器への 注水 | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上 に維持 | 原子炉水位(燃料域)等にて原子炉圧力容器内 の水位を原子炉水位L0以上に維持 |
| | | | 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約 0.84MPa [gage] 以上 | 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力にて復水移送ポ ンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上 |
| | | | 原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 | 原子炉圧力等にて原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下 |
| | | | 残留熱除去系系統流量の流量上昇 | 残留熱除去系系統流量が75m ³ /hまで上昇 |
| | | | | 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0以上 に維持 |

手順のリンク先について

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

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

機能回復

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

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

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

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

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

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

・ サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順

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

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

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

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

・ 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

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

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ，復水移送ポンプ，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，代替循環冷却系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 自主対策設備仕様

添付資料1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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

添付資料 1.9.6 解釈一覧

添付資料 1.9.7 手順のリンク先について

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

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

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 不活性ガス系

- ・ 原子炉格納容器

ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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

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

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

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

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

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

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

(i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

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

- ・可搬型窒素供給装置
- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・燃料給油設備

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

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

(iii) 遠隔人力操作機構による現場操作

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構

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

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

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

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)

による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

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

- ・ 可搬型代替交流電源設備

- ・ 燃料給油設備

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

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

- ・ 格納容器内水素濃度

- ・ 格納容器内酸素濃度

- ・ 残留熱除去系海水系ポンプ

- ・ 残留熱除去系海水系ストレナ

- ・ 緊急用海水ポンプ

- ・ 緊急用海水系ストレナ

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

- ・ 非常用交流電源設備

- ・ 常設代替交流電源設備

- ・ 燃料給油設備

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

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

代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷により大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素の処理に期待できず、また原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）、代替循環冷却系、代替格納容器スプレー冷却系又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源等が復旧し、可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は使用できない場合があるが，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系），代替循環冷却系，代替格納容器スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し，かつ電源等が復旧し，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の使用が可能となれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度が使用可能であれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお，「1.9.1(2) a . (a) i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」として使用する設備である不活性ガス系は，原子炉運転中に原子炉格納容器内雰囲気常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。また，「1.9.1(2) a . (b) i) (i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内を不活性化する手段として使用する設備であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

(添付資料1.9.2)

b. 手順等

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

この手順は、運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.9-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.9-2表，第1.9-3表）。

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

（添付資料1.9.3）

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

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

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

概要図を第1.9-1図に示す。

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合^{※2}。

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

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-2図に、タイムチャートを第1.9-3図に示す。

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

- ②災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内（S／C側及びD／W側）への不活性ガス（窒素）注入をするための接続口を連絡する。なお、格納容器窒素供給ライン接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。
- ③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置をS／C側用に1台、D／W側用に1台を準備及び可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置用電源車1台の準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を原子炉建屋東側屋外に配備した後、可搬型窒素供給装置として使用する窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車にケーブルを接続するとともに、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑤重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥災害対策本部長代理は、発電長に原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内に不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを連絡する。
- ⑦発電長は、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度が、原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入基準である4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長代

理に原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を依頼する。

⑧災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

⑨重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を開とし、原子炉格納容器（S／C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長代理に報告する。

⑩災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度指示値を確認し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は、災害対策本部長代理に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の追加を依頼する。

⑫^a 原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向の場合

災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示し、重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始する。なお、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達するまで可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活

性ガス（窒素）注入を継続する。その後、運転員等は中央制御室にて、ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、発電長に報告する。

⑫^b原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向でない場合

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

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

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

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

後、災害対策本部長代理に報告する。

⑩災害対策本部長代理は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑫^a原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過している場合

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

⑫^b原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合

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

i) 原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向の場合

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

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

ii) 原子炉格納容器内酸素濃度上昇傾向でない場合

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

⑲ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑳ 運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

㉑ 発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

㉒^a サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満の場合

発電長は災害対策本部長代理に、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）による注入停止前に原子炉格納

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

⑳^b サプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合

発電長は、運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長代理に原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。

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

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

㉒^a 原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止前の操作が

㉒^a又は㉑^b i)により可搬型窒素供給装置2台で実施した場合

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

㉒^b 原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入停止前の操作が

㉒^b又は㉑^b ii)により可搬型窒素供給装置1台で実施した場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（D／W側）を開とし、原子炉格納容

器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

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

㉑発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

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

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及び窒素供給用ホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

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

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

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

なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

格納容器ベント開始後において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原

原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合に第一弁を閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

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

- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。
- ⑩^a S/C側ベントの場合
- 運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（S/C側）を開とし、発電長に報告する。
- ⑩^b D/W側ベントの場合
- 第一弁（S/C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（D/W側）を開とし、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、第二弁（優先）を開とするが、第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器

内水素濃度 (S A), 格納容器内酸素濃度 (S A), 格納容器内酸素濃度及び格納容器内水素濃度指示値の低下, 並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 指示値の上昇により確認し, 発電長に報告する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

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

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

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

器内の水素濃度を抑制する。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

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

②格納容器ベント停止可能^{※3}と判断した場合、又は格納容器ベント（圧力調整）を実施した場合において、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage]）未満の場合。

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

(b) 操作手順

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

格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様。) 。

概要図を第1.9-6図に，タイムチャートを第1.9-7図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ，加熱器，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。
- ③発電長は，運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系A系の起動操作を実施し，可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量，可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度，可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し，ウォームアップ運転が開始したことを確認する。
- ⑥運転員等は，発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転を開始したことを報告する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系A系起動後，

約180分で可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃に温度制御されることを確認し、可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを確認する。

⑧運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量を調整する。

⑪運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の低下により確認する。

⑫運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで8分以内と想定する。

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

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

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

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

概要図を第1.9-8図に、タイムチャートを第1.9-9図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリン

グ装置（A）の暖気が開始^{※4}又は完了していることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）の暖気完了を確認した後、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）の起動操作を行い、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定^{※5}が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

※4：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※5：格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によるD/W側、S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、交流電源を確保してから格納容器内水

素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置（A）による測定開始まで38分以内と想定する。なお、交流電源の喪失時には常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用M C Cを受電した後、暖気が自動的に開始され、最長38分で計測が可能である。

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

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

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

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。）。

概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。

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

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

③発電長は、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

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

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

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フ

ローチャートを第1.9-12図に示す。

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

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

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

原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、原子炉格納容器水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントをする際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の第一弁開操作を第一優先とする。S/C側の第一弁開操作が実施できない場合に

は、D/W側の第一弁開操作を実施する。その後、第二弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。

(添付資料1.9.5)

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

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合には、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

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

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

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

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系ブロワ、可燃性ガス濃度制御系加熱器、電動弁及び監視計器への電源供給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

にて整備する。

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

第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

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

- ※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により常時不活性化している。
 ※2: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。
 ※3: 原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
 ※4: 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置及び燃料給油設備は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。
 ※5: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
 ※7: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|---------------------|---------------------|------------------------------------|--|---|
| 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止 | — | 原子炉格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器水素爆発防止 | 格納容器圧力逃がし装置※6 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） 常設代替交流電源設備※7 可搬型代替交流電源設備※7 常設代替直流電源設備※7 可搬型代替直流電源設備※7 燃料給油設備※7 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 遠隔人力操作機構による現場操作 | 遠隔人力操作機構※6 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度制御による 可燃性ガス濃度制御系 | 可燃性ガス濃度制御系プロワ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系 非常用交流電源設備※7 常設代替交流電源設備※7 燃料給油設備※7 | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「PCV水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

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

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

※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

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

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/4）

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

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

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

※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

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

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

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

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

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

※3：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

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

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

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

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

監視計器一覧 (2/5)

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

監視計器一覧 (3/5)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|----------------|--|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系系統流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系系統流量 |
| | | 補機監視機能 | 可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度 |

監視計器一覧 (4/5)

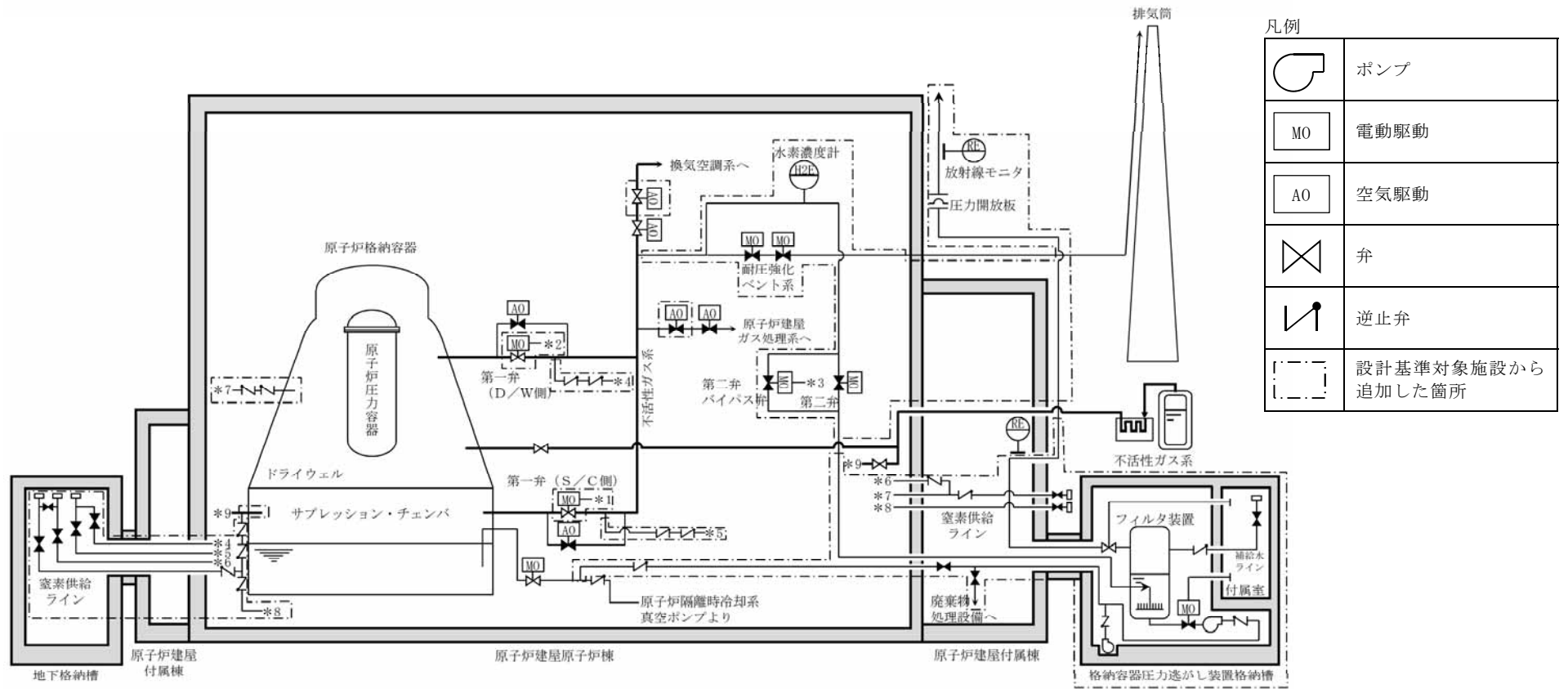
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|----------------|--|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射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

監視計器一覧 (5/5)

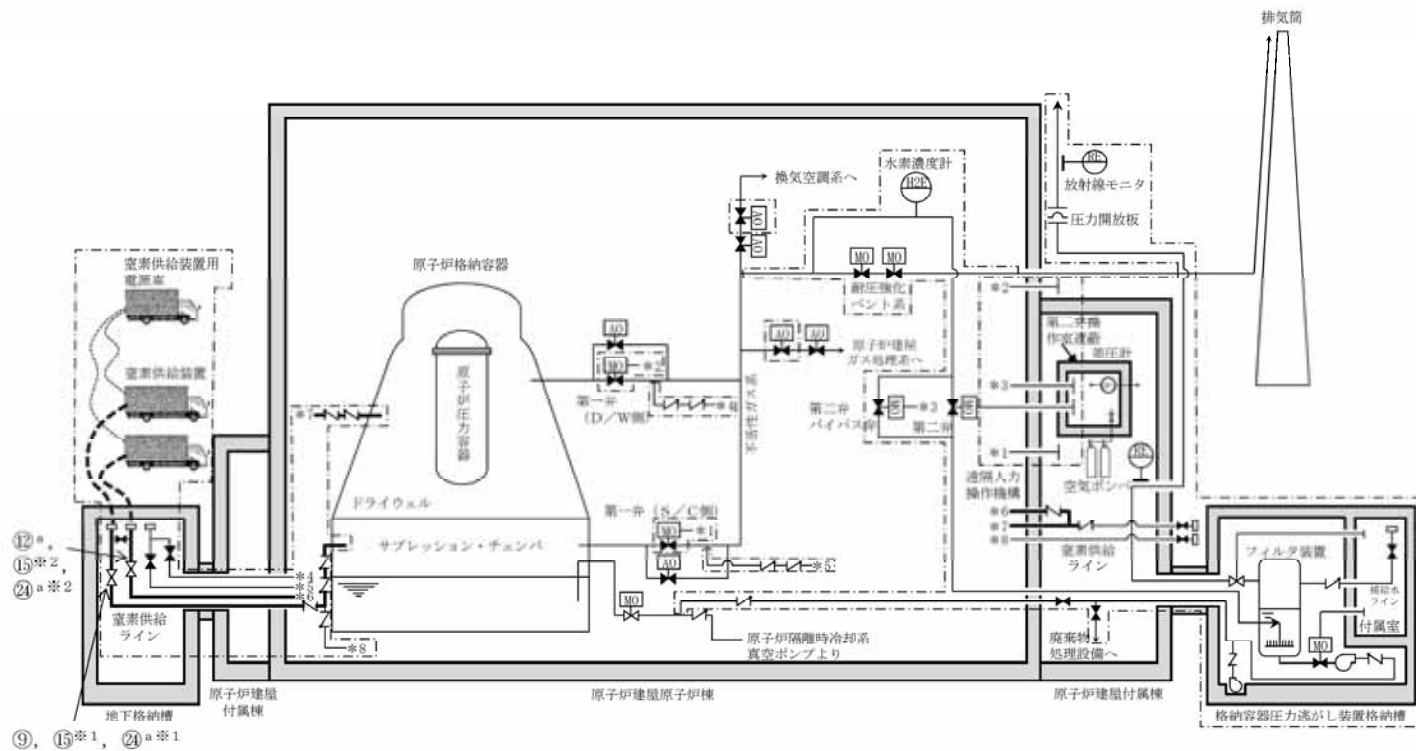
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|----------------|--|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「PCV水素濃度制御」 等 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格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

第1.9-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|---|---------------------------|--|
| <p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> | 第一弁（S/C側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第一弁（D/W側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁バイパス弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 格納容器内水素濃度（SA） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 格納容器内酸素濃度（SA） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | フィルタ装置入口水素濃度 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） | 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 |



第 1.9-1 図 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



凡例

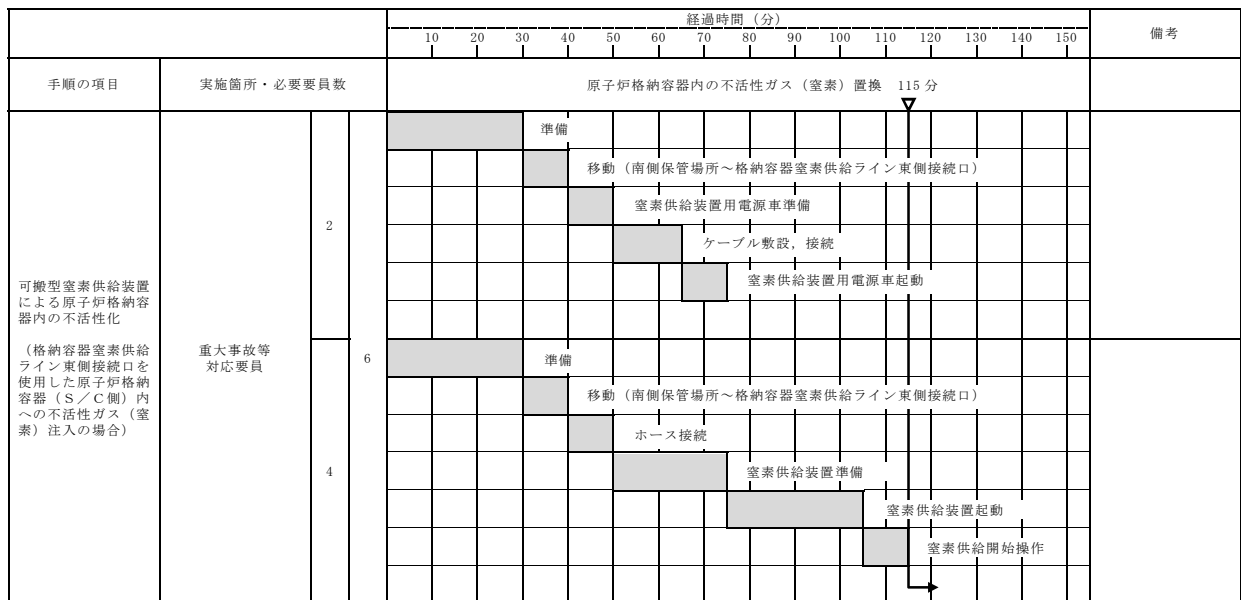
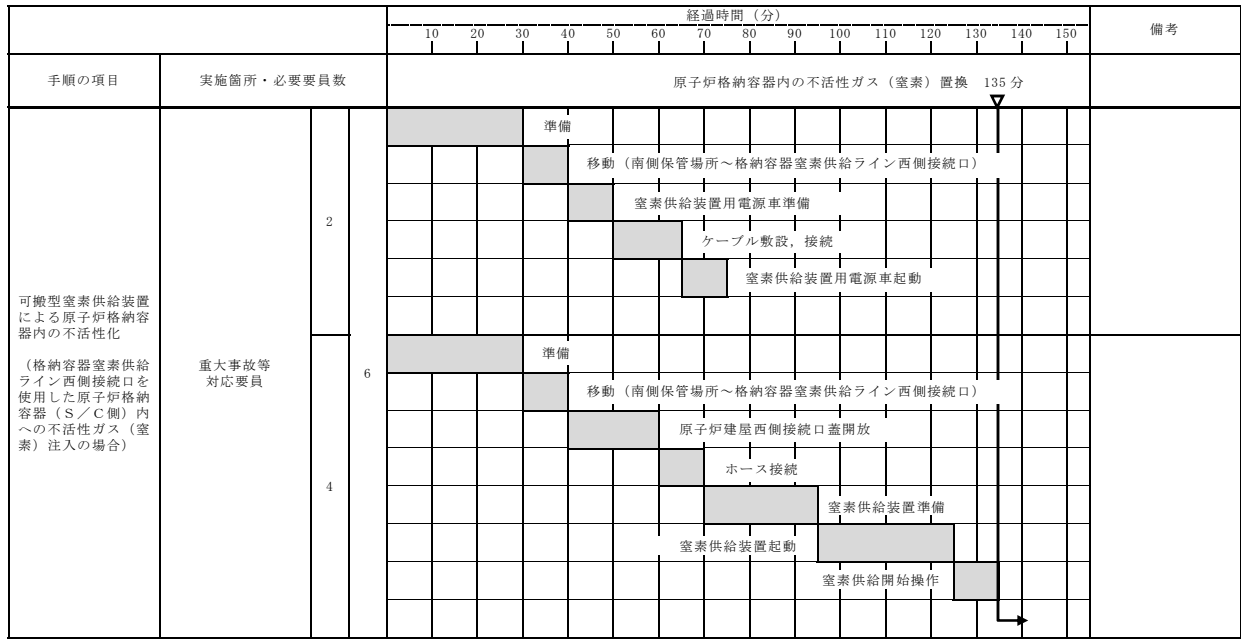
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|---|----------------|
| ⑨, ⑮*1, ⑳ ^a *1 | 窒素ガス補給弁 (S/C側) |
| ⑫ ^a , ⑮*2, ⑳ ^a *2 | 窒素ガス補給弁 (D/W側) |

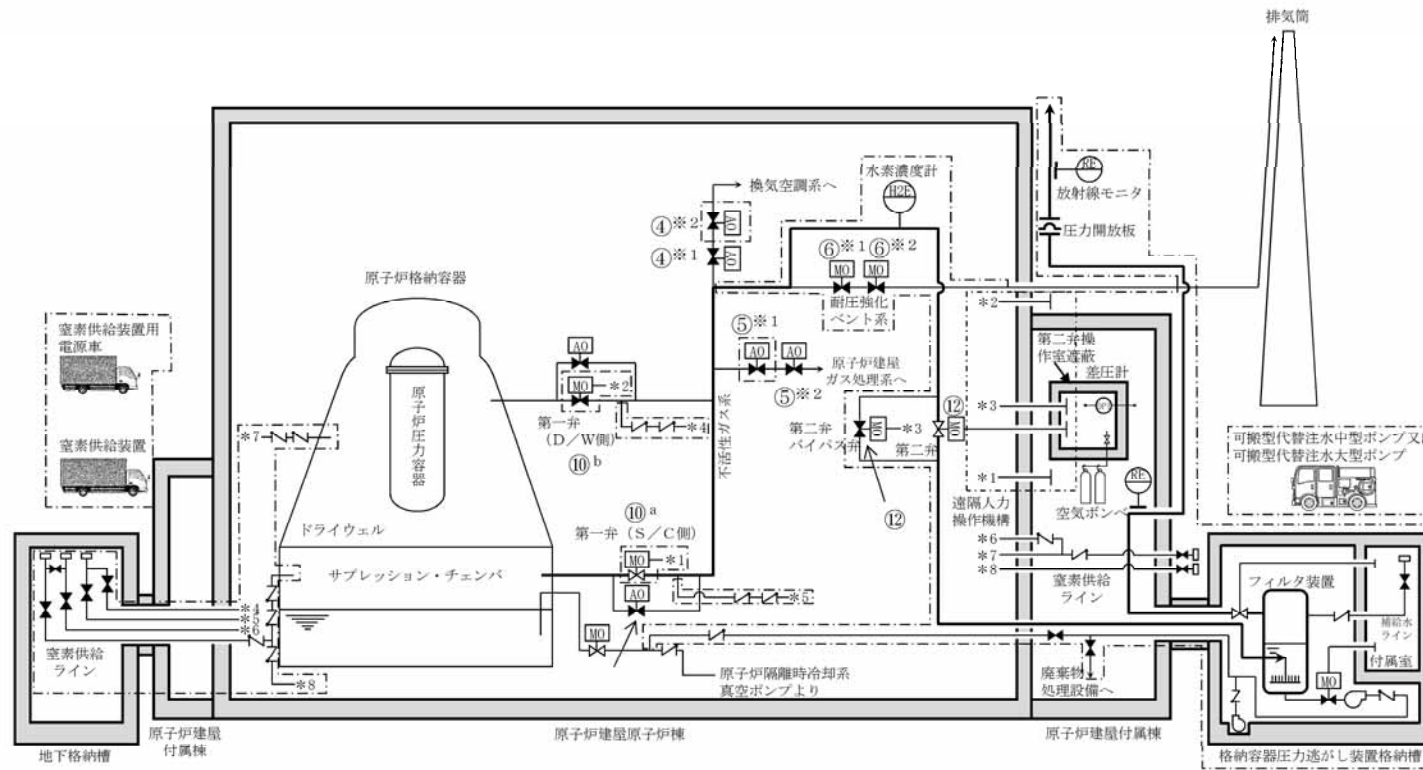
注：操作手順⑫^a, ⑱^a, ⑳^aの場合を示す。

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



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



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

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|------|-----------------|----------------|---------------|
| ④*1 | 換気空調系一次隔離弁 | ⑤*2 | 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁 | ⑩ ^a | 第一弁 (S/C側) |
| ④*2 | 換気空調系二次隔離弁 | ⑥*1 | 耐圧強化バント系一次隔離弁 | ⑩ ^b | 第一弁 (D/W側) |
| ⑤*1 | 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 | ⑥*2 | 耐圧強化バント系二次隔離弁 | ⑫ | 第二弁, 第二弁バイパス弁 |

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

第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 概要図

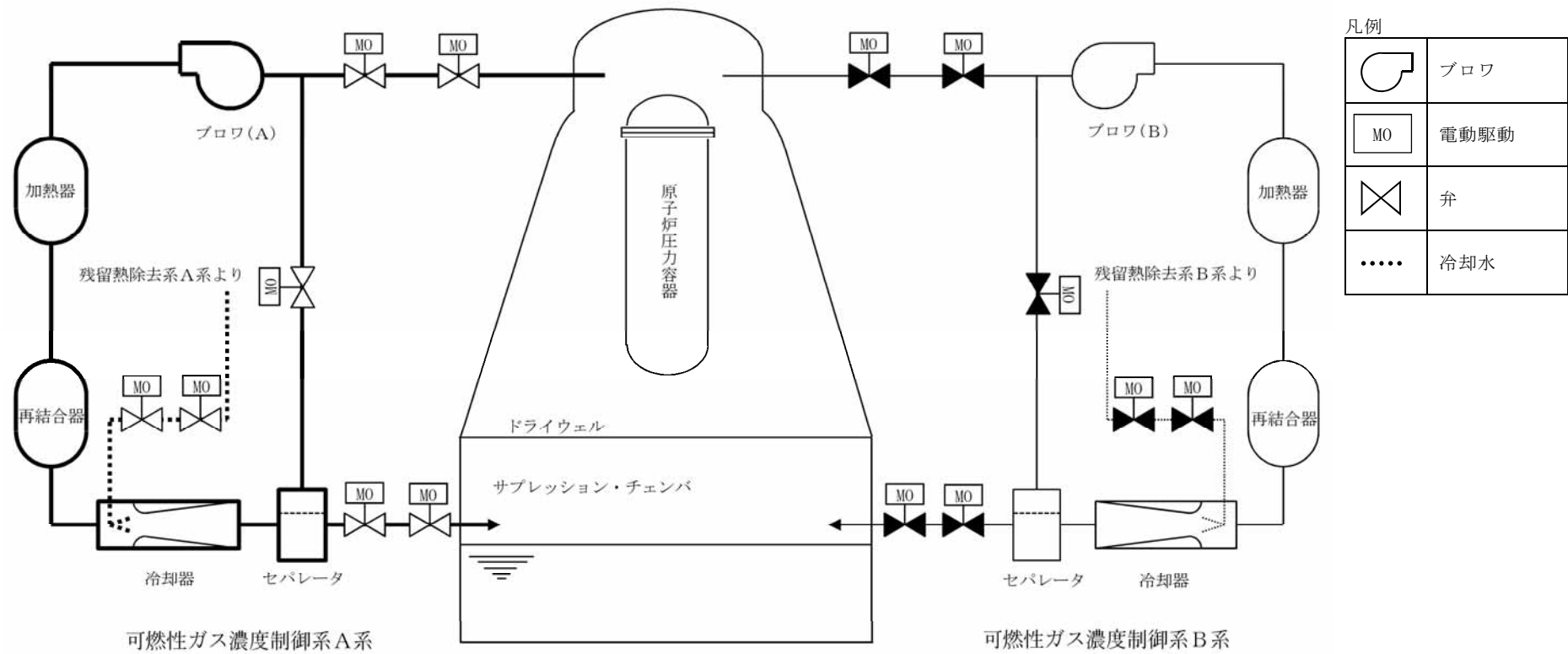
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|---|----------------------------|----------------|------|---|---|-----------|---|---|---|---|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント判断 | | | | | | | | | | |
| | | 5分 格納容器ベント準備完了 | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置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

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

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|-----------------------------|----------------------------|-------------|-------------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント準備完了 | | | | | | | | | | |
| | | 2分 格納容器ベント | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | ※1 |
| | | | → | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | |

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

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

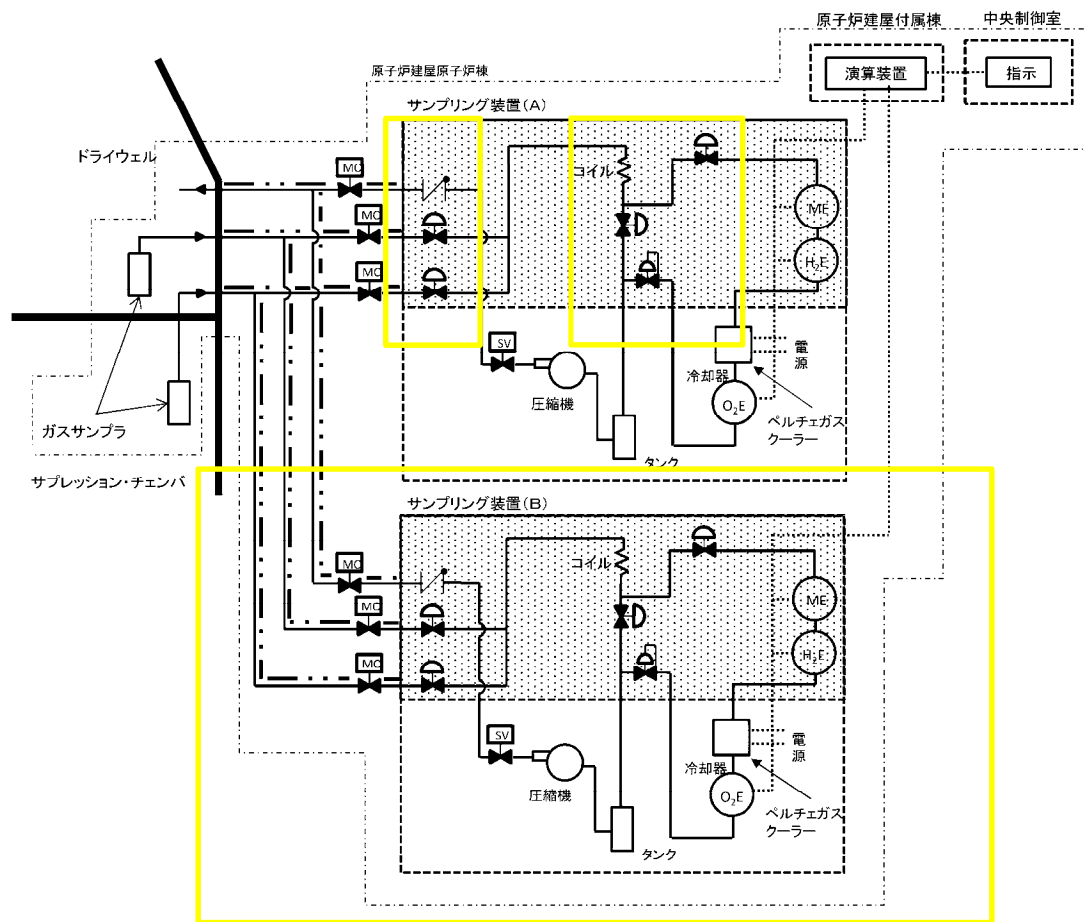


第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 |
|--------------------------------------|------------------------------|---|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|----|
| | | 5 | 10 | 15 | 170 | 175 | 180 | 185 | 190 | 195 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 可燃性ガス濃度制御系プロワ起動 再結合 (プロワ起動後、約 180 分以内) | | | | | | | | | | |
| 可燃性ガス濃度制御系 による原子炉格納容器 内の水素濃度制御 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1 | | | | | | | | | | | ※1 |

※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また、可燃性ガス濃度制御系B系については、可燃性ガス濃度制御系プロワ起動まで8分以内、再結合開始まで約180分以内と想定する。

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



凡例

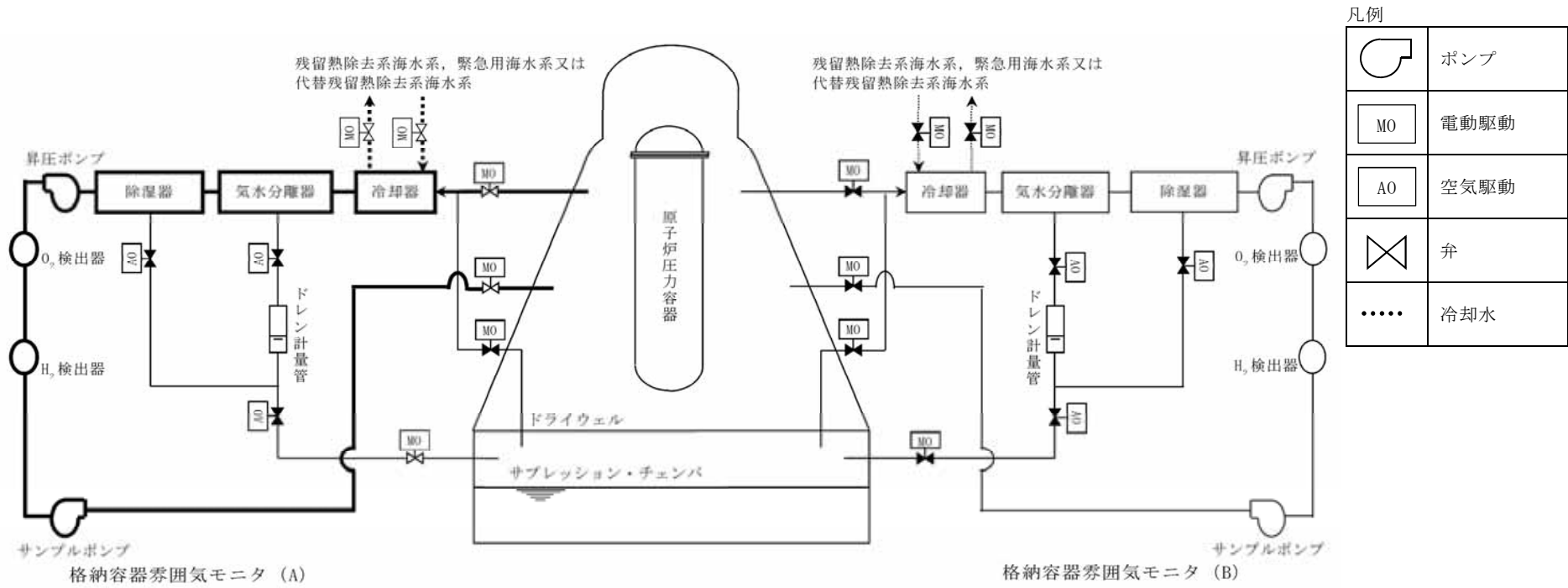
| | |
|--|------------------|
| | 圧縮機 |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 電磁駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 湿度検出器 |
| | 水素検出器 |
| | 酸素検出器 |
| | トレースヒータ |
| | キャビネットヒータ範囲 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

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

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

※1: 通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており, 交流電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により緊急用MCCを受電した後, 暖気が自動的に開始される。

第1.9-9図 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (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 タイムチャート

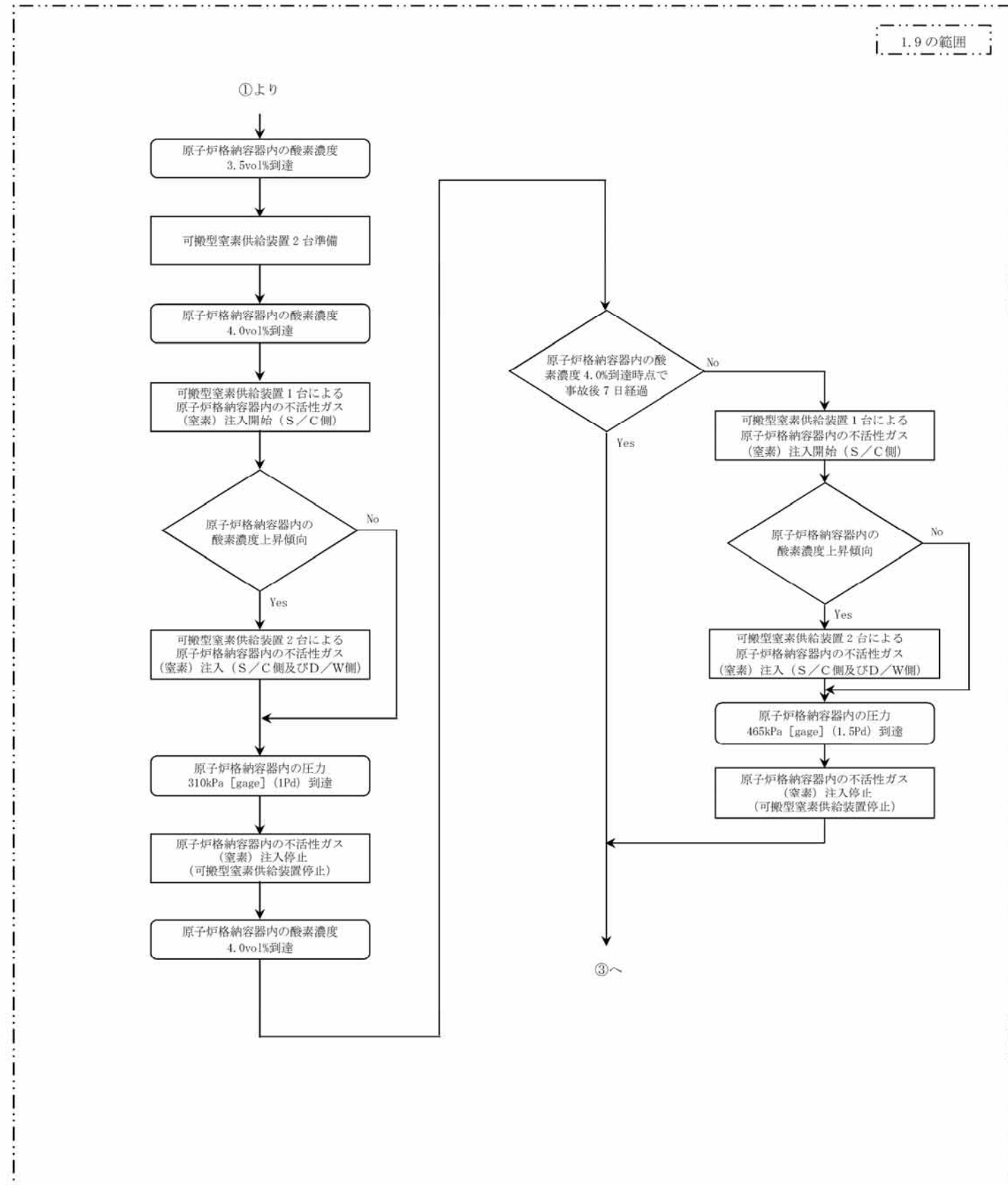
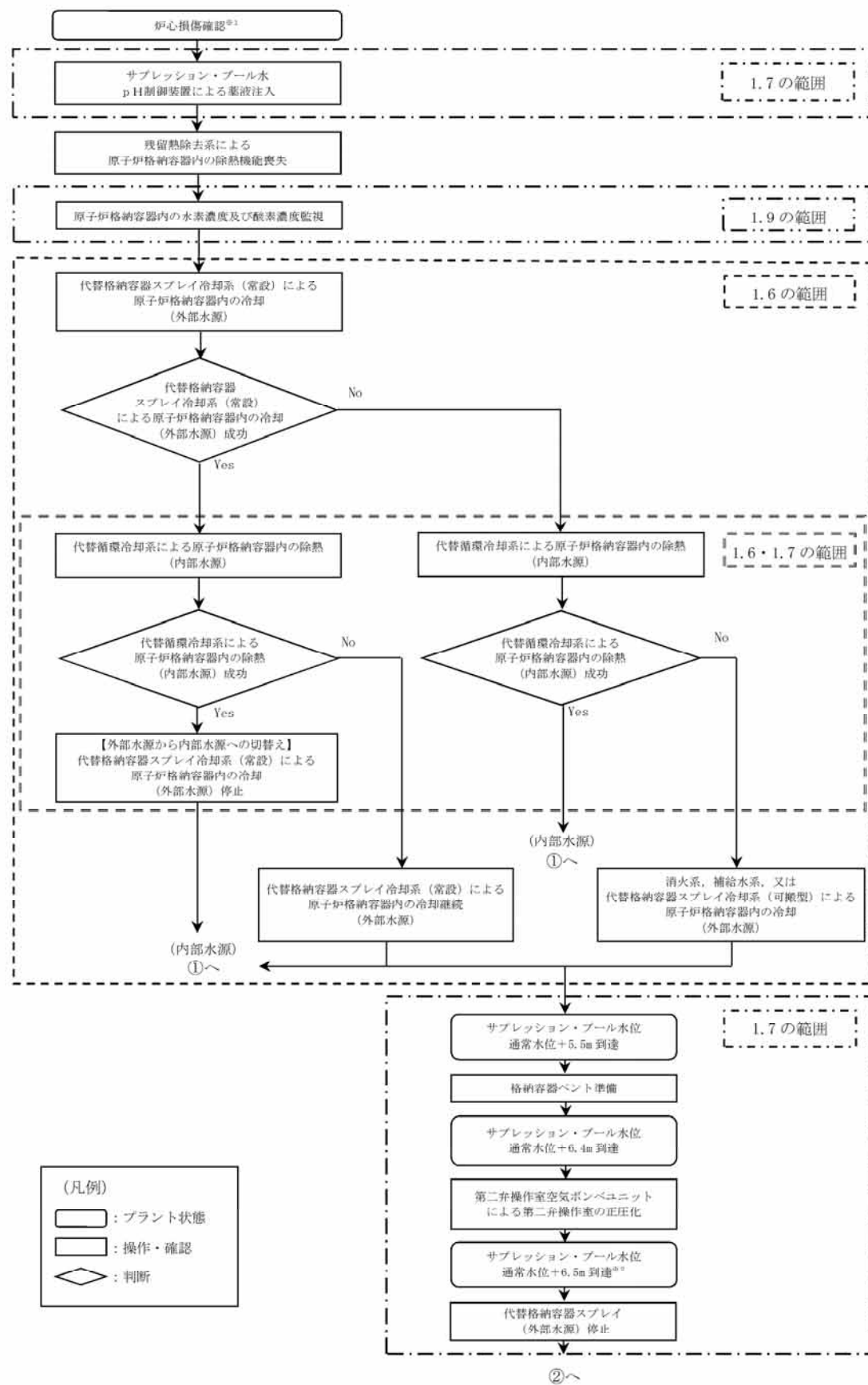


第1.9-10図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

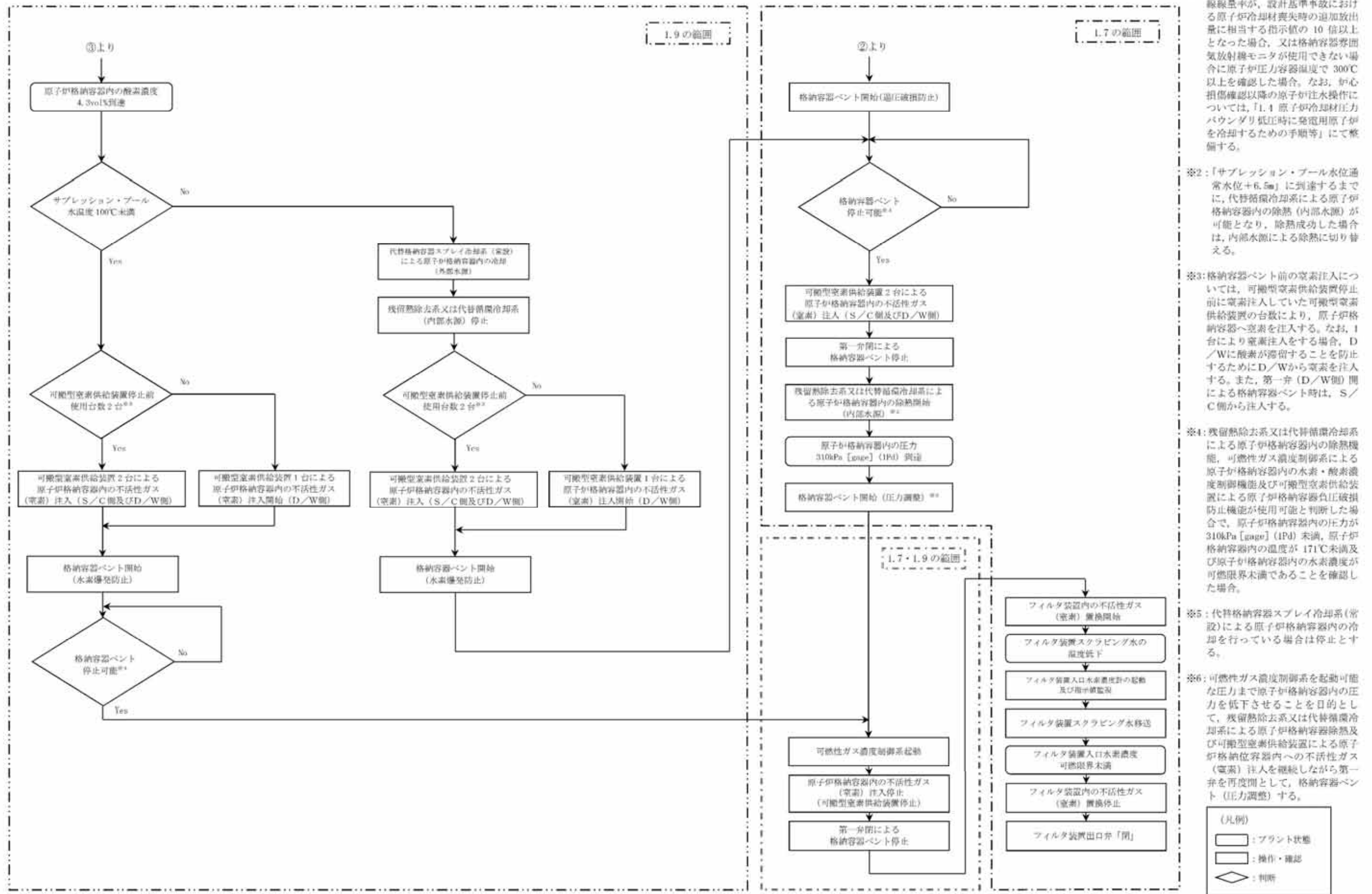
| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 | |
|------------------------------------|--|----------------------------|--|-----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| | | | | 格納容器雰囲気モニタ起動 5分 | | | | | | | | | | |
| 格納容器雰囲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

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

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



第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)



※1: 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合、なお、炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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

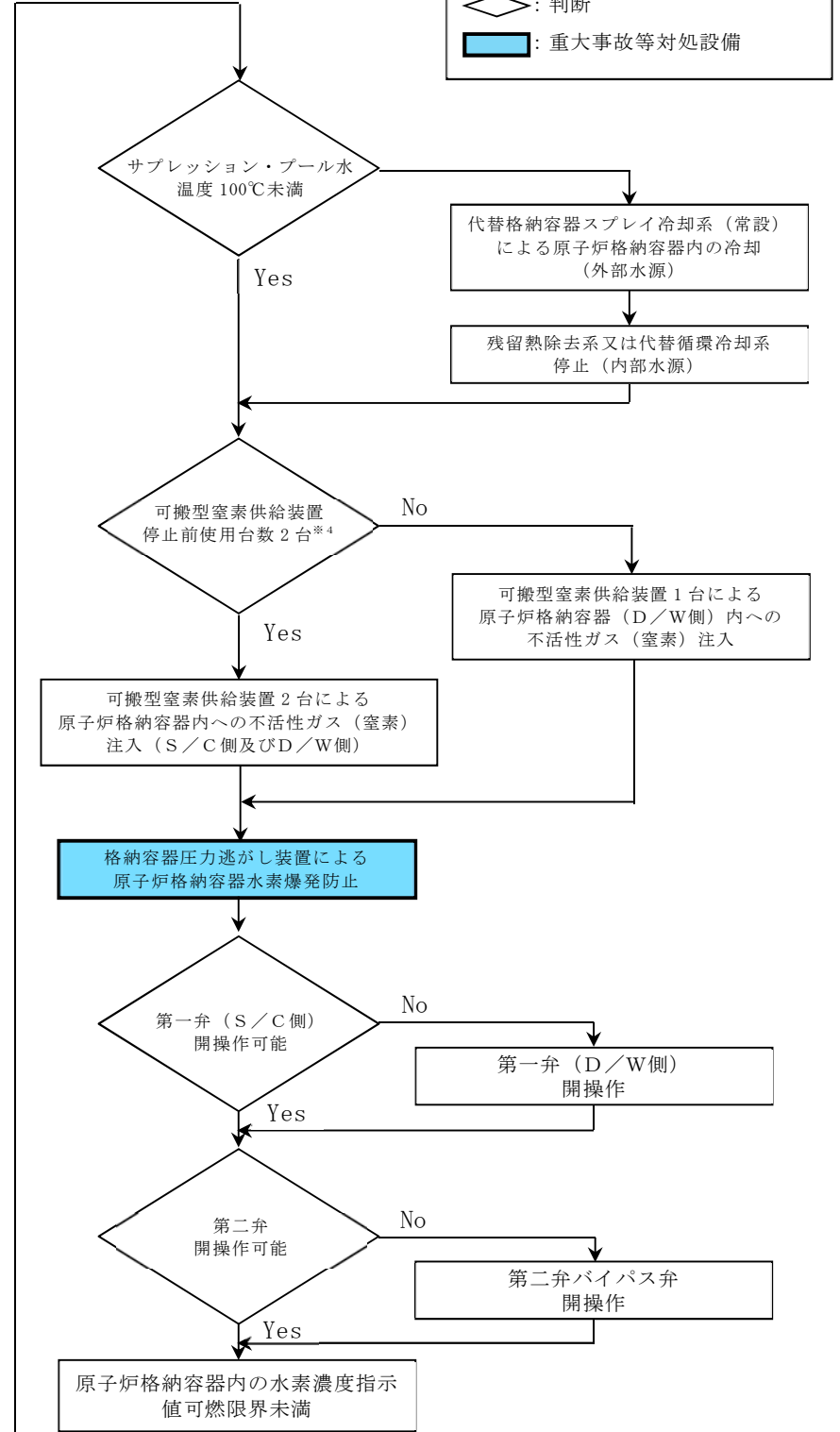
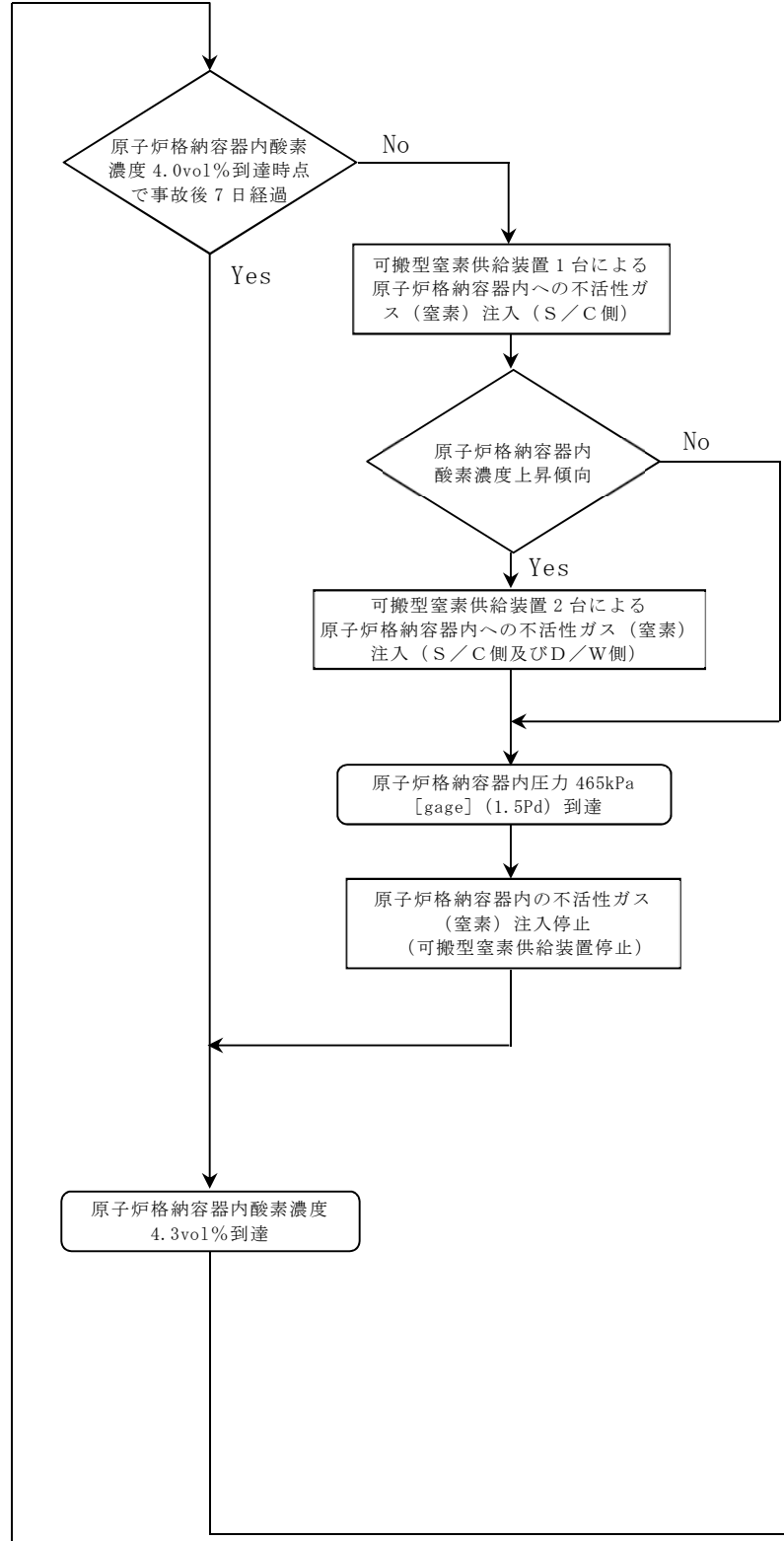
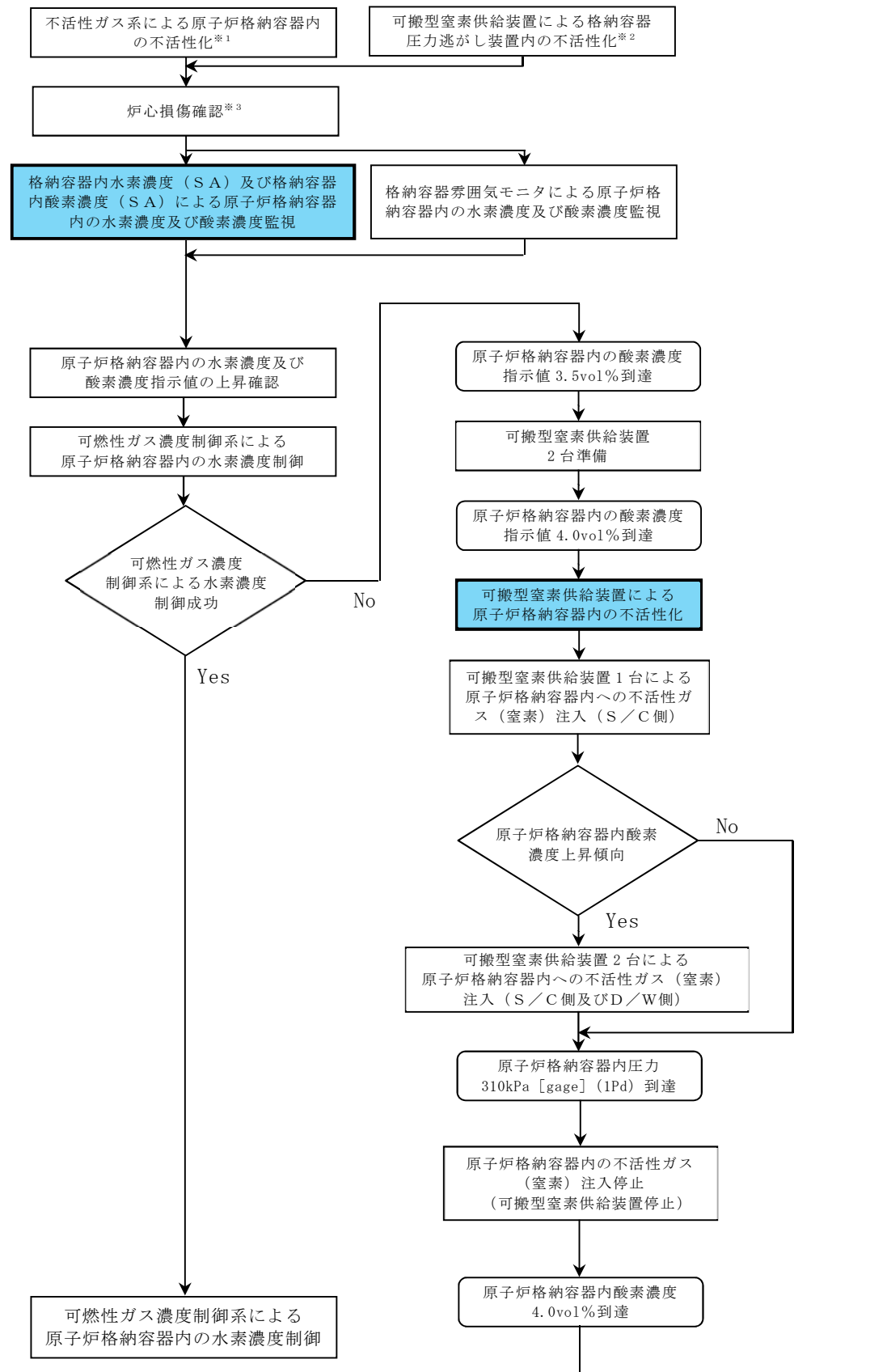
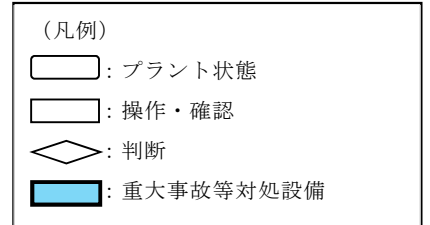
※3: 格納容器ベント前の窒素注入については、可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。また、第一弁(D/W側)閉による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

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

※5: 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6: 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器内の圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス(窒素)注入を継続しながら第一弁を再度開として、格納容器ベント(圧力調整)する。

第 1.9-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



- ※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気常時不活性化状態としている。
- ※2: 原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化状態とする。
- ※3: 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。
- ※4: 格納容器ベント前の窒素注入については、可搬型窒素供給装置停止前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。なお、第一弁(D/W側)開による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

| 技術的能力審査基準（1.9） | 番号 | 設置許可基準規則（第52条） | 技術基準規則（第67条） | 番号 |
|--|----|---|--|----|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ⑤ |
| <p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ② | <p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> | <p><BWR> a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> | ⑥ |
| <p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | — | <p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p> | <p><PWRのうち必要な原子炉> b)水素濃度制御設備を設置すること。</p> | — |
| <p>(3)BWR及びPWR共通 a)原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ③ | <p><BWR及びPWR共通> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> | <p><BWR及びPWR共通> c)水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> | ⑦ |
| <p>b)炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p> | ④ | <p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> | <p>d)炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> | ⑧ |
| | | <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>e)これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ⑨ |

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

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

※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|----------------------------|----------|------------------|----|--------|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 原子炉格納容器内の不活性化 | 不活性ガス系 ^{※1} | 既設 | ① ② ⑤ ⑥ | - | - | - |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 | 可搬型窒素供給装置 | 新設 | ① ② ⑤ ⑥ | - | - | - |
| | 不活性ガス系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化 | 可搬型窒素供給装置 ^{※2} | 新設 | ① ⑤ ⑦ | - | - | - |
| | 格納容器圧力逃がし装置 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| | - | - | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 | 格納容器圧力逃がし装置 | 既設 新設 | ① ④ ⑤ ⑦ | - | - | 可燃性ガス濃度制御系ブロワ |
| | フィルタ装置入口水素濃度 | 新設 | | | | 可燃性ガス濃度制御系加熱器 |
| | フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) | 新設 | | | | 可燃性ガス濃度制御系再結合器 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可燃性ガス濃度制御系冷却器 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 残留熱除去系 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 非常用交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | - | - | | | | 燃料給油設備 |
| | - | - | | | | - |
| 現場操作 | 遠隔人力操作機構 | 新設 | ① ④ ⑤ ⑦ | - | - | - |

- ※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|--|-----------------|----------|------------------|----|--|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 格納容器内水素濃度 (S A) 及び 格納容器内酸素濃度 (S A) による 原子炉格納容器内の水素濃度及び 酸素濃度監視 | 格納容器内水素濃度 (S A) | 新設 | ① ③ ⑤ ⑧ | - | 格納容器雰囲気 閉気モニタによる原子炉格納容器内の 水素濃度監視 及び酸素濃度監視 | 格納容器内水素濃度 |
| | 格納容器内酸素濃度 (S A) | 新設 | | | | 格納容器内酸素濃度 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 残留熱除去系海水系ポンプ |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 残留熱除去系海水系ストレータ |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 緊急用海水ポンプ |
| | - | - | | | | 緊急用海水系ストレータ |
| 代替電源設備により水素爆発 を防止するための設備への給電 | 常設代替交流電源設備 | 新設 | ① ③ ⑤ ⑨ | - | - | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 非常用交流電源設備 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

- ※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は，原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

| 技術的能力審査基準（1.9） | 適合方針 |
|--|--|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化に必要な手順等を整備する。また、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>(1) BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性ガス系により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p> |

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

| 技術的能力審査基準（1.9） | 適合方針 |
|--|---|
| <p>(2) PWRのうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>対象外</p> |
| <p>(3) BWR及びPWR共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA））へ代替電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |
| <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p> |

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

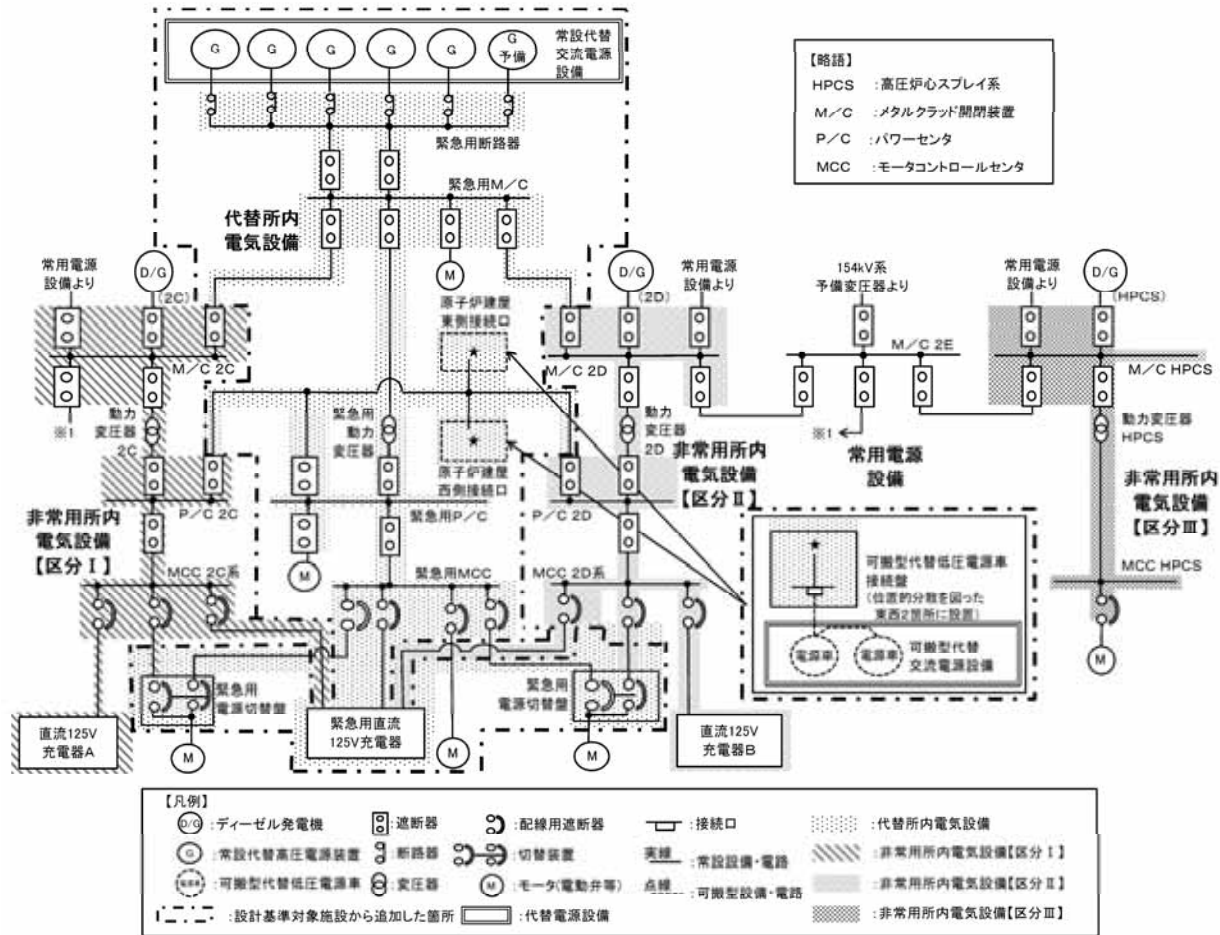
※2：原子炉起動前に格納容器圧力逃がし装置内は不活性化した状態とする。
可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化に用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

自主対策設備仕様

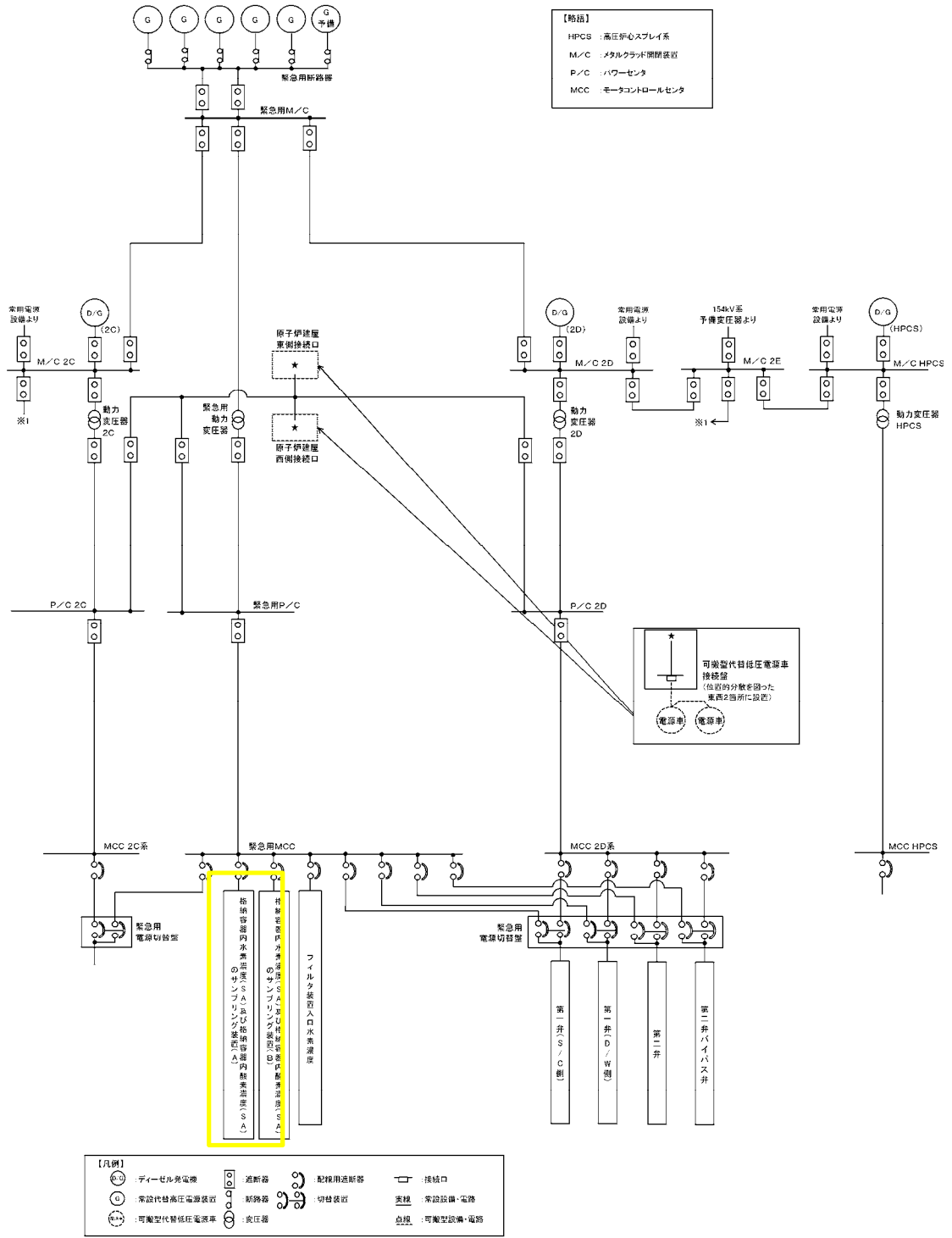
| 機器名称 | 常設 ／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 個数 |
|------------------------------------|-----------|--------|-------------------------------------|--------|----|
| 可燃性ガス濃度制御系ブロワ | 常設 | Sクラス | 340m ³ [N] /h (1台当たり) | — | 2台 |
| 可燃性ガス濃度制御系加熱器 | 常設 | Sクラス | 100kW (1基当たり) | — | 2基 |
| 可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用) | 可搬 | Sクラス※1 | 約 1,320m ³ /h (1台当たり) | 約 140m | 4台 |

※1：Sクラスの機能維持

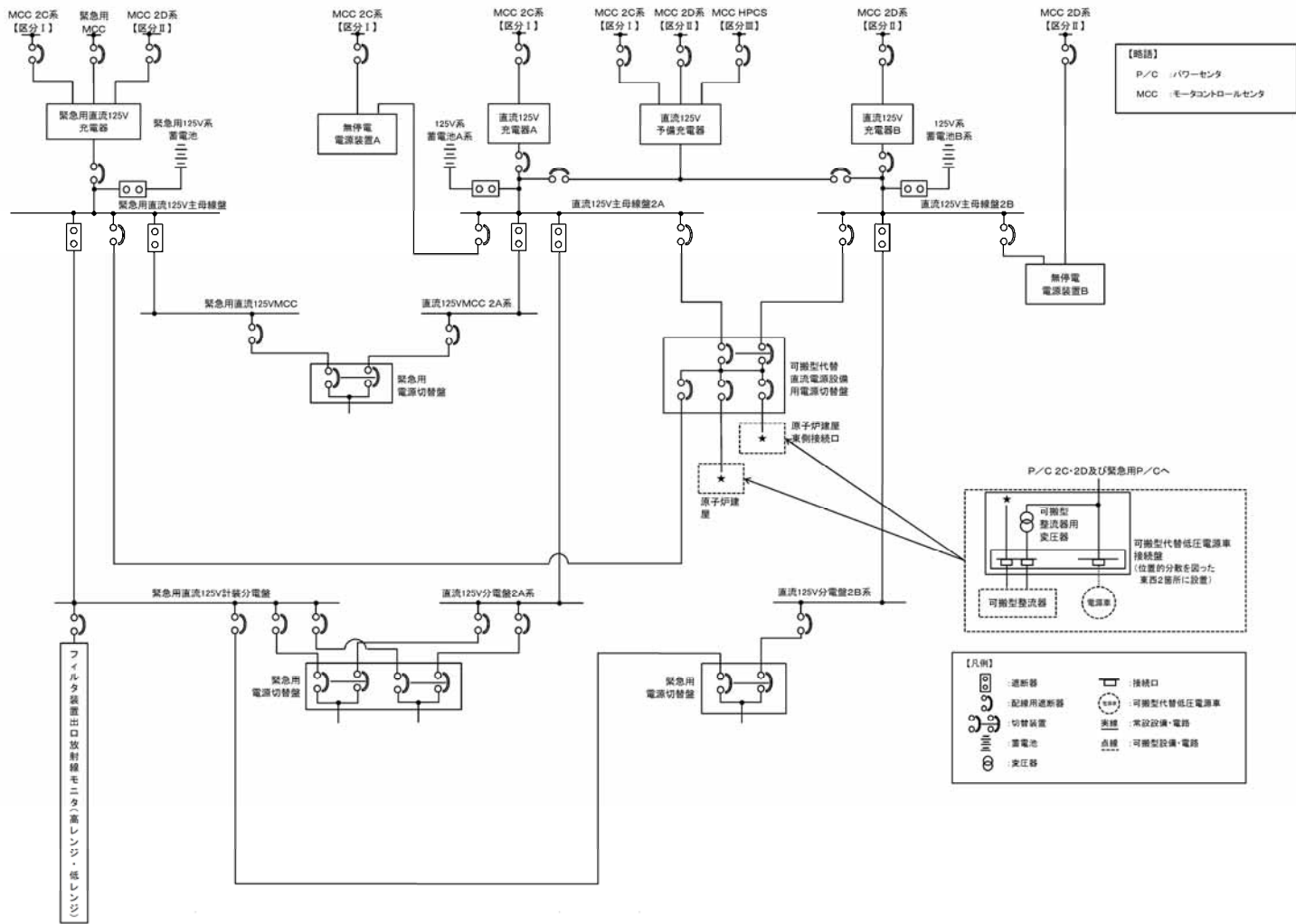
| 機器名称 | 常設 ／可搬 | 耐震性 | 測定方式 | 計測範囲 | 個数 |
|-----------|-----------|------|-------|-------------|----|
| 格納容器内水素濃度 | 常設 | Sクラス | 熱伝導度式 | 0%～ 100% | 1個 |
| 格納容器内酸素濃度 | 常設 | Sクラス | 磁気風式 | 0%～30% | 1個 |



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第 3 図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化が必要な状況で、屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、窒素供給用ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安^{※1}：135分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は135分以内）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・ 準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・ 移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）
- ・ 電源車の系統構成：35分^{※2}（対象作業：ケーブル敷設，電源車起動等を含む）
- ・ 可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：窒素供給用ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）
- ・ 窒素供給開始操作：10分

※2：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

d. 操作の成立性について

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

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

操作性：可搬型窒素供給装置からの窒素供給用ホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

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

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

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

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

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

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

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

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順と

なる。

① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウエルに直接放出されドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。

② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ド

ライウエルスプレイ) を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウエルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL (ドライウエル部) 水位を約 1m に維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約 1m 確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペDESTAL (ドライウエル部) に存在する水との相互作用により、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (ドライウエルスプレイ) を実施する手順とする。

⑤ドライウエルスプレイを開始した後は、ペDESTAL (ドライウエル部) に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサブレーション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装

置による格納容器減圧及び除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する。

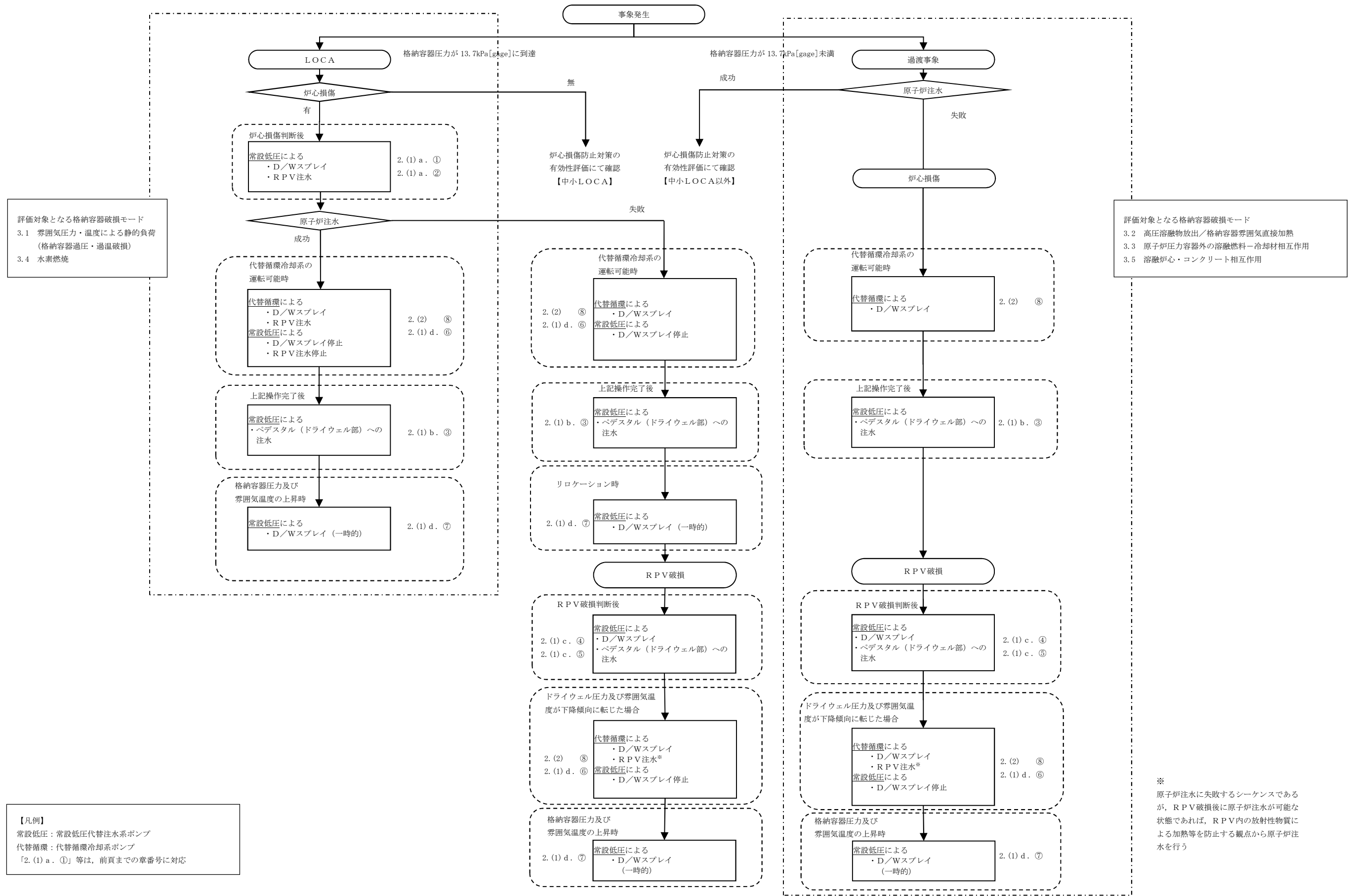
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できるシステムであり、運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本システムを運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第1図 事故対応の流れ

4. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で水素及び酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

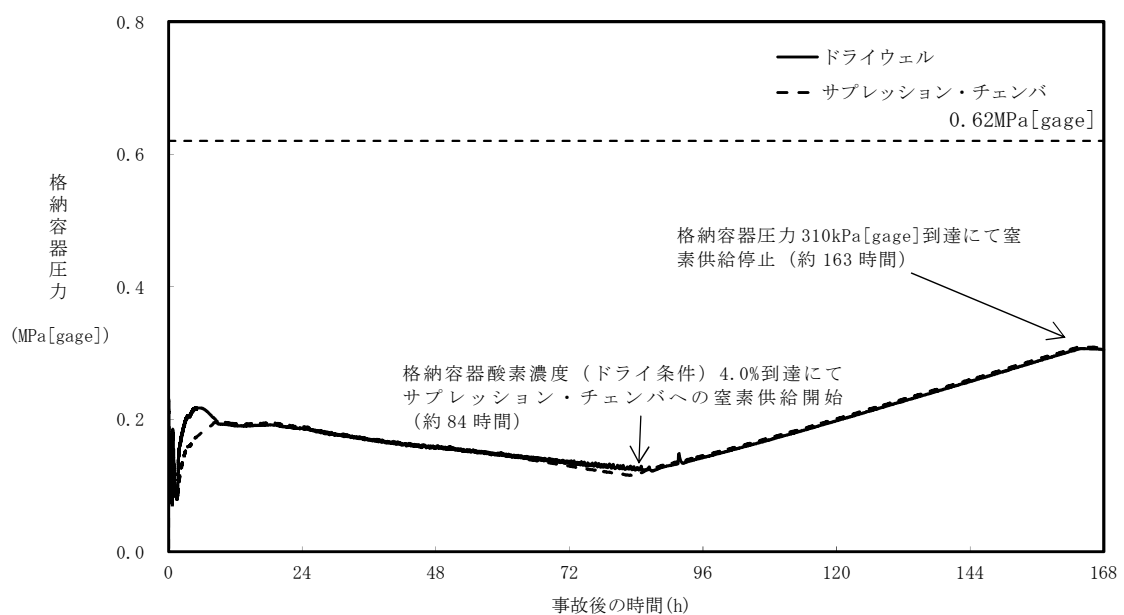
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

(2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

「格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、310kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

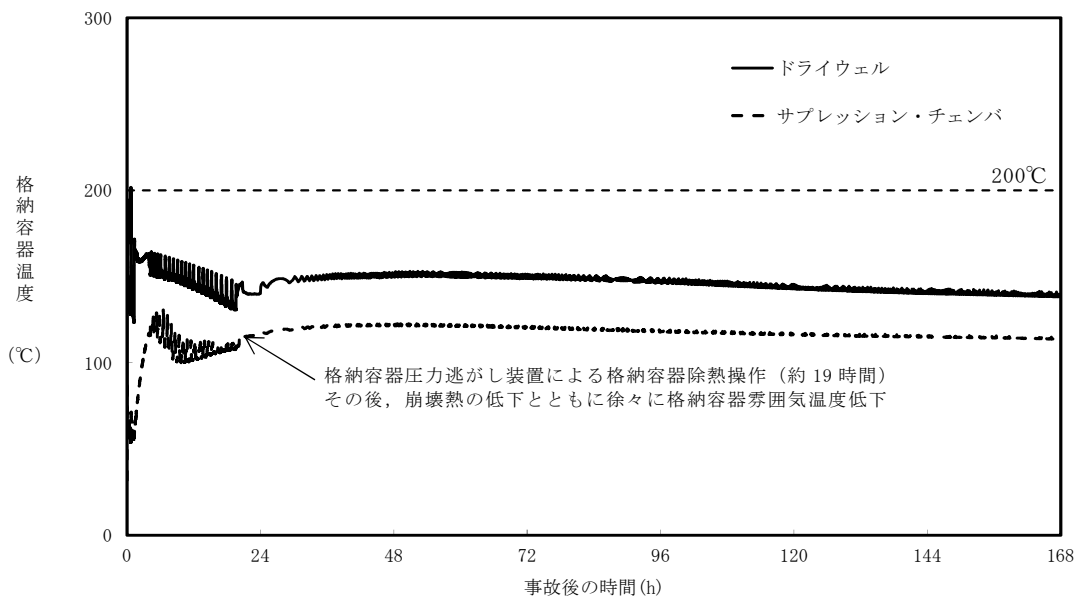


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの

格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても、事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



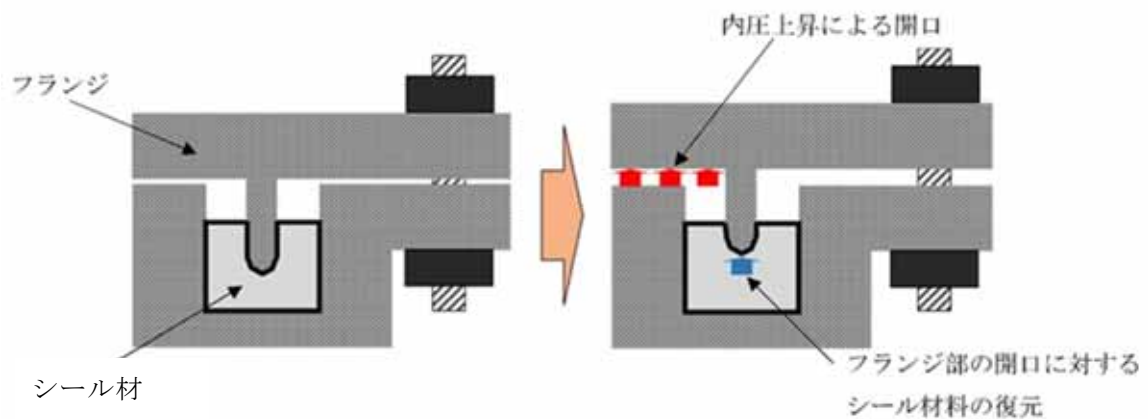
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量
の関係

| 事故発生後の経過時間 | 0～168 時間 | 168 時間以降 |
|------------|---------------------------------|---|
| 格納容器圧力 | 評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定 | 有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる (MAAP解析結果) |
| 格納容器温度 | 評価項目として 200℃を設定 | 有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果) |

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により，格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は，第3図の模式図に示すとおり，格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し，シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり，格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても，圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば，シール部の機能は健全である。長期のケースとして，有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても，格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお，復元量の具体的な評価は，格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

| フランジ部位 | 溝 | 168時間時 1Pd(0.31MPa) | 2Pd(0.62MPa) |
|------------------------------|----|------------------------|--------------|
| トップヘッド フランジ | 内側 | | |
| | 外側 | | |
| 機器搬入用ハッチ | 内側 | | |
| | 外側 | | |
| サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ | 内側 | | |
| | 外側 | | |

(4) 7日間（168時間）以降の格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

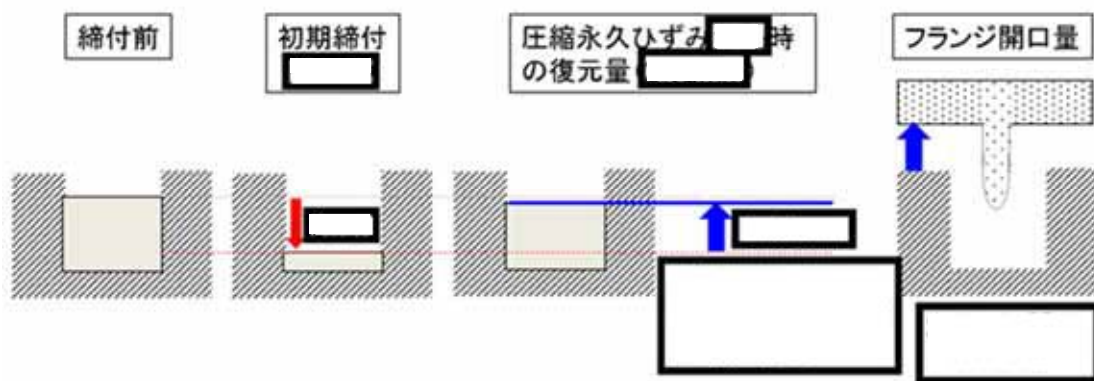
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

| 試験時間 | 0～7日 | 7日～14日 | 14日～30日 |
|-----------------|------|--------|---------|
| 試験温度 | 200℃ | 150℃ | 150℃ |
| 圧縮永久ひずみ率 [%] | | | |
| 硬さ | | | |
| 質量変化率[%] | | | |

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えられる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ 時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第4図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良E P D M製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200°C・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

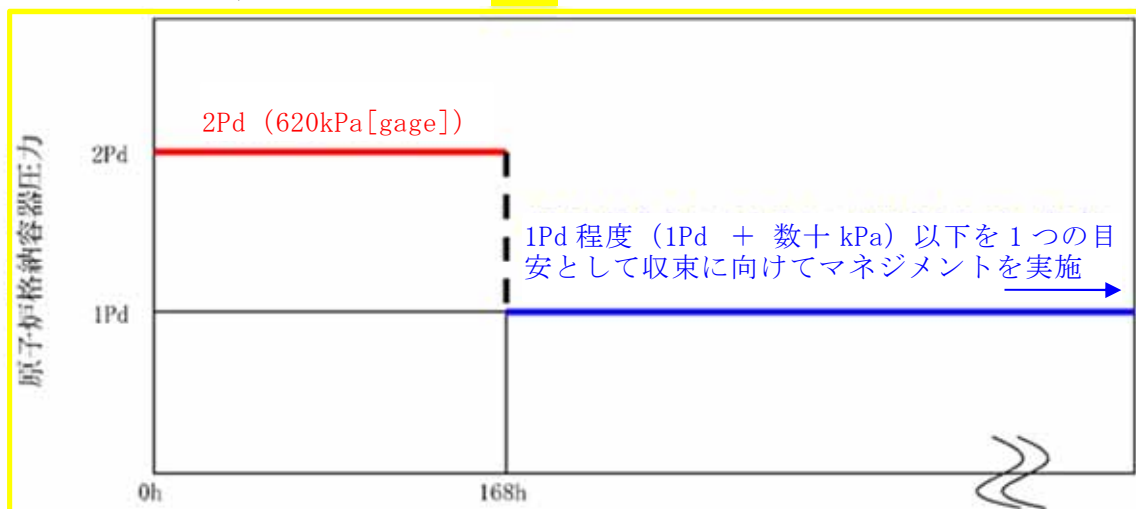
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度については第5図に示すとおり150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力については第6図に示すとおり1Pd程度（1Pd+数十kPa^{*}）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol%以下とする運用の範囲



第5図 格納容器温度の168時間以降の考え方



第6図 格納容器圧力の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

| 累積放射線照射量 | ひずみ率 |
|----------|------|
| | |

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（以下「窒素注入」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素注入及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素注入の判断基準と作業時間について

窒素注入に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素注入の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が約6時間（約360分）確保できるため、起動準備時間の180分に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

| 酸素濃度 | 到達時間 | 窒素注入準備の余裕時間 |
|---------|-------|-------------|
| 3.5vol% | 約15時間 | 約6時間 |
| 4.0vol% | 約21時間 | |

b. 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

窒素注入及び格納容器ベントに係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素注入及び格納容器ベントが実施可能である。

第6表 窒素注入及び格納容器ベントの実施基準について

| 操作 | 実施基準 ：計装の読み取り値 | 実施基準の設定根拠 |
|---------------------|--|--------------------------------------|
| 可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準 | 酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%) ※ | 可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定 |
| 窒素注入開始基準 | 酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%) ※ | 格納容器ベントの開始基準の到達前を設定 |
| 格納容器ベント開始基準 | 酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%) ※ | 計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定 |

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 | |
|--|-----------------------------------|---|------------------------------------|---|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 | (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止 | b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 | 原子炉圧力容器温度で300℃以上 | |
| | | | 原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達 | |
| | (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 | b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 | | 原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達 |
| | | | | 原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント判断基準である4.3%に到達 |
| | | c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 | | 原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力(147kPa [gage])未満 |
| | | | | 原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd)未満 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力が格納容器ベント停止判断基準である310kPa [gage] (1Pd)未満 | | |
| | | 原子炉格納容器内の温度が171℃未満 | 原子炉格納容器内の温度が格納容器ベント停止判断基準である171℃未満 | |

操作手順の解釈一覧 (1/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 | |
|--|----------------------------|------------------------------|--|--|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 | (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止 | b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度が, 原子炉格納容器 (S/C側) 内への不活性ガス (窒素) 注入基準である4.0vol%に到達 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度が可搬型窒素供給装置の準備完了後の原子炉格納容器 (S/C側) 内への不活性ガス (窒素) 注入基準である4.0vol%に到達 |
| | | | ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達 | ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が格納容器内酸素濃度が4.0vol%到達後の原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入停止基準である310kPa [gage] (1Pd) に到達 |
| | | | 原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) に到達 | ドライウエル圧力等にて原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) に到達 |
| | | | 原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過している場合 | 原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入停止基準到達後の格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度を継続監視する基準である原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過している場合 |
| | | | 原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合 | 原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入停止基準到達後の原子炉格納容器 (S/C側) 内への不活性ガス (窒素) 注入基準である原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合 |
| | | | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度にて格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達 |
| | | | ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が465kPa [gage] (1.5Pd) に到達 | ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が原子炉格納容器内酸素濃度4.0vol%到達時点で事故後7日経過していない場合の原子炉格納容器内への不活性ガス (窒素) 注入停止基準である465kPa [gage] (1.5Pd) に到達 |
| | | | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント判断基準である4.3vol%に到達 | 格納容器内酸素濃度 (S A) 又は格納容器内酸素濃度指示値が格納容器ベント準備実施の判断基準である4.3vol%に到達 |
| | | | サプレッション・プール水温度指示値が100℃ | サプレッション・プール水温度指示値がサプレッション・プール水の減圧沸騰の発生有無を判断するための基準である100℃ |

操作手順の解釈一覧 (2/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 |
|--|-----------------------------------|----------------------------------|--|
| 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 | (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 | b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 | 原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満 |
| | | | 原子炉格納容器内の圧力が格納容器ベント停止判断基準である310kPa [gage] (1Pd) 未満 |
| | | | 原子炉格納容器内の温度が171℃未満 |
| | 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 | 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃に温度制御 | 格納容器ベント停止判断基準である171℃未満 |
| | | | 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度にて可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃以上 |

手順のリンク先について

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.1(2) b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

- ・格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順

<リンク先> 1.7.2.1(2) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

2. 1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

- ・代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気

設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電

気設備への給電

3. 1. 9. 2. 3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・ 残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順

<リンク先> 1. 5. 2. 1 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1. 5. 2. 3 (1) a . 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1. 5. 2. 3 (1) b . 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

- ・ 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント手順

<リンク先> 1. 7. 2. 1 (2) a . 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

- ・ 可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順

<リンク先> 1. 14. 2. 1 (1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 3 (1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a . 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b . 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5(1) c . 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

< 目 次 >

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(b) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(c) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

(d) 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電

(e) 重大事故等対処設備

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漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順

(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順

b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.10.2.3 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への
給電手順

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.10.2 自主対策設備仕様

添付資料1.10.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.10.4 重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの
注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海
水）

添付資料1.10.5 解釈一覧

添付資料1.10.6 手順のリンク先について

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋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が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋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及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十三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屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

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を防止するため、原子炉建屋ガス処理系により水素を排出し、原子炉建屋原子炉棟内での水素の滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋ガス処理系による水素排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ガス処理系排風機
- ・非常用ガス再循環系排風機
- ・非常用ガス処理系フィルタトレイン
- ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・非常用ガス再循環系配管・弁
- ・非常用ガス処理系排気筒
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

(b) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋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、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素再結合器は運転員等による起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応により再結合させる設備である。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 原子炉建屋原子炉棟
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で、水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備

- ・ 可搬型代替直流電源設備
- ・ 燃料給油設備

上記設備は原子炉建屋原子炉棟内に5個（そのうち、原子炉建屋原子炉棟の最上階である地上6階に2個）設置する。

(c) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉格納容器外部から冷却し格納容器トップヘッドフランジ部のシール材の熱劣化を緩和することにより、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。

i) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 格納容器頂部注水系配管・弁
- ・ 原子炉ウェル
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

ii) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水

（淡水／海水）

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（格納容器頂部注水系（可搬型）として使用）

- ・西側淡水貯水設備

- ・代替淡水貯槽

- ・低圧代替注水系配管・弁

- ・格納容器頂部注水系配管・弁

- ・原子炉ウェル

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・燃料給油設備

(d) 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電

上記「1.10.1(2) a. (a) i) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出」, 「1.10.1(2) a. (b) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「1.10.1(2) a. (b) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用する水素爆発による損傷を防止するための設備について、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

- ・常設代替直流電源設備

- ・可搬型代替直流電源設備

- ・燃料給油設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉建屋ガス処理系による水素排出で使用する設備のうち、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系配管・弁、非常用ガス再循環系配管・弁、非常用ガス処理系排気筒、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置、原子炉建屋原子炉棟、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備のうち、原子炉建屋水素濃度、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求されている設備が全て網羅されている。

(添付資料1.10.1)

以上の重大事故等対応設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型））

格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却してシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する手段として有効である。

(添付資料1.10.2)

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋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。

この手順は、運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.10-1表）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.10-2表、第1.10-3表）。

※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

(添付資料1.10.3)

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漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプにより原子炉ウェルに注水することで格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水が可能な場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）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。

概要図を第1.10-1図に、タイムチャートを第1.10-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の開始を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開にした後、格納容器頂部注水系（常設）により原子炉ウェル注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下した場合に、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はドライウェル雰囲気温度

指示値が171℃未満まで低下したことを確認した後、ウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、ドライウェル雰囲気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

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を防止するため、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源として格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで、格納容器トップヘッドフランジ部を原子炉格納容器外部から冷却し格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができ

ず、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に
低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長代理は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）
で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の系統構成を指示する。

- ⑦運転員等は中央制御室にて，ウェル注水弁及びウェル注水流量調節弁を開とし，発電長に報告する。
- ⑧発電長は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへ注水するための準備が完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口の弁を開とし，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は，発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑭発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことの確認を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェルへの注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇及びドライウェル雰囲気温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑯発電長は、災害対策本部長代理に格納容器頂部注水系（可搬型）により原子炉ウェルへの注水が開始されたことを連絡する。

⑰発電長は、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下した場合に、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認した後、ウェル注水流量調節弁及びウェル注水弁を閉にし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水の停止を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口による原子炉ウェルへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口による原子炉ウェルへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口による原子炉ウェルへの注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口による原子炉ウェルへの注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，320分以内と想定する。一円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお，原子炉ウェル注水を実施した後は，蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し，ドライウェル雰

気温度の上昇により原子炉ウェルへの注水を再開することで、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である200℃以下に抑えることが可能である。

(添付資料1.10.4)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10-9図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができない場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。なお、格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量の注水又はドライウェル雰囲気温度が171℃未満まで低下した場合に、原子炉ウェルへの注水を停止する。再度、ドライウェル雰囲気温度の上昇が継続し、ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達した場合は、原子炉ウェルへの注水を実施する。

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順

(1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

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が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合は、外部電源又は非常用ディーゼル発電機により電源を確保し、原子炉建屋ガス処理系の自動起動により水素を排出する。ただし、原子炉建屋ガス処理系が自動起動していない場合は、原子炉建屋ガス処理系を手動起動し水素を排出する。また、

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常設代替
高圧電源装置により電源を確保し，原子炉建屋ガス処理系を手動起動し水
素を排出する。なお，原子炉建屋ガス処理系は，原子炉格納容器から原子
炉建屋原子炉棟内へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し，放射性物質を
低減して原子炉建屋外に排出する。

常設低圧代替注水系ポンプと使用する系統を共有しない代替循環冷却系
A系へ電源を給電することが可能となるメタルクラッド開閉装置（以下
「メタルクラッド開閉装置」を「M/C」という。）2Cを優先し，緊
急用M/Cから受電するため，M/C 2Cの供給対象である原子炉建屋
ガス処理系A系を優先して使用する。

a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において，外部電源又は非常用ディーゼル
発電機により給電が可能な場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋ガス処理系による水素の排出手順の概要は以下のとお
り。

概要図を第1.10-5図に，タイムチャートを第1.10-6図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉建屋
ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系の自動起動の確認
を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，自動起動信号（原子炉水位低（レベ
ル3），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニ
タ放射能高又は原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放
射能高信号）により非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガ

ス処理系排風機（B）並びに非常用ガス再循環系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（B）が起動したことを確認するとともに、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認する。

③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。

④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系A系及び原子炉建屋ガス処理系B系が自動起動したことを報告する。

⑤発電長は、環境へのガス放出量の増大、フィルタトレインに湿分を含んだ空気が流入すること等を考慮し、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系又は原子炉建屋ガス処理系B系の停止を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉建屋換気系が隔離していることを確認するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋換気系が隔離されていることを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで6分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/Cからモータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。）2C又はMCC 2Dの受電が完了した場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋ガス処理系A系による水素の排出手順の概要は以下のとおり（原子炉建屋ガス処理系B系による水素の排出手順も同様。）。

概要図を第1.10-1図に、タイムチャートを第1.10-2図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出に必要な排風機及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁の閉を確認するとともに、非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガ

ス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁の開を確認する。なお、非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁が閉でない場合、又は非常用ガス再循環系系統入口弁、非常用ガス再循環系トレイン入口弁、非常用ガス再循環系トレイン出口弁、非常用ガス処理系トレイン入口弁、非常用ガス処理系トレイン出口弁及び非常用ガス再循環系系統再循環弁が開でない場合は、中央制御室にて系統構成を実施する。

④運転員等は、発電長に原子炉建屋ガス処理系による水素排出の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の起動を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）を起動し、非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇を確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建屋ガス処理系による水素排出開始まで5分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電完了までの所要時間を92分以内と想定する。常設代替交流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟地上6階、原子炉建屋原子炉棟地上2階及び原子炉建屋原子炉棟地下1階の水素濃度を監視するとともに、静的触媒式水素再結合器の作動状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度を監視する。

また、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合に、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

全交流動力電源喪失時においては、代替電源設備から原子炉建屋水素濃度及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に給電することにより、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.10-7図に、タイムチャートを第1.10-8図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の作動状況の監視を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視し、発電長に報告する。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した後、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の作動状況を監視する。

③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上の場合に、原子炉建屋ガス処理系の停止を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上を確認した後、非常用ガス処理系排風機（A）及び非常用ガス再循環系排風機（A）又は非常用ガス処理系排風機（B）及び非常用ガス再循環系排風機（B）を停止し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上であることを確認してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(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1.10-9図に示す。

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を防止するため、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。なお、全交流動力電源喪失により原子炉建屋ガス処理系が使用できない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により交流電源を確保し、原子炉建屋ガス処理系による水素排出を実施する。

また、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し、静的触媒式水素再結合器の作動状況を静的触媒式水素再結合器動作監視装置により監視する。また、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上となった場合に、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

1.10.2.3 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋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。

なお、代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備す

る。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.10-1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 (1/3)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|--------------------|---------------------|----------------------|---|--|
| 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止 | — | 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | 非常用ガス処理系排風機 非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系フィルタトレイン 非常用ガス再循環系フィルタトレイン 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス再循環系配管・弁 非常用ガス処理系排気筒 非常用交流電源設備※ ² 常設代替交流電源設備※ ² 燃料給油設備※ ² | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 静的触媒式水素再結合物による水素濃度抑制 | 静的触媒式水素再結合物※ ³ 静的触媒式水素再結合物動作監視装置 原子炉建屋原子炉棟 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 常設代替直流電源設備※ ² 可搬型代替直流電源設備※ ² 燃料給油設備※ ² | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」等 重大事故等対策要領 |
| | | 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | 原子炉建屋水素濃度 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 常設代替直流電源設備※ ² 可搬型代替直流電源設備※ ² 燃料給油設備※ ² | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」等 重大事故等対策要領 |

※¹: 静的触媒式水素再結合物は、運転員等による操作不要の水素濃度制御設備である。

※²: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 |
|-------------------|---------------------|--|---|--|
| 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制 | - | 格納容器頂部注水系（常設）による 原子炉ウエルへの注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 燃料給油設備 | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 格納容器頂部注水系（可搬型）による 原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） | 可搬型代替注水中型ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 西側淡水貯水設備 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 格納容器頂部注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 燃料給油設備 | 自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」等 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／3）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | | 手順書 |
|--------------------|---------------------|----------------------------------|--|-----------|---|
| 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止 | — | 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電 | 常設代替交流電源設備※ ² 可搬型代替交流電源設備※ ² 常設代替直流電源設備※ ² 可搬型代替直流電源設備※ ² 燃料給油設備※ ² | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※¹：静的触媒式水素再結合器は，運転員等による操作不要の水素濃度抑制設備である。

※²：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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 (1/4)

| 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) | |
|---|--------------------|--------------|--|
| 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制 a. 格納容器頂部注水系 (常設) による原子炉ウエルへの注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 |
| | | 水源の確認 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 |
| | | 補機監視機能 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量 (常設ライン用) |
| 水源の確保 | | 代替淡水貯槽水位 | |
| 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制 b. 格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」等 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 |
| | | 補機監視機能 | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量 (常設ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確認 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 |
| | | 補機監視機能 | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量 (可搬ライン用) |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |

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) |
|--|------------------|--|
| 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順 | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 |
| | | 電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 パワーセンタ (以下「パワーセンタ」を「P/C」という。) 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 |
| | 操作 | 補機監視機能 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量 |

監視計器一覧 (3/4)

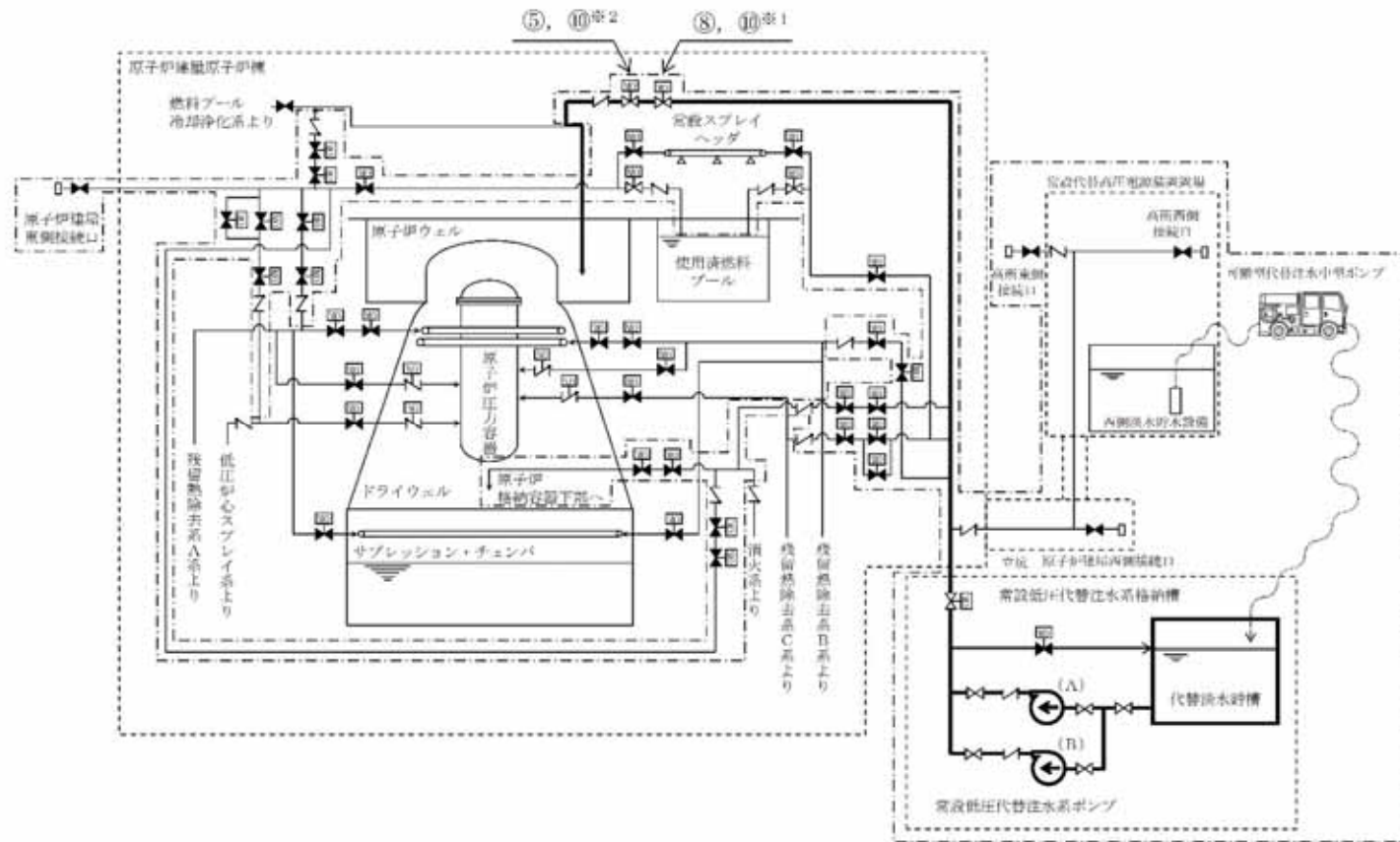
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|----------------|--|
| 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | | 電源 | 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 P/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 P/C 2 D 電圧 |
| | 操作 | 補機監視機能 | 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量 |

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) | |
|--|------------------|----------------|--|
| 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 (2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止 a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「水素」等 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度 |
| | 操作 | 原子炉建屋内の水素濃度 | 原子炉建屋水素濃度 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 |
| | | 補機監視機能 | 非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量 |

第1.10-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|---|-------------------|---|
| <p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> | 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤 |
| | 原子炉建屋水素濃度 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流 125V 主母線盤 |
| | 非常用ガス処理系排風機 | 常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系 |
| | 非常用ガス処理系 弁 | 常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B |
| | 非常用ガス再循環系排風機 | 常設代替交流電源設備 MCC 2C系 MCC 2D系 |
| | 非常用ガス再循環系 弁 | 常設代替交流電源設備 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B |



凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|--------|------------|
| ⑤, ⑩※2 | ウェル注水弁 |
| ⑧, ⑩※1 | ウェル注水流量調節弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

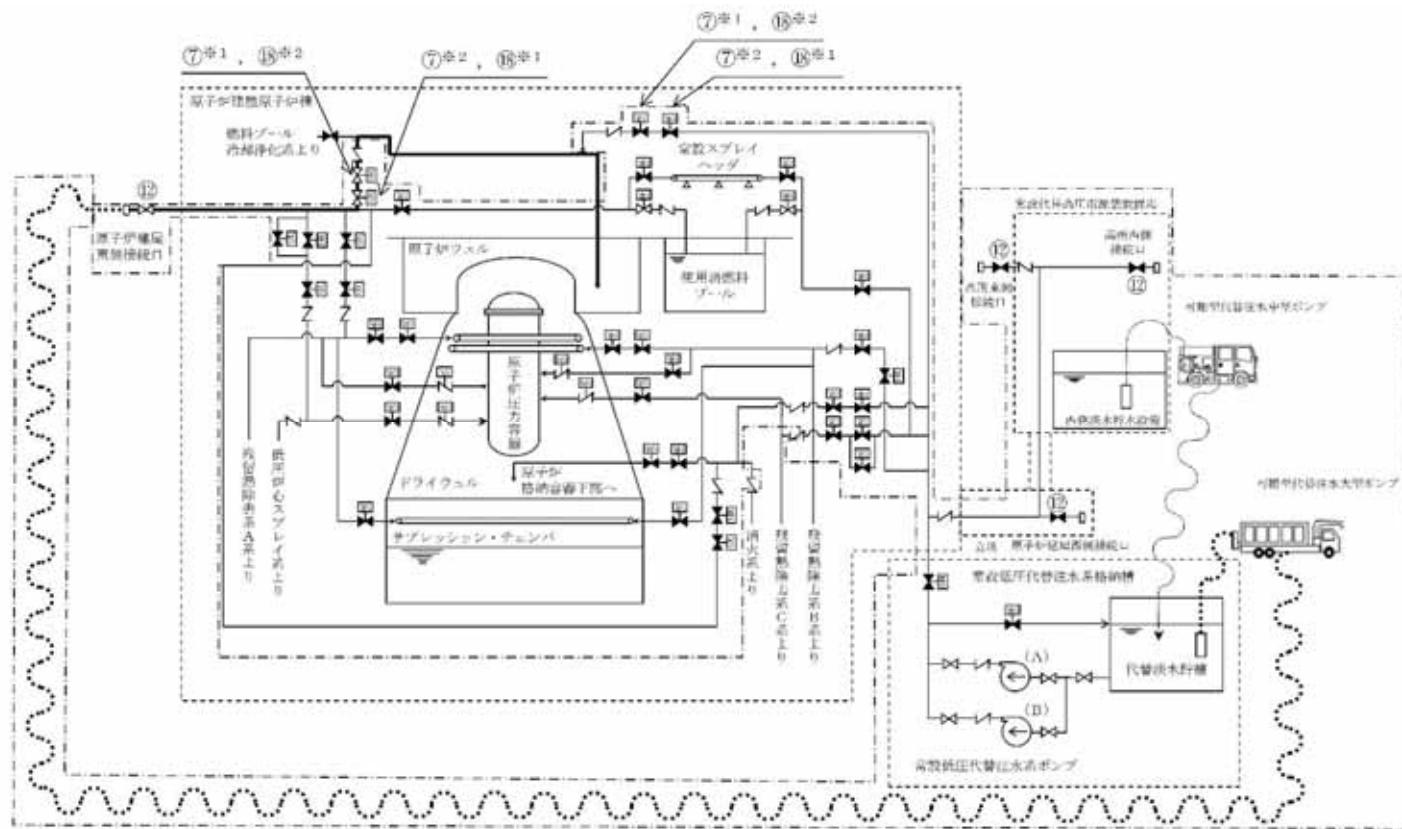
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合は、その実施順を示す。

第1.10-1図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 | |
|------------------------------------|--|------------------------------|-------------------------------|---|---|---|---|---|-------------|---|---|----|--|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| | | | 格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水 6分 | | | | | | | | | | |
| 格納容器頂部注水系 (常設)による原子炉 ウエルへの注水 | | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1 | | | | | | | 系統構成、注水開始操作 | | | | |

第1.10-2図 格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水

タイムチャート



凡例

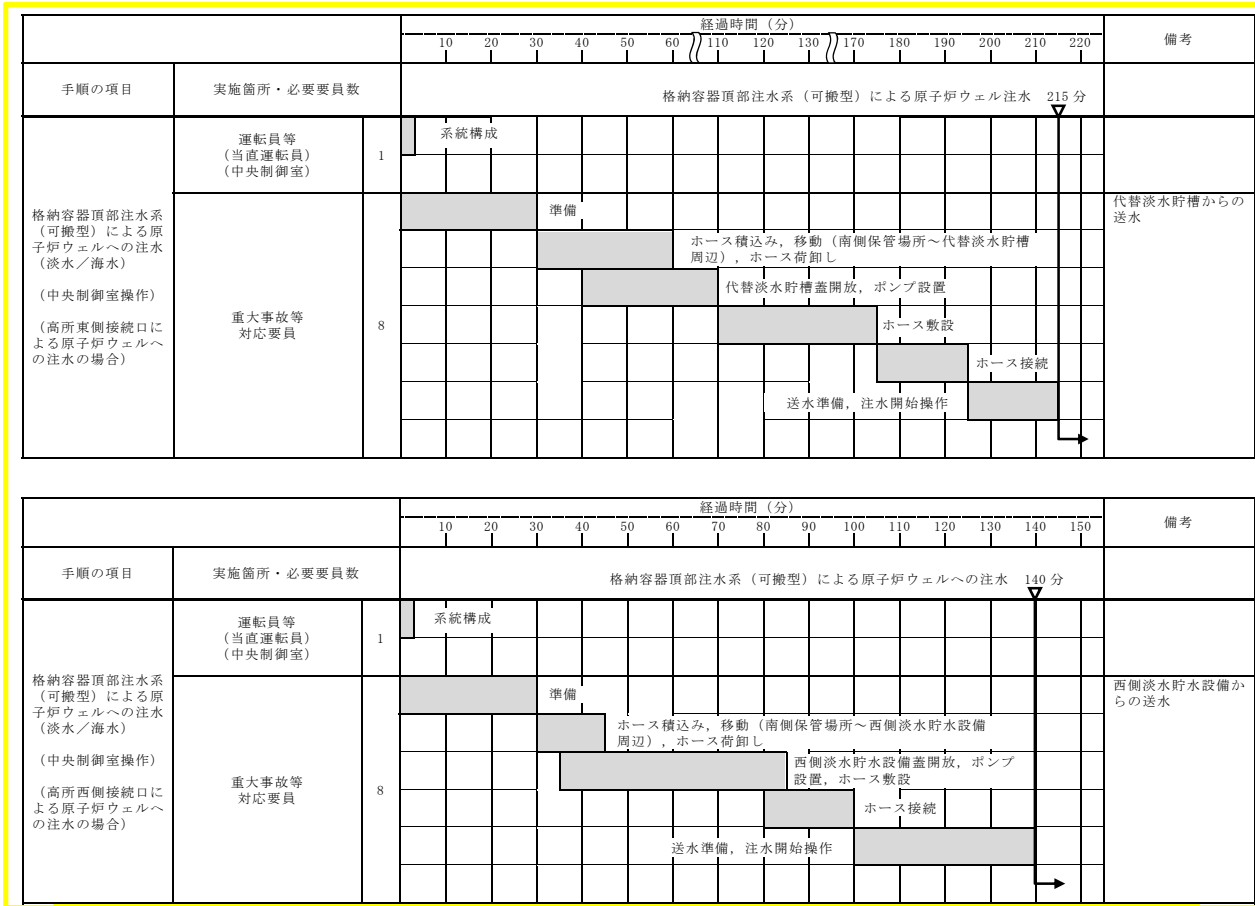
| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------|------|--|
| ⑦※1, ⑱※2 | ウェル注水弁 | ⑱ | 原子炉建屋西側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁 |
| ⑦※2, ⑱※1 | ウェル注水流量調節弁 | | |

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は, その実施順を示す。

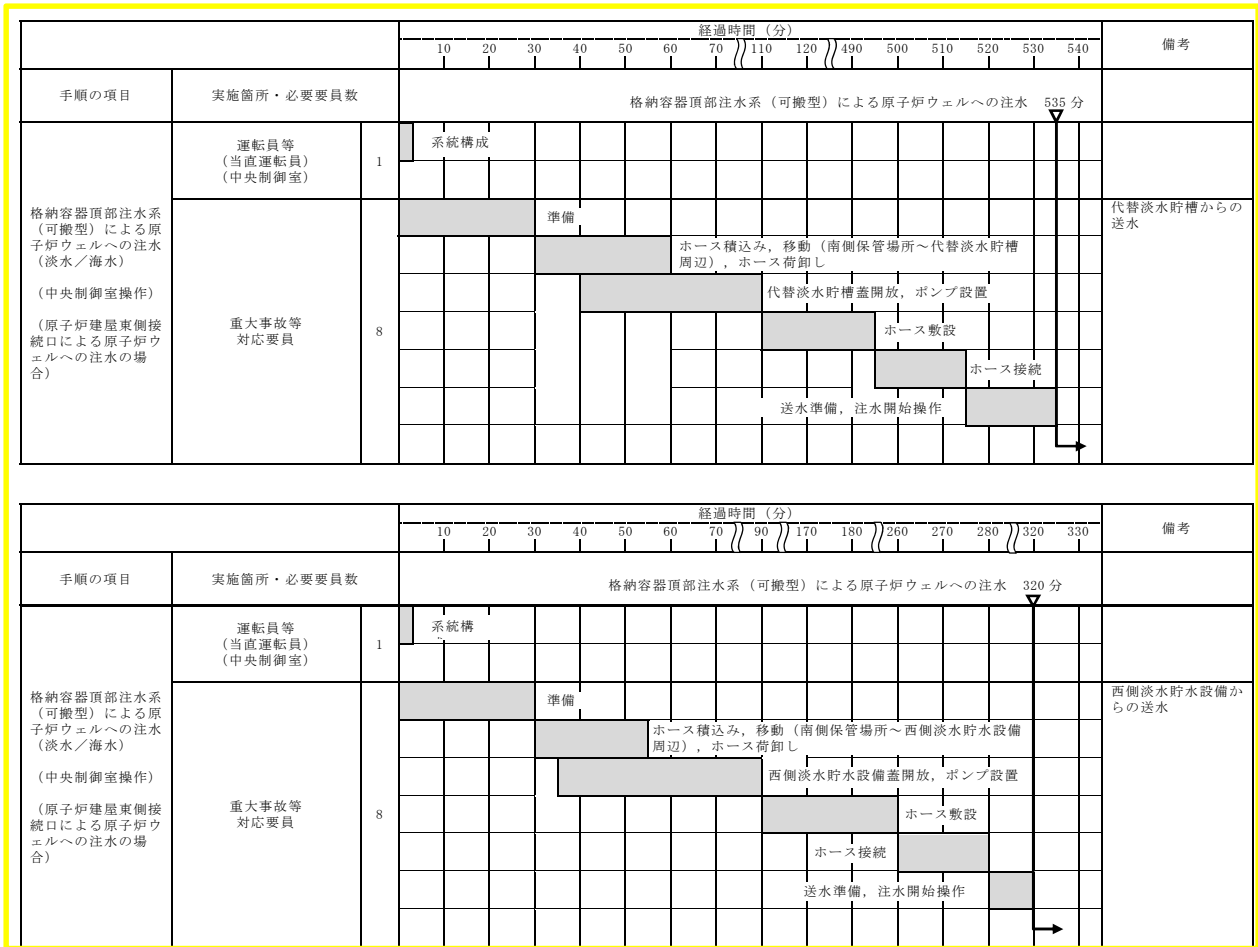
第1.10-3図 格納容器頂部注水系 (可搬型) による原子炉ウェルへの注水 (淡水/海水) 概要図



【ホース敷設（代替淡水貯槽から高所東側接続口）の場合は412m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から高所西側接続口）の場合は70m】

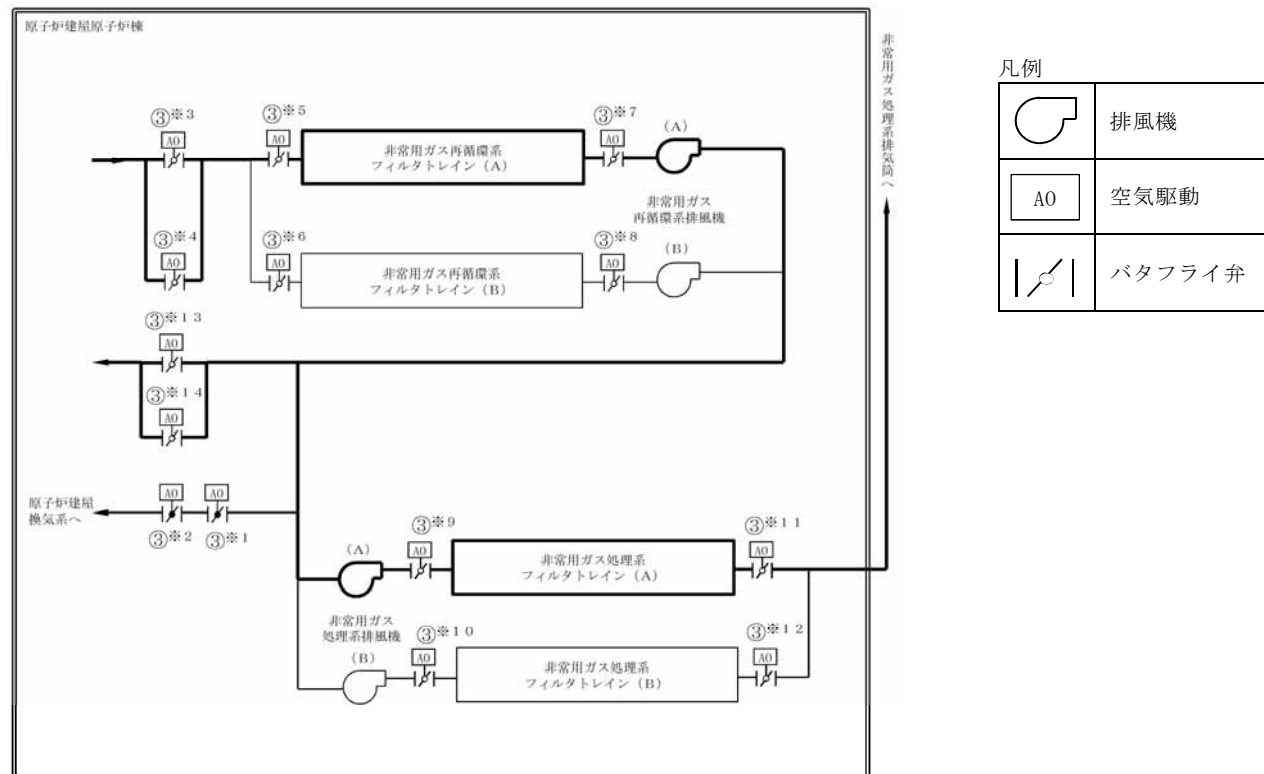
第1.10-4図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水

（淡水／海水） タイムチャート（1／2）



【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

第1.10-4図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水
（淡水／海水） タイムチャート（2／2）



| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------------------|------------|-----------------|
| ③※1, ③※2 | 非常用ガス再循環系原子炉建屋通常排気系隔離弁 | ③※9, ③※10 | 非常用ガス処理系トレイン入口弁 |
| ③※3, ③※4 | 非常用ガス再循環系系統入口弁 | ③※11, ③※12 | 非常用ガス処理系トレイン出口弁 |
| ③※5, ③※6 | 非常用ガス再循環系トレイン入口弁 | ③※13, ③※14 | 非常用ガス再循環系系統再循環弁 |
| ③※7, ③※8 | 非常用ガス再循環系トレイン出口弁 | | |

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は、その実施順を示す。

第1.10-5図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|-----------------|---|-------------------|---|---|----|----|----|----|----|--|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 6分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 12分 原子炉建屋ガス処理系1系統停止 | | | | | | | | | | | |
| 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (自動起動信号が発信した場合) | 運転員等 (中央制御室) | 1 | 自動起動確認 1系統停止操作 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

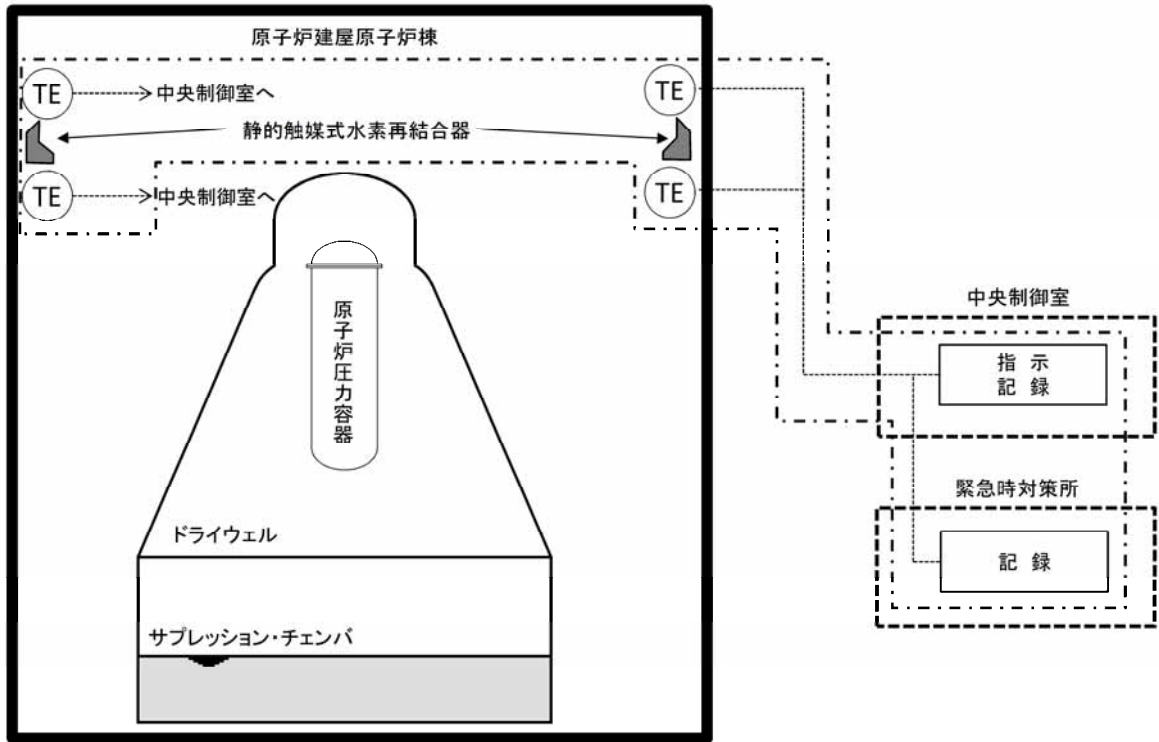
【交流動力電源が健全である場合】

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------|-----------------|--------------------------------|--------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 交流電源確保 5分 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | | | | | | | | | | |
| 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 (手動起動の場合) | 運転員等 (中央制御室) | 1 | 手動起動操作 | | | | | | | | | ※1 |
| | | | | | | | | | | | | |

※1：原子炉建屋ガス処理系A系による水素排出を示す。また、原子炉建屋ガス処理系B系による水素排出については、水素排出開始まで5分以内と想定する。

【全交流動力電源が喪失した場合】

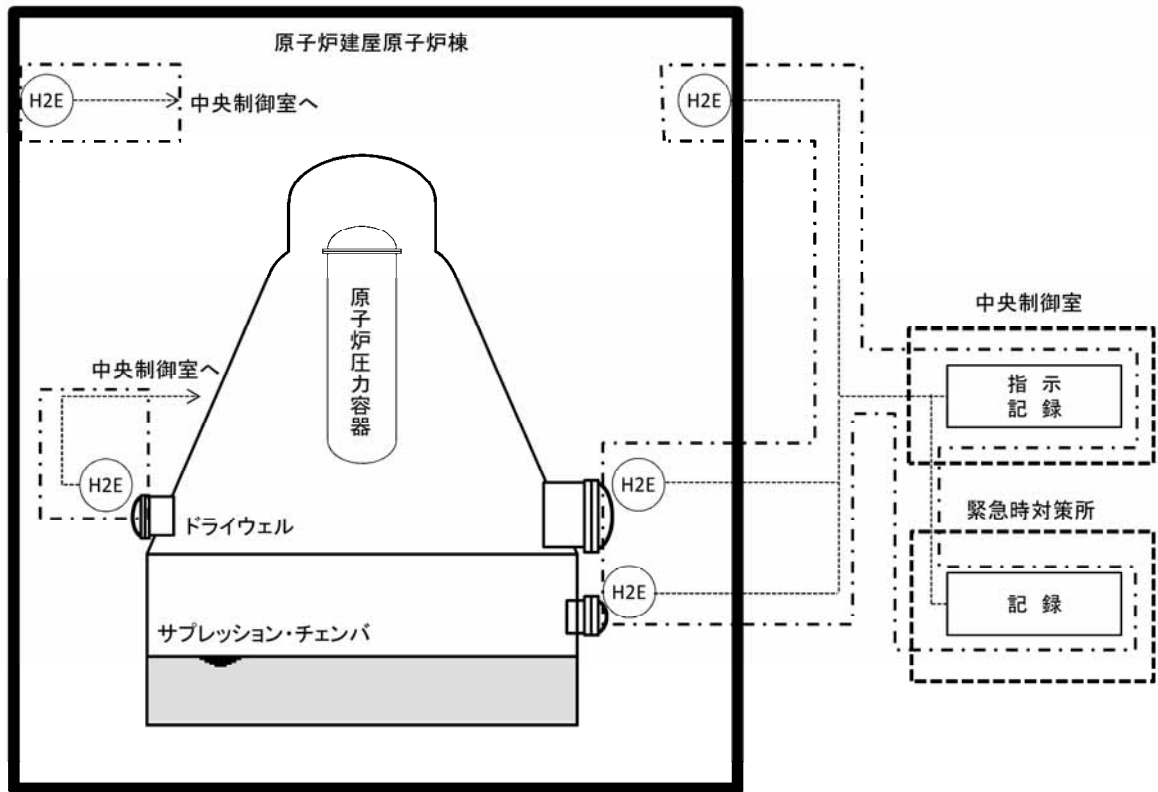
第1.10-6図 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | 静的触媒式水素再結合器 |
| | 温度検出器 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第1.10-7図 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順 概要図 (1/2)



凡例

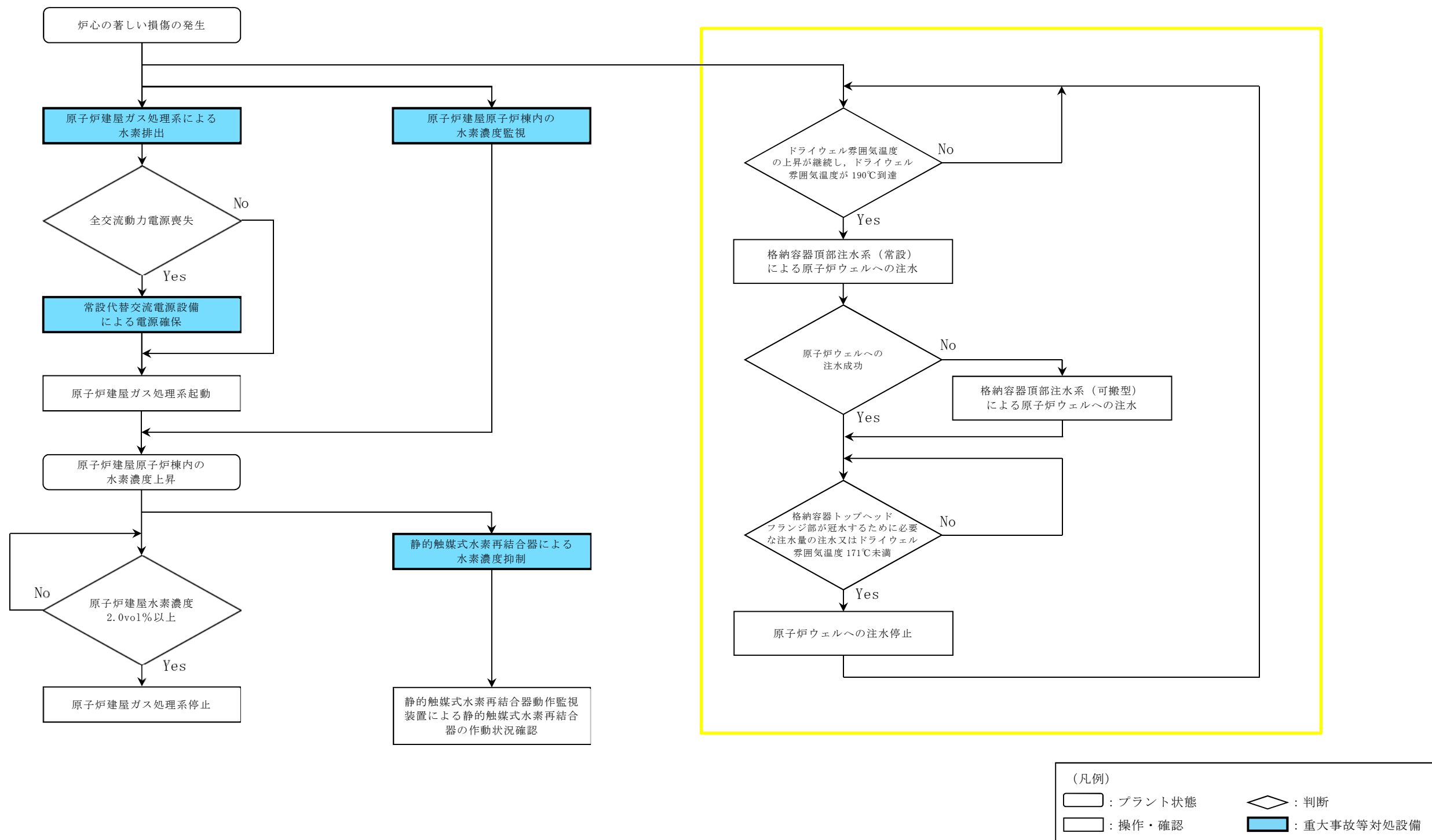
| | |
|-------|------------------|
| (H2E) | 水素濃度検出器 |
| [---] | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第1.10-7図 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順 概要図 (2/2)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|-------------------|-----------------|---|---|---|---|---|---|---|---|------|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 原子炉建屋水素濃度指示値2.0vol%以上確認 原子炉建屋ガス処理系の停止 6分 | | | | | | | | | | |
| 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | 運転員等 (中央制御室) | 1 | | | | | | | | 停止操作 | | ※1 |

※1：原子炉建屋ガス処理系A系の停止を示す。また、原子炉建屋ガス処理系B系の停止については、原子炉建屋ガス処理系の停止まで6分以内と想定する。

第1.10-8図 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順 タイムチャート



第1.10-9図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

| 技術的能力審査基準（1.10） | 番号 | 設置許可基準規則（第53条） | 技術基準規則（第68条） | 番号 |
|---|----|--|---|--------|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ④ |
| <p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ② | <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> | <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> | ⑤ |
| <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> | ③ | <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ⑥ ⑦ |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|-------------------|----------|----------------------------|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | 非常用ガス処理系排風機 | 既設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑦ | - | | |
| | 非常用ガス再循環系排風機 | 既設 | | | | |
| | 非常用ガス処理系フィルタトレイン | 既設 | | | | |
| | 非常用ガス再循環系フィルタトレイン | 既設 | | | | |
| | 非常用ガス処理系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用ガス再循環系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用ガス処理系排気筒 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 新設 | | | | |
| 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 | 静的触媒式水素再結合器 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑦ | - | | |
| | 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 | 新設 | | | | |
| | 原子炉建屋原子炉棟 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | 原子炉建屋水素濃度 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑥ ⑦ | - | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|--|-------------|----------|------------------|----|--|---------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| - | - | - | - | - | 格納容器頂部注水系（常設）による 原子炉ウエルへの注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ |
| | | | | | | 代替淡水貯槽 |
| | | | | | | 低圧代替注水系配管・弁 |
| | | | | | | 格納容器頂部注水系配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉ウエル |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料補給設備 |
| - | - | - | - | - | 格納容器頂部注水系（可搬型）による 原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） | 可搬型代替注水中型ポンプ |
| | | | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | | | | | | 西側淡水貯水設備 |
| | | | | | | 代替淡水貯槽 |
| | | | | | | 低圧代替注水系配管・弁 |
| | | | | | | 格納容器頂部注水系配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉ウエル |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | | | | | 燃料補給設備 | |
| 代替電源設備により水素爆発 による損傷を防止するための 設備への給電 | 常設代替交流電源設備 | 新設 | ① ③ ④ ⑦ | - | - | - |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

| 技術的能力審査基準（1.10） | 適合方針 |
|---|---|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>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手段として、原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機による水素排出に必要な手順等を整備する。また、静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>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手段として、原子炉建屋水素濃度により水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により水素を排出し、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器により水素濃度の上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。</p> |

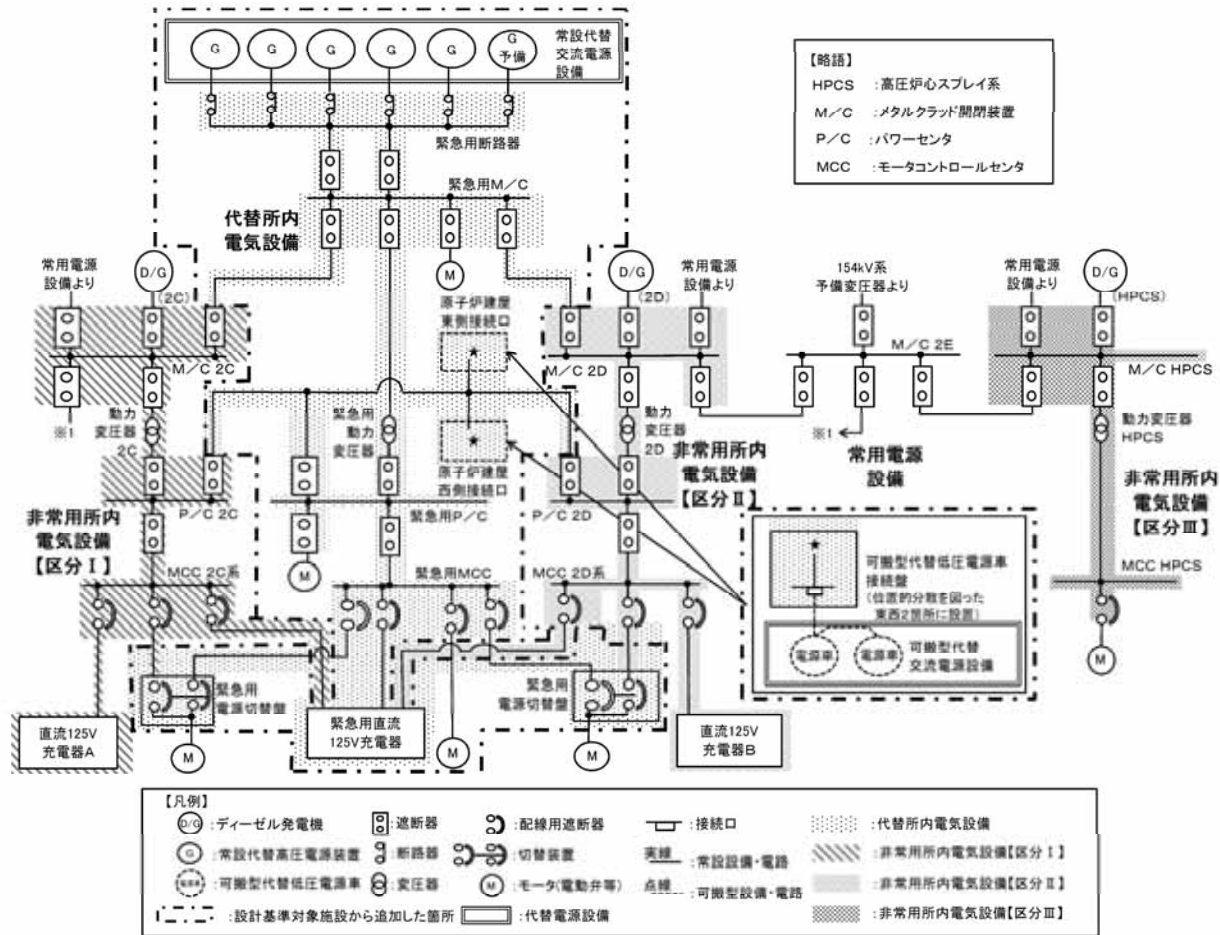
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／5）

| 技術的能力審査基準（1.10） | 適合方針 |
|---|---|
| <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> | <p>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おいても、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |

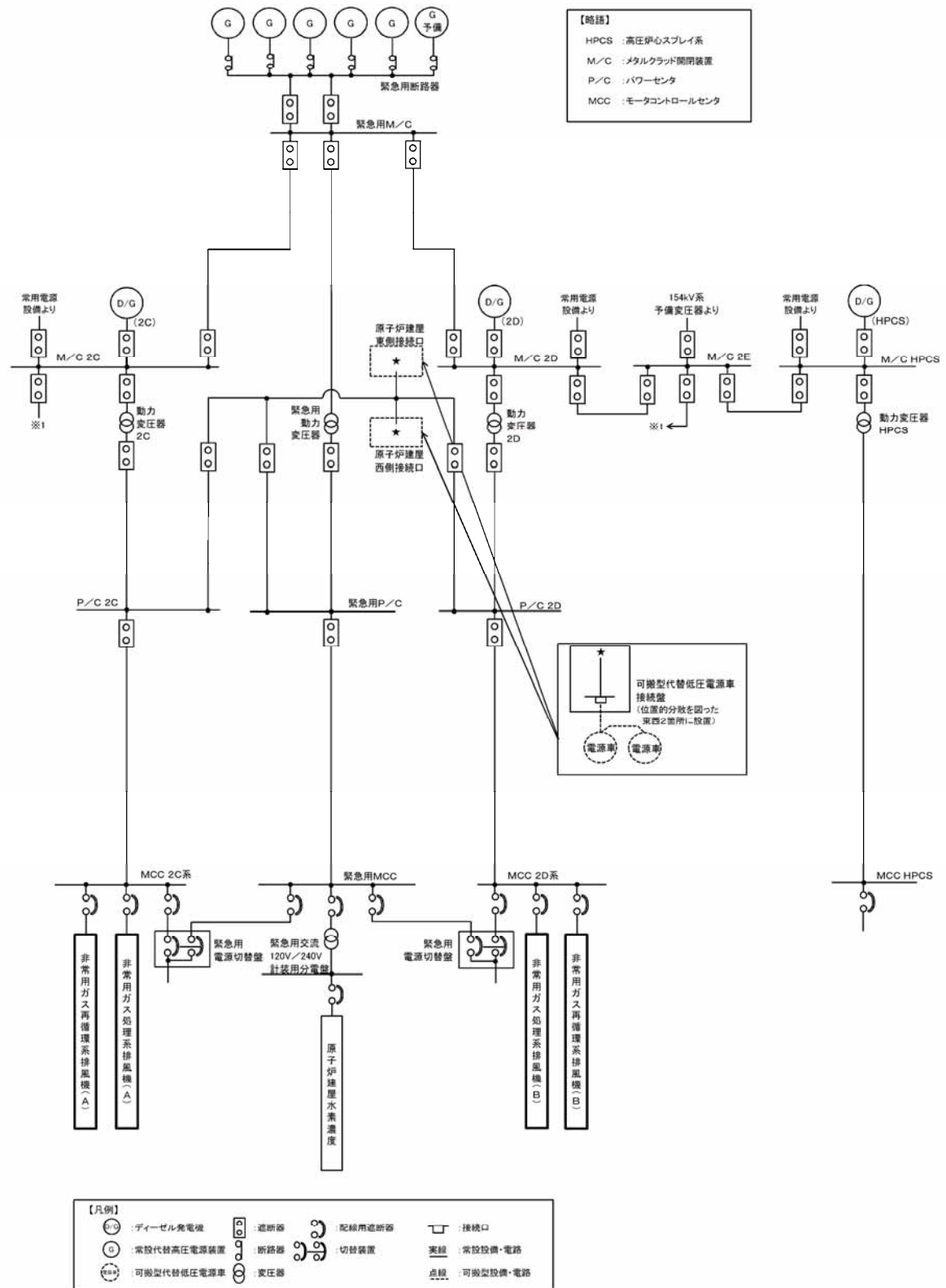
自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設 ／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 個数 |
|---------------------------------------|-----------|--------|-------------------------------------|--------|----|
| 可搬型代替注水中型ポンプ (格納容器頂部注水系(可搬型)として使用) | 可搬 | Sクラス※1 | 約 210m ³ /h (1台当たり) | 約 100m | 5台 |
| 可搬型代替注水大型ポンプ (格納容器頂部注水系(可搬型)として使用) | 可搬 | Sクラス※1 | 約 1,320m ³ /h (1台当たり) | 約 140m | 4台 |

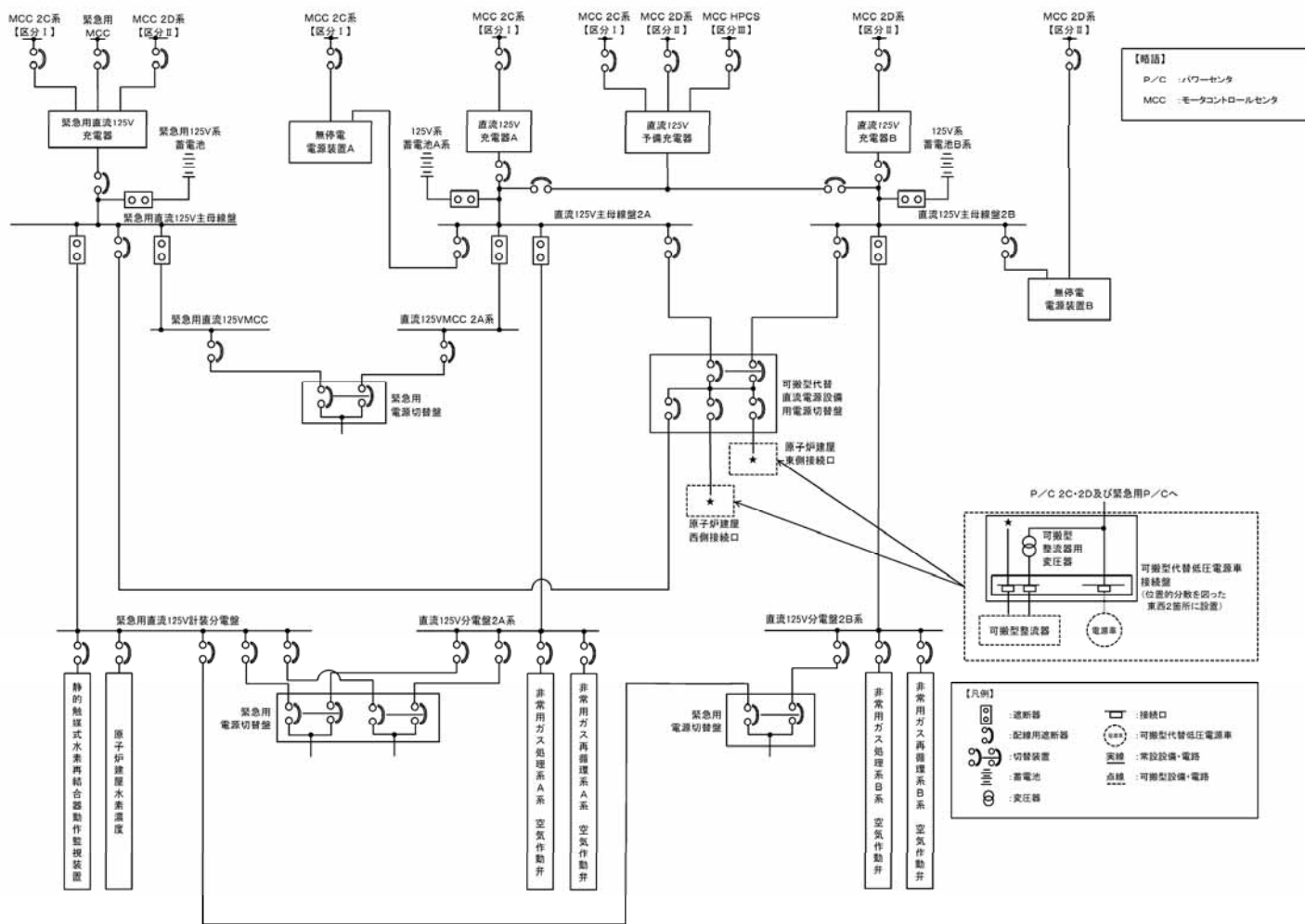
※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

(1) 格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉ウェルへ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する淡水貯水池から西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：格納容器頂部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 | |
|---|------------------------|---|--|---|
| 1.10.2.1 原子炉格納容器外への 水素漏えい抑制のため の対応手順 | (1) 格納容器外への水 素漏えい抑制 | a. 格納容器頂部注水 系（常設）による 原子炉ウェルへの 注水 | ドライウェル雰囲気温度指示値が原子炉格納容 器の過温破損に至るおそれがあると判断される 190℃到達 | |
| | | | 原子炉圧力容器温度で300℃以上 | 原子炉圧力容器温度が格納容器内雰囲気放射線 モニタの使用不能時における炉心損傷判断基準 である300℃以上 |
| | | | 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェ ルへの注水が可能 | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ラ イン用）で約20m ³ /hが確保できる場合 |
| | | b. 格納容器頂部注水 系（可搬型）によ る原子炉ウェルへ の注水（淡水／海 水） | ドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達 | ドライウェル雰囲気温度指示値が原子炉格納容 器の過温破損に至るおそれがあると判断される 190℃到達 |

操作手順の解釈一覧

| 手順 | | 操作の成立性記載内容 | | 解釈 |
|--|-----------------------------|---------------------------------------|---|---|
| 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 | (1) 格納容器外への水素漏えい抑制 | a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力にて常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 |
| | | | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）で約20m ³ /hまで流量上昇 |
| | | | 格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量 | 格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量（50m ³ ） |
| | | | ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満 | ドライウエル雰囲気温度指示値が原子炉格納容器の過温破損に至るおそれなくなったと判断される171℃未満 |
| | | b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）の流量上昇 | 低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（常設ライン用）又は低圧代替注水系格納容器頂部注水流量（可搬ライン用）で約20m ³ /hまで流量上昇 |
| | | | 格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量 | 格納容器トップヘッドフランジ部が冠水するために必要な注水量（50m ³ ） |
| | | | ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満 | ドライウエル雰囲気温度指示値が原子炉格納容器の過温破損に至るおそれなくなったと判断される171℃未満 |
| | | | | |
| 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順 | (1) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出 | a. 交流動力電源が健全である場合の操作手順 | 非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇 | 非常用ガス再循環系空気流量が約17000 m ³ /h及び非常用ガス処理系空気流量が約3570m ³ /hまで上昇 |
| | | b. 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順 | 非常用ガス再循環系空気流量及び非常用ガス処理系空気流量の上昇 | 非常用ガス再循環系空気流量が約17000 m ³ /h及び非常用ガス処理系空気流量が約3570m ³ /hまで上昇 |
| | (2) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止 | a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視 | 原子炉建屋水素濃度指示値が2.0vol%以上 | 原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋水素濃度指示値が2.0%以上 |

操作の成立性の解釈一覧

| 手順 | | 操作の成立性記載内容 | 解釈 |
|---|------------------------|---|---|
| 1.10.2.1 原子炉格納容器外への 水素漏えい抑制のため の対応手順 | (1) 格納容器外への水 素漏えい抑制 | a. 格納容器頂部注水 系（常設）による 原子炉ウエルへの 注水 | 格納容器トップヘッドフランジのシール部温度 をシールの健全性を保つことができる温度であ る200℃以下 |
| | | b. 格納容器頂部注水 系（可搬型）によ る原子炉ウエルへ の注水（淡水／海 水） | 格納容器トップヘッドフランジのシール部温度 をシールの健全性を保つことができる温度であ る200℃以下 |

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

- ・ 水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

2. 1.10.2.2 代替電源設備により水素爆発による損傷を防止するための設備への給電手順

- ・ 代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電

気設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1. 10. 2. 3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・非常用ガス処理系排風機，非常用ガス再循環系排風機及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1. 14. 2. 1 (1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 3 (1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1. 14. 2. 4 (1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1. 14. 2. 4 (1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1. 14. 2. 4 (2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代

替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替
低圧電源車及び非常用交流電源設備への燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給
油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置
への給油

1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディ
ーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディ
ーゼル発電機への給油

・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1. 11. 2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 補給水系による使用済燃料プール注水
- d. 消火系による使用済燃料プール注水

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

(3) 大気への拡散抑制

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(4) 重大事故等時の対処手段の選択

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

b. 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電

1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1) 使用済燃料プールの除熱

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.11.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2 自主対策設備仕様

添付資料1.11.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.4 重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

- (2) 系統構成
- 2. 補給水系による使用済燃料プール注水
 - (1) 系統構成
- 3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水
 - (1) 系統構成
- 4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水
 - (1) 系統構成
- 5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
 - (1) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
- 6. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
 - (1) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
- 7. 使用済燃料プール漏えい緩和
 - (1) 使用済燃料プール漏えい緩和
- 8. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保
 - (1) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注

水大型ポンプによる送水（海水）

添付資料1.11.5 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

添付資料1.11.6 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

添付資料1.11.7 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について

添付資料1.11.8 解釈一覧

添付資料 1.11.9 手順のリンク先について

1.11 使用済燃料貯蔵槽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、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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

れと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。

3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界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) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により

当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1 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

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、補給水系を設置している。

これらの冷却機能又は注水機能が故障等により機能喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、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1.11-1図）。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響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。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満に維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

また、資機材^{※2}による使用済燃料プール水の漏えいを緩和する対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

※2 資機材：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるシール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープを示す。

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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設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対象施設、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1.11-1表に整理する。

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。また、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な漏えい発生時に、使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プールへの注水ができない場合は、「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールス

プレイ」を使用済燃料プールへの注水に用いる。なお、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する。サイフォンブレイク用配管は作動機構を有さない設備であり、電源及び操作を必要としない。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ サイフォン防止機能
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

ii) 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール

注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ（代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用）
- ・西側淡水貯水設備
- ・代替淡水貯槽
- ・サイフォン防止機能
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・代替燃料プール注水系配管・弁
- ・使用済燃料プール
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

なお、注水ラインを使用した使用済燃料プールへの注水は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

iii) 補給水系による使用済燃料プール注水

補給水系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・サイフォン防止機能
- ・補給水系配管・弁

- ・使用済燃料プール
- ・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
- ・燃料給油設備

iv) 消火系による使用済燃料プール注水

消火系による使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・サイフォン防止機能
- ・消火系配管・弁・消防用ホース
- ・使用済燃料プール

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、サイフォン防止機能、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、使用済燃料プール、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（注水ライン）として

使用する可搬型代替注水中型ポンプ，代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ，西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽，サイフォン防止機能，ホース，低圧代替注水系配管・弁，代替燃料プール注水系配管・弁，使用済燃料プール，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク及び補給水系配管・弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として有効である。

- ・電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク及び消火系配管・弁・消防用ホース

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として有効である。

（添付資料1.11.2）

- b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ サイフォン防止機能
- ・ 低圧代替注水系配管・弁
- ・ 代替燃料プール注水系配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッド
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料給油設備

ii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（常設ス

プレイヘッド) として使用)

- ・代替淡水貯槽
- ・サイフォン防止機能
- ・ホース
- ・低圧代替注水系配管・弁
- ・代替燃料プール注水系配管・弁
- ・常設スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料給油設備

なお、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

iii) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用)
- ・代替淡水貯槽
- ・サイフォン防止機能
- ・ホース
- ・可搬型スプレイノズル
- ・使用済燃料プール

・燃料給油設備

なお、可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、代替淡水貯槽の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け、漏えい箇所まで吊り下げることにより、使用済燃料プール水の漏えいを緩和するとともに使用済燃料プールの水位低下を緩和する手段がある。

この手段では漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。ただし、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

重大事故等により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合に、放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）（大気への拡散抑制として

使用)

- ・ホース

- ・放水砲

- ・燃料給油設備

なお、大気への拡散抑制の対応手段及び設備は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

(d) 重大事故等対処設備

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、サイフォン防止機能、低圧代替注水系配管・弁、代替燃料プール注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、使用済燃料プール、常設代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備のうち、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、サイフォン防止機能、ホース、可搬型スプレイノズル、使用済燃料プール及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

大気への拡散抑制で使用する設備のうち、大気への拡散抑制として

使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、ホース、放水砲及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

- ・燃料給油設備

(b) 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により給電する手段がある。

代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備
- ・燃料給油設備

(c) 重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備のうち、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、緊急用海水ポンプ又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを除熱する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・使用済燃料プール
- ・スキマサージタンク

- ・代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・代替燃料プール冷却系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁

- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水系ストレーナ
- ・緊急用海水系配管・弁

- ・ 残留熱除去系海水系配管・弁

- ・ ホース

- ・ 非常用取水設備

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）

- ・ 常設代替交流電源設備

- ・ 可搬型代替交流電源設備

- ・ 燃料給油設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、使用済燃料プール、スキマサージタンク、代替燃料プール冷却系熱交換器、代替燃料プール冷却系配管・弁、燃料プール冷却浄化系配管・弁、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、ホース、非常用取水設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び燃料給油設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールを除熱することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）
車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替燃料プール冷却系が使用可能であれば，使用済燃料プールを冷却する手段として有効である。

（添付資料1.11.2）

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響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，運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.11-1表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.11-2表，第1.11-3表）。

※3 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.11.3）

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃

料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレインズル設置、可搬型スプレインズルとのホース接続等を実施する。本作業は、原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから、原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に準備する必要があるため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- ①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水

の漏えいが発生した場合において、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合において、緊急用海水系による冷却水確保ができない場合、又は使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-2図に、タイムチャートを第1.11-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。

- ⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持し、発電長に報告する。
- ※1：「1.11.2.3(1) a . 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで15分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速

やかに対応できる。

(添付資料1.11.5, 添付資料1.11.6)

- b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽を水源とし，代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

- (a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において，西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- (b) 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお，水源から接続口までの代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.11-4図に、タイムチャートを第1.11-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に
低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水中型ポンプ
又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注
水ライン）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ラ
イン）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。
- ③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水中
型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注
水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指
示する。
- ④発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替
注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使
用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷
装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラによ
り、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬
型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライ
ン）を使用した使用済燃料プール注水に必要な電動弁及び監視計
器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑦運転員等は、発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替
注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使
用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替

注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。なお，電源が確保できない場合，運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて，現場手動操作により使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。

⑩運転員等は，発電長に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑭災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は，代替燃料プール注水系（注水ライン）と

して使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，原子炉建屋西側接続口，原子炉建屋東側接続口，高所東側接続口又は高所西側接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑯災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑰発電長は，運転員等に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことの確認を指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し，発電長に報告する。

⑲発電長は，災害対策本部長代理に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを連絡する。

⑳発電長は，運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報

設定点（通常水位－142mm）以上に維持し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【現場操作（高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【現場操作（高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合）】（水源：西側淡水貯水設備）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃

料プール注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【中央制御室からの操作(原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)】(水源：西側淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

【現場操作(原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)】(水源：代替淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員)2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、535分以内と想定する。

【現場操作(原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合)】(水源：西側淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名、現場対応を運転員等(当直運転員)2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、320分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、代替燃料プール注水系(注水ライン)として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇に

おける作業性についても確保する。

(添付資料1.11.4, 添付資料1.11.5, 添付資料1.11.6)

c. 補給水系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に, 復水貯蔵タンクを水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失, 又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し, 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において, 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)にて使用済燃料プールに注水ができず, 復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。ただし, 原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

(b) 操作手順

補給水系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。
概要図を第1.11-6図に, タイムチャートを第1.11-7図に示す。

- ①発電長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて, 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること, 及び使用済燃料プール監視カメラにより, 使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて, 補給水系による使用済燃料プール注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状

態表示等により確認する。

- ④運転員等は，発電長に補給水系による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。
- ⑦発電長は，運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて，燃料プール周り補給水元弁を開とし，使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて，補給水系により使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し，発電長に報告する。
- ⑩発電長は，運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。
- ⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて，燃料プール周り補給水元弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断して

から補給水系による使用済燃料プール注水開始まで55分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.11.4, 添付資料1.11.5, 添付資料1.11.6)

d. 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水からの小規模な水の漏えいが発生した場合に、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより消防用ホース又は残留熱除去系B系ラインを經由し使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合において，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセスができない場合。

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-8図に，タイムチャートを第1.11-9図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること，及び使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて，消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プール注水に必要な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等により確認する。
- ④運転員等は，発電長に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は，運転員等に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階の消火栓から使用済燃料プールまで消防用ホースの敷設を行い、手すり等に固縛し、固定する。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ^{*2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からの消防用ホース接続）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。
- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟

地上6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持し、発電長に報告する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉とする。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が

約0.79MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系消火系ライン弁を開とする。

⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上3階にて、残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁を開とする。

⑬運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁を開とし、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水を開始する。

⑭運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持するように指示する。

⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位－142mm）以上に維持し、発電長に報告する。

※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて実施した場合、60分以内と想定する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、105分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1.11.4，添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）又は使用済燃料プール水位低警報により使用済燃料プールの水位低下を確認した場合は、事象を把握し使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動するとともに、使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて状態の監視を行う。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発

生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

なお、使用済燃料プール水位が遮蔽維持水位の判断基準とする線量率（10mSv/h）によりアクセス可否を判断し、可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールの準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールへ注水ができず、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満でない場合、補給水系、消火系、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

また、消火系による使用済燃料プール注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に実施する。

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールの

スプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）実施のための準備作業として、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上6階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等を実施する。本作業は、原子炉建屋原子炉棟内での作業を伴うことから、原子炉建屋原子炉棟内での作業環境が悪化する前に準備する必要があるため、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合で、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

- ①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持できない場合。
- ②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-10図に、タイムチャートを第1.11-11図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施している場合は、使用済燃料プール注

水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。

⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁及び使用済燃料プールスプレイライン元弁を開とする。

⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とし、使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで15分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレ

イヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセスができない場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な

となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.11-12図に，タイムチャートを第1.11-13図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に
 低圧代替注水系配管・弁の接続口への代替燃料プール注水系（常
 設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの
 接続を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は，発電長に代替燃料プール注水系（常設ス
 プレイヘッド）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連
 絡する。
- ③災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大
 型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を
 使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ④発電長は，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料
 プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プー
 ルスプレイの準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，使用済燃料プール監視カメラ用空冷
 装置が起動していること，及び使用済燃料プール監視カメラによ
 り，使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，可搬型代替注水大型ポンプによる代
 替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃
 料プールスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保され
 ていることを状態表示等により確認する。
- ⑦運転員等は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料
 プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プー
 ルスプレイの準備が完了したことを報告する。

- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水又は可搬型代替注水中型ポンプ若しくは可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールスプレイライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開とする。
- ⑪運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

- ⑮災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。
- ⑰災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑱発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。
- ⑲運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【高所東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，215分以内と想定する。

【原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールスプレイの場合】（水源：代替淡水貯槽）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，535分以内と想定する。

中央制御室対応については，中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

現場対応については，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

（添付資料1.11.4）

- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プー

ルスプレイを実施することにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず，以下のいずれかの状況に至った場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。ただし，原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

- ①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持ができない場合。
- ②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で，「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-14図に，タイムチャートを第1.11-15図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを依頼する。
- ②災害対策本部長代理は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大

型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプの配置、及び原子炉建屋原子炉棟地上6階に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。

③発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑥運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑦発電長は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを連絡する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原

子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑬災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑭発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用して送水を開始したことを確認する。

レイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ, 使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し, 発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は, 作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】(水源: 代替淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 435分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】(水源: 代替淡水貯槽)

- ・中央制御室対応を運転員等(当直運転員)1名, 現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合, 370分以内と想定する。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。また, 速やかに作業が開始できるように, 原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。また, ホース等の接続は速やかに作業ができるように, 代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業用照明, ヘッドライト及びLEDライトを用いることで, 暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.4, 添付資料1.11.7)

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和するとともに使用済燃料プールの水位低下を緩和する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

- ①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上に維持できない場合。
- ②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上の場合で、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.11-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に資機材（シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープ）を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を依頼する。
- ②災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。
- ③発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏

えい緩和措置のための準備を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ⑥運転員等は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備が完了したことを報告する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろしロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛し、固定する。
- ⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを報告する。
- ⑨災害対策本部長代理は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを連絡する。
- ⑩発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール水位にて確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してから

使用済燃料プール漏えい緩和措置完了まで150分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.11.4)

(3) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイを実施しても使用済燃料プールの水位が上昇しない場合又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイが実施できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(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1.11-25図に示す。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合において、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上で、「1.11.1(2) a.

(a) 使用済燃料プール代替注水」による注水ができない場合又は

「1.11.1(2) a. (a) 使用済燃料プール代替注水」による注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以

上に維持ができない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施するとともに資機材を用いた使用済燃料プール漏えい緩和を行う。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施する。

なお、「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイを実施しても使用済燃料プールの水位が上昇しない場合、又は

「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイが実施できない場合に、大気への拡散抑制を実施する。

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視設備の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、使用済燃料プール監視設備の構造及び設置位置により、事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する設計とする。

使用済燃料プール監視設備は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することが可能であり、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モ

ニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲を把握した上で使用済燃料プール
の水位、水温及び上部空間線量率の監視を行う。

また、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度
（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及
び使用済燃料プール監視カメラは常設代替直流電源設備として使用する緊急
用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧
電源車及び可搬型整流器から給電され、使用済燃料プール監視カメラ用空冷
装置は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可
搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から給電するこ
とにより、使用済燃料プールの監視を実施する。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時は、設計基準対象施設である使用済燃料プール水位、燃料プール
冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料
プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射
線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより状態監視を
実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール
水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プー
ルエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視
カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）により、使用済
燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重
大事故等対処設備である監視設備は、常設設備であり可搬型設備を必要と
しない。また、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を
実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエ

リア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した水位と放射線線量率の相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-17図に、タイムチャートを第1.11-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること、及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を

起動する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電
交流又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源設備により使用済燃料プール監視設備へ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。

1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1) 使用済燃料プールの除熱

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プール冷却機能が喪失し、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、緊急用海水系又は代替燃料プール

冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールの除熱を実施する。なお、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールのスプレイ」により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とし、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、代替燃料プール冷却系に必要な冷却水が確保されている場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持可能な場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-19図に、タイムチャートを第1.11-20図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

- ③運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ④運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ^{※3}を起動し、使用済燃料プールの除熱が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。

※3：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施

する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に用いる。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱開始まで15分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替燃料プール冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：20分以内
- ・ 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

（添付資料1.11.5，添付資料1.11.6）

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合。

ii) 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（緊急用海水系A系による冷却水（海水）の送水手順を示す。

緊急用海水系B系による冷却水（海水）の送水手順も同様。）。

概要図を第1.11-21図に，タイムチャートを第1.11-22図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は，発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）を開とする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。
- ⑦運転員等は，発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は，運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて，緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し，発電長に報告する。
- ⑩発電長は，運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて，代替燃料プール冷却系熱交換器

冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり（代替燃料プール冷却系東側接続口、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した手順は、手順⑨以外は同様。）。

概要図を第1.11-23図に、タイムチャートを第1.11-24図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大

型ポンプによる冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長代理は、プラントの被災状況に応じて代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、水源からの接続口を決定し、発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を連絡する。なお、代替燃料プール冷却系の接続口は、各作業時間（出動準備、移動、代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、西側接続口蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は、海から代替燃料プール冷却系の接続口までホースの敷設を実施する。

⑥発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示

等により確認し、発電長に報告する。

- ⑧発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑨^a代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合
運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が閉していることを確認する。
- ⑨^b代替残留熱除去系海水系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合
運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を開とする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開とする。
- ⑪運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プー

ル冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁が閉していることを確認した後、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑯重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後、代替燃料プール冷却系西側接続口、代替燃料プール冷却系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系西側接続口の弁を開とし、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長代理に報告する。

⑰災害対策本部長代理は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長代理に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が

開始されたことを連絡する。

②①災害対策本部長代理は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

②②重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長代理に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，370分以内と想定する。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，310分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

現場対応については、円滑に作業できるように、移動経路を確保

し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業できるように、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両の作業照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.11.4)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合に、緊急用海水系による冷却水の確保を実施し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保を実施し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを除熱するが、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの運転開始までに使用済燃料プールの水位低下が確認された場合又は冷却水を確保した後に使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近に維持できない場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）等により使用済燃料プールへ注水を実施する。

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型

ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，緊急用海水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1/6）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|---|--------------------------|---|--|--|
| 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時 | 燃料プール冷却浄化系 | 常設低圧代替注水系ポンプ（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水系 | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | 残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給） | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 | 可搬型代替注水中型ポンプ※ ² 可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 西側淡水貯水設備※ ² 代替淡水貯槽※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※¹：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※²：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※³：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※⁴：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※⁵：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | | 手順書 |
|---|--|---|---|--------|---|
| 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時 | 燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給） | 使用済燃料プール注水 補給水系による | 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ 補給水系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※ ³ 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | （消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合） 消火系による使用済燃料プール注水 | 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※ ² 多目的タンク※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ 消火系配管・弁・消防用ホース 使用済燃料プール | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 |
| | | （残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合） 消火系による使用済燃料プール注水 | 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク※ ² 多目的タンク※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 残留熱除去系B系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 非常用交流電源設備※ ³ 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※¹: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※²: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※³: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※⁴: サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※⁵: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | | 手順書 |
|------------------------|-------------------|---|---|-----------|---|
| 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時 | — | 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 （常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ | 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | — | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 （常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ | 可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ ホース 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※¹：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※²：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※³：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※⁴：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※⁵：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/6）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 |
|------------------------|-------------------|--------------------------------|--|--|
| 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時 | — | （可搬型代替注水大型ポンプ）を使用した使用済燃料プール注水系 | 可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² サイフォン防止機能※ ⁴ ホース 可搬型スプレインゾル 使用済燃料プール 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 漏えい緩和 | シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ | —※ ⁵ 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | | 大気への拡散抑制 | 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）※ ¹ ホース 放水砲※ ¹ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領 |

※¹：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※²：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※³：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※⁴：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※⁵：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (5/6)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 | |
|-----------------------|---|-----------------------|---|-----------|--|
| 重大事故等時における使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |
| | — | 代替電源設備による使用済燃料プールへの給電 | 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料給油設備※3 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「電源供給回復」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

- ※1: 手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
- ※2: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※3: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4: サイフォン防止機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
- ※5: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準対象施設 | 対応手段 | 対処設備 | | 手順書 |
|----------------------------|--|--------------------------|---|-----------|--------------------------------------|
| 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止 | 燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給） | 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 代替燃料プール冷却系ポンプ 使用済燃料プールスキマサージタンク 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水ポンプ 緊急用海水系ストレーナ 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 ホース 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料給油設備※ ³ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「使用済燃料プール制御」 |
| | | | 可搬型代替注水大型ポンプ | 自主対策設備 | AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領 |

※¹：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※²：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※³：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※⁴：サイフォン防止機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※⁵：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

第1.11-2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) | |
|---|------------------|--------------|--|
| 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |

監視計器一覧 (2/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|--------------|--|
| 1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水 b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水) | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) |
| | | 水源の確保 | 西側淡水貯水設備水位 代替淡水貯槽水位 |

監視計器一覧 (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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水 c. 補給水系による使用済燃料プール注水 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |

監視計器一覧 (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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水 d. 消火系による使用済燃料プール注水 | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 使用済燃料プール水位低 警報 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 |
| | | 水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位 |

監視計器一覧 (5/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|--|
| 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールの監視 a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールの監視 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |

監視計器一覧 (6/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|---------------------|--------------|--|
| 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水) | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |

監視計器一覧 (7/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|--------------|---|
| 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水) | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位 |

監視計器一覧 (8/12)

| 手順書 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|--|---|
| 1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 使用済燃料プール漏えい緩和 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系使用済燃料プール流量 (可搬ライン用) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 | |

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) | |
|--|------------------|--------------|---|
| 1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール監視カメラ |

監視計器一覧 (10/12)

| 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) | |
|--|------------------|--------------|---|
| 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 |
| | 操作 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール温度高 警報 使用済燃料プール水位低 警報 |

監視計器一覧 (11/12)

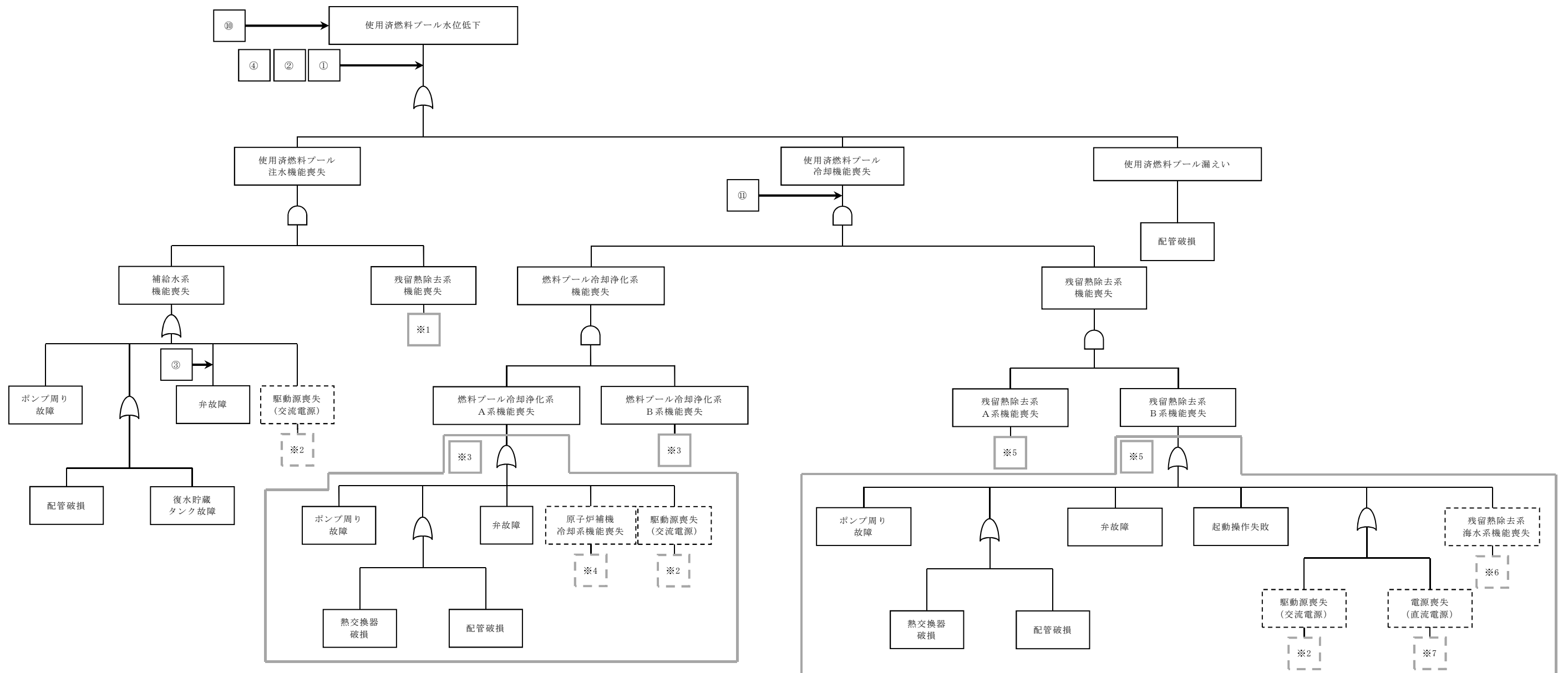
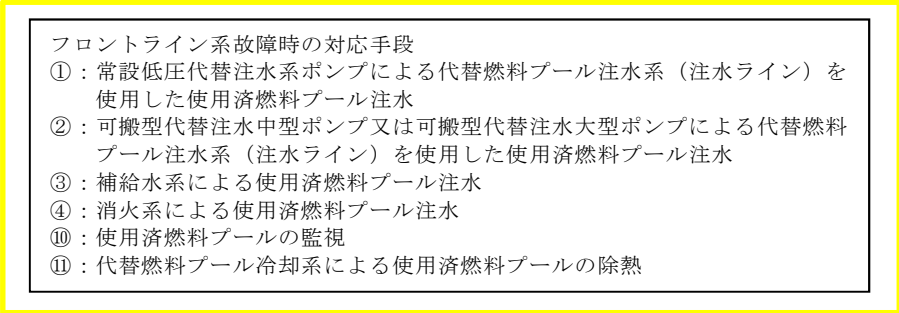
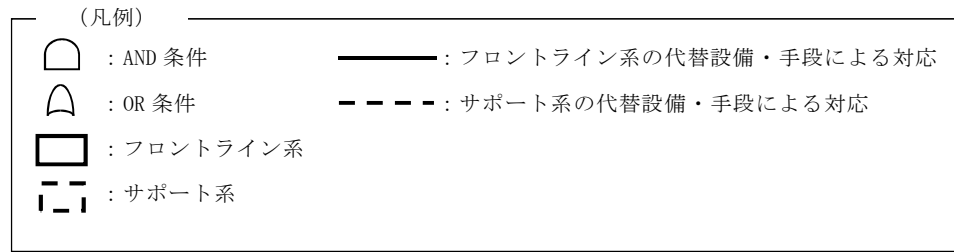
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|--|
| 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 |
| | 操作 | 補機監視機能 | 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) |

監視計器一覧 (12/12)

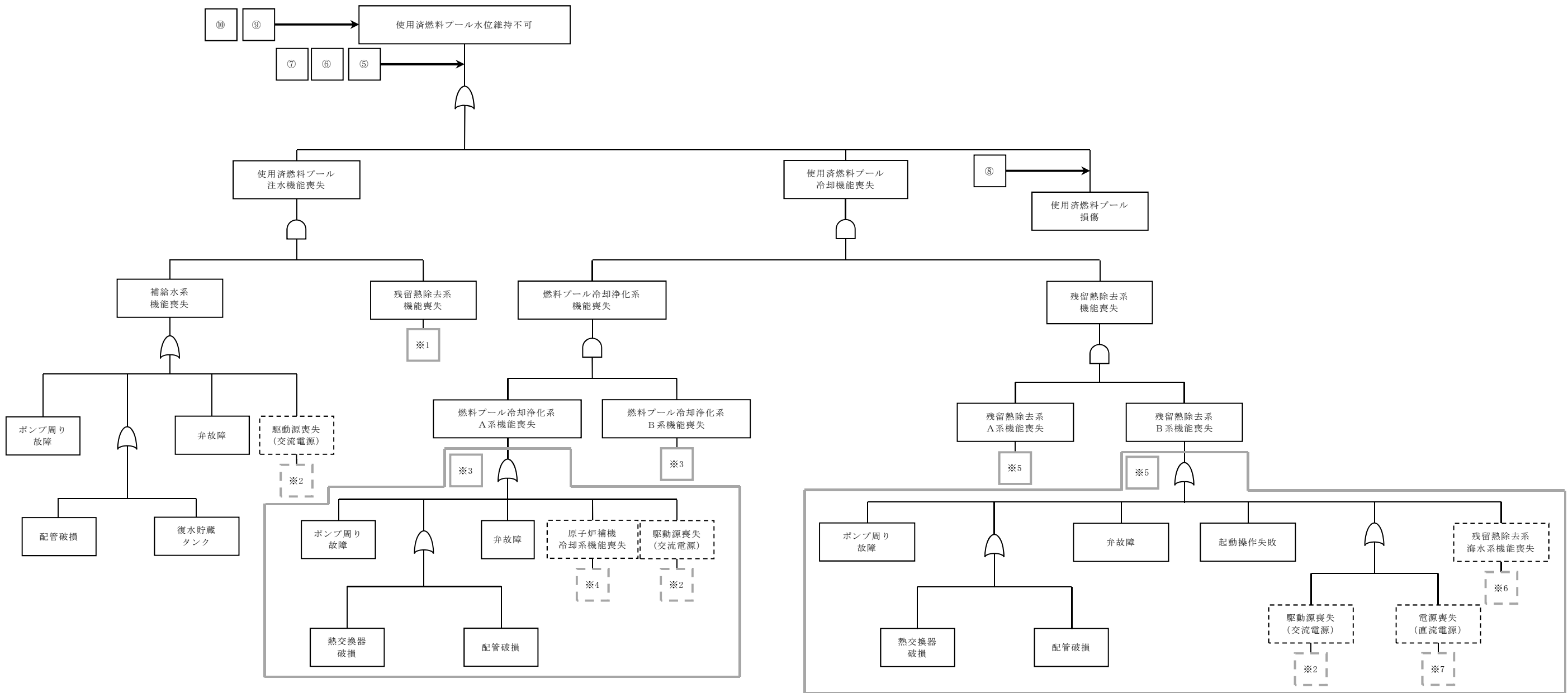
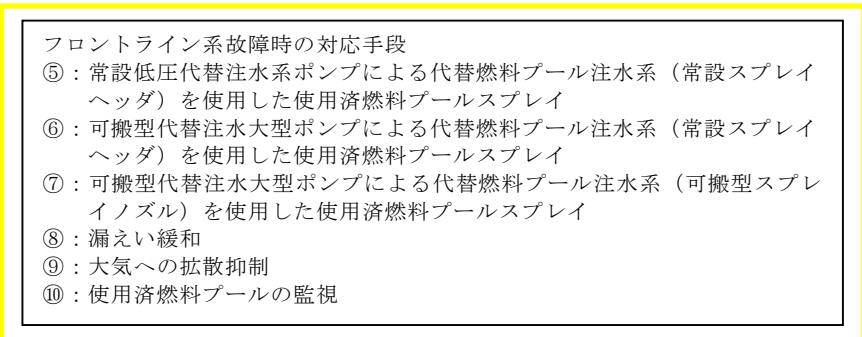
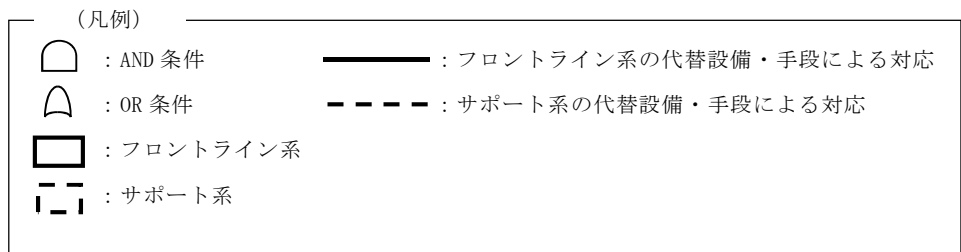
| 手順書 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1. 11. 2. 4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水 (海水) の確保 | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 AM設備別操作手順書 | 判断基準 | 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プール水位・温度 (S A広域) |
| | | 補機監視機能 | 使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器) |
| | 操作 | 補機監視機能 | 代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度 |

第1.11-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

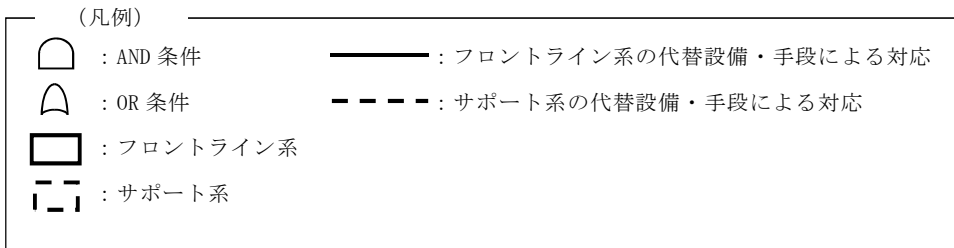
| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|--------------------------------------|---|---|
| 【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための手順等 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用パワーセンタ（以下「パワーセンタ」を「P/C」という。） |
| | 低圧代替注水系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） |
| | 代替燃料プール注水系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 代替燃料プール冷却系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 代替燃料プール冷却系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 B |
| | 使用済燃料プール温度（SA） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 |
| | 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 |
| 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用MCC 緊急用直流125V主母線盤 | |



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



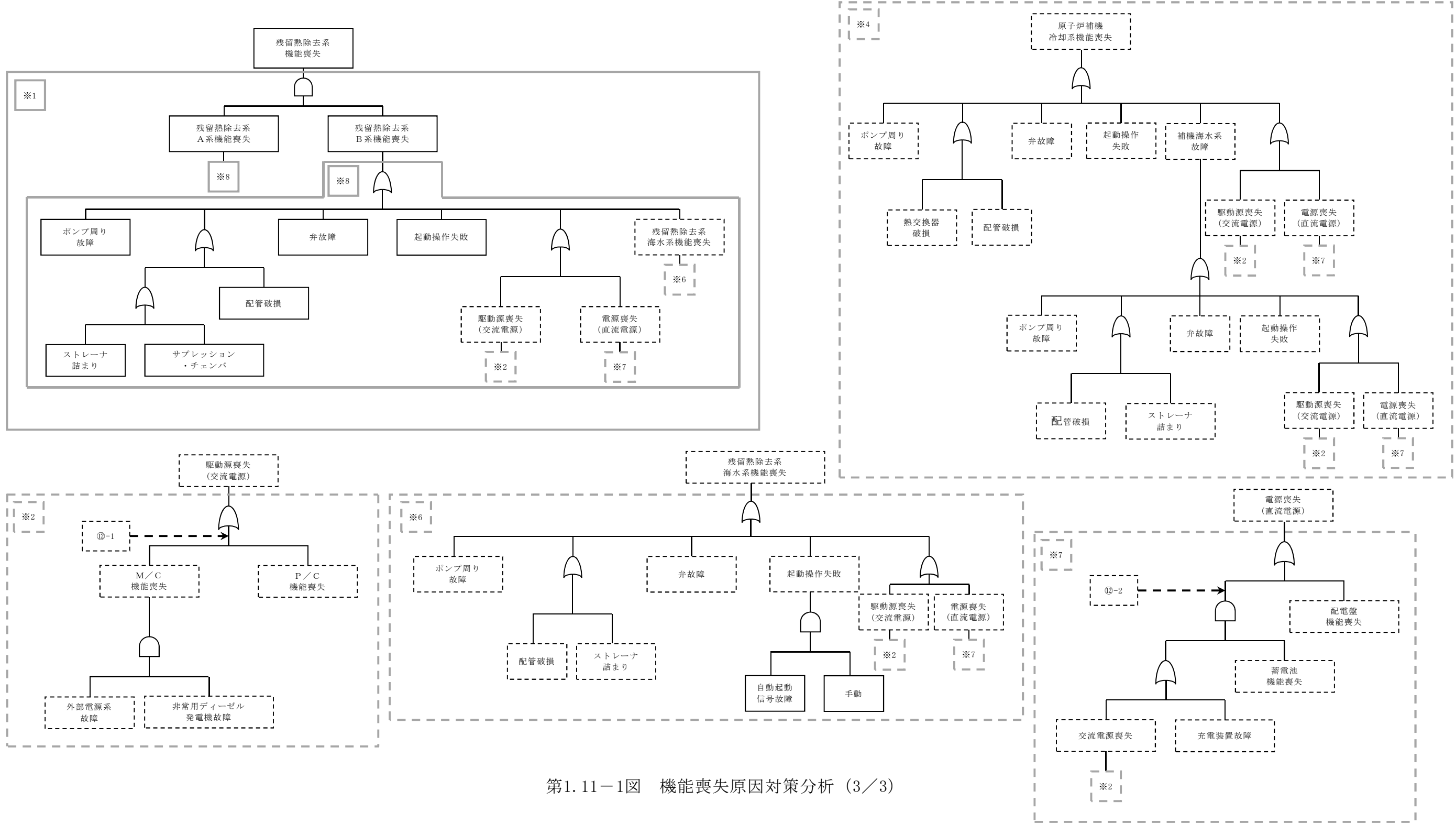
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



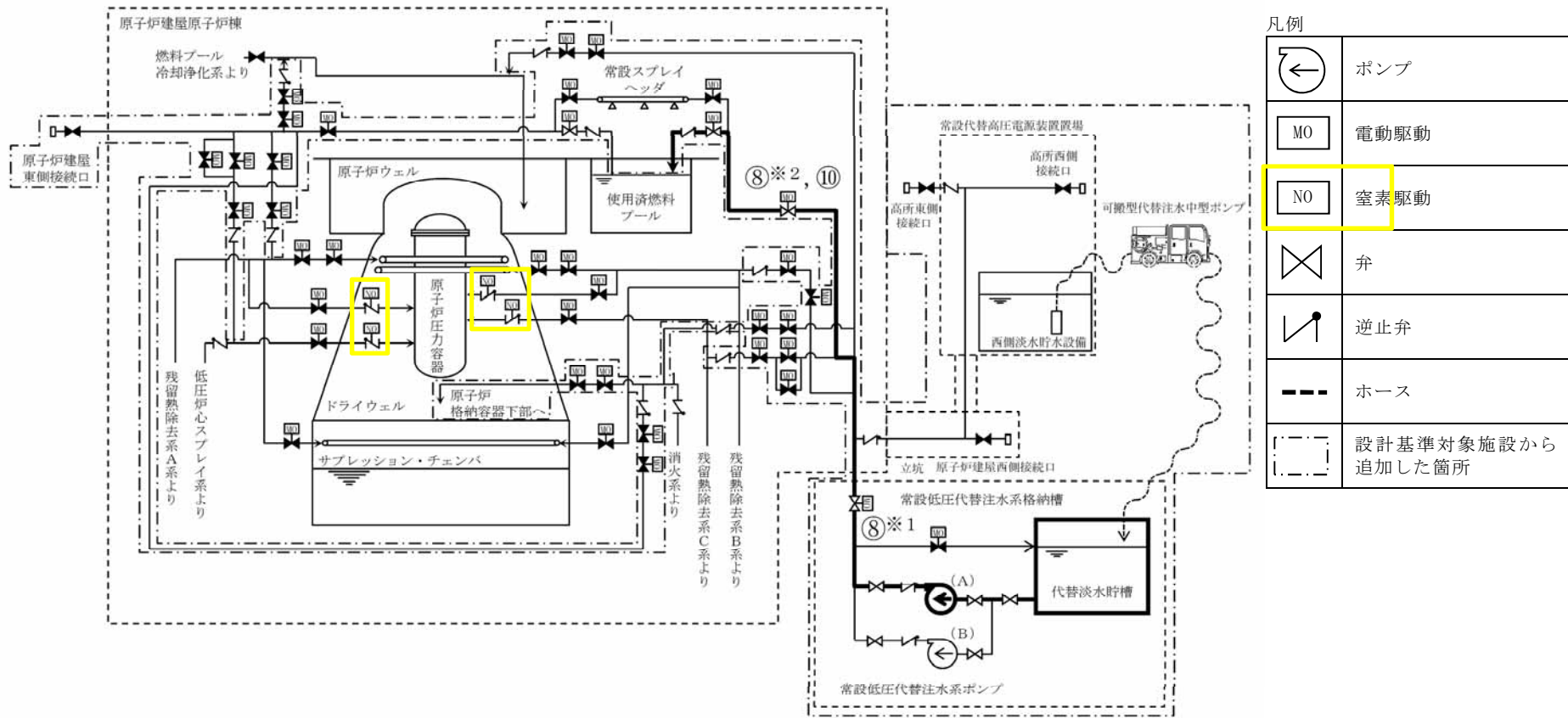
(略語)

M/C:メタルクラッド開閉装置
P/C:パワーセンタ

サポート系故障時の対応手段
 ⑩-1:代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電【交流】
 ⑩-2:代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電【直流】



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



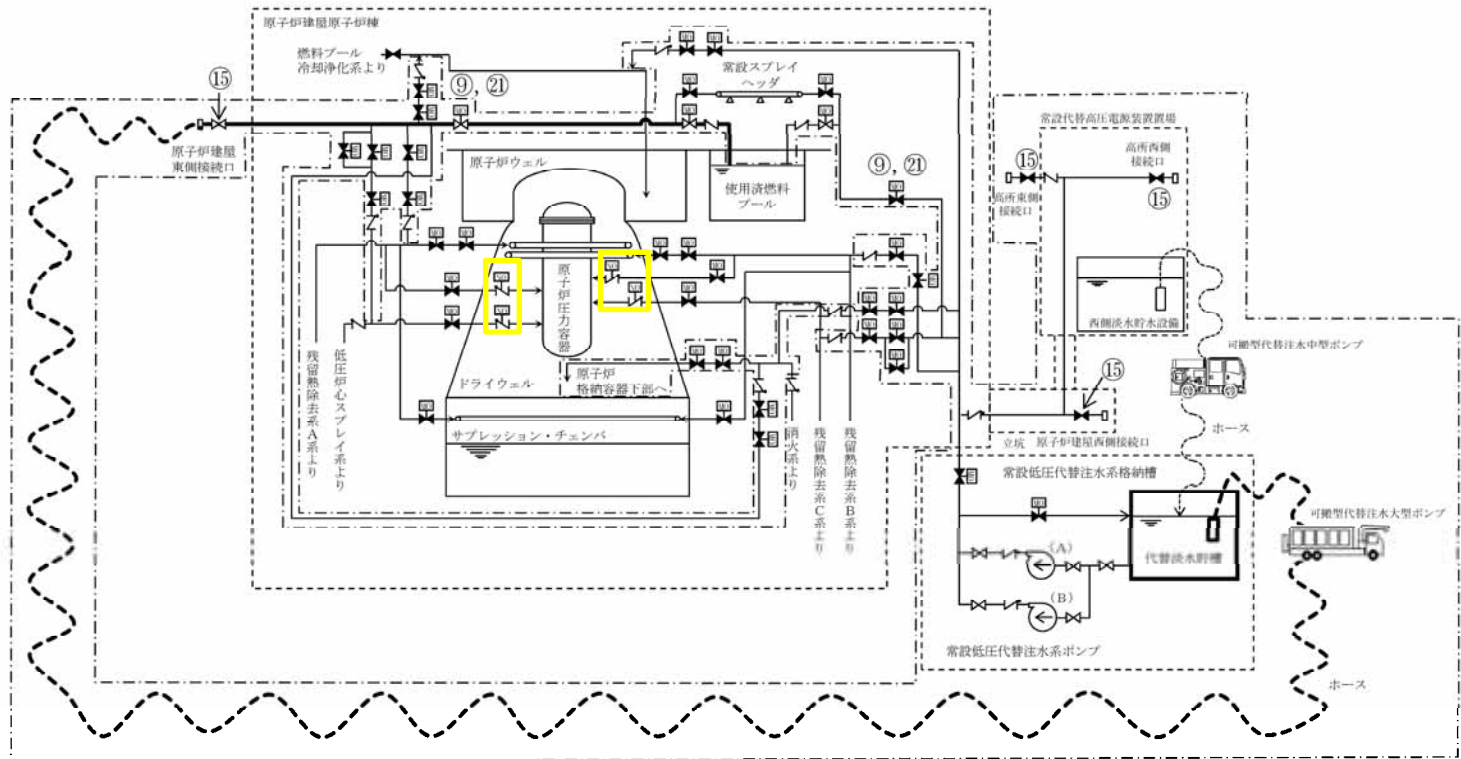
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------|--------|--------------------|
| ⑧*1 | 常設低圧代替注水系系統分離弁 | ⑧*2, ⑩ | 使用済燃料プール注水ライン流量調整弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.11-2図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|----------------------------|---|----------------------|---|---|----|----|----|----|----|--|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 | | | | | | | | | | | |
| 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | |
| | | | 注水開始操作 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート



凡例

| | |
|----|------------------|
| | ポンプ |
| MO | 電動駆動 |
| NO | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--|
| ⑨, ⑳ | 使用済燃料プール注水ライン流量調整弁 |
| ⑮ | 原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁, 高所東側接続口の弁, 高所西側接続口の弁 |

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-4図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水） 概要図

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | |
|--|--------------------|---|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|-----|-----|--|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | 200 | | 210 | 220 | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 215分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (中央制御室操作) (高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | | |
|--|--------------------|---|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|--|--|--|--|--|--|--|--|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | | | | | | | | | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 140分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (中央制御室操作) (高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m】

第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) タイムチャート(1/4)

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|--------------------|---|---|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | 200 | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 215分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (現場操作) (高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等(当直運転員)(現場) | 2 | 移動, 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|--------------------|---|---|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 140分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (現場操作) (高所西側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等(当直運転員)(現場) | 2 | 移動, 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置, ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |

【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から高所西側接続口)の場合は70m】

第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) タイムチャート(2/4)

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|----------------------------|---|---|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|----|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 110 | 120 | 490 | 500 | 510 | 520 | 530 | 540 | | | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 535分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 システム構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 8 | 準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|----------------------------|---|---|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|----|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 90 | 170 | 180 | 260 | 270 | 280 | 320 | 330 | | | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 320分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水） （中央制御室操作） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 システム構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 8 | 準備 ホース積込み、移動（南側保管場所～西側淡水貯水設備周辺）、ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |

【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m，ホース敷設（西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口）の場合は881m】

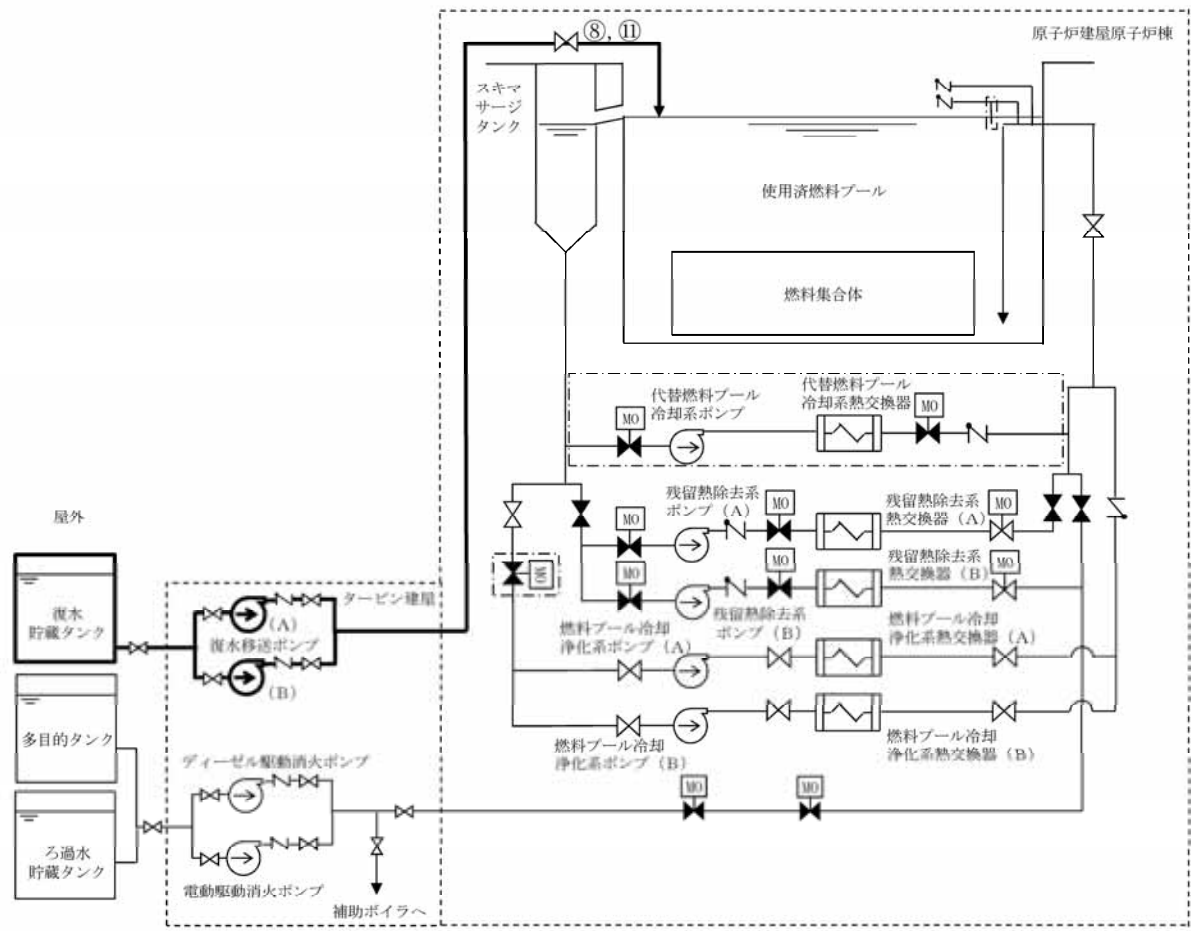
第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水） タイムチャート（3/4）

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|--------------------|---|--|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|----|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 110 | 120 | 490 | 500 | 510 | 520 | 530 | 540 | | | | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 535分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等(当直運転員)(現場) | 2 | 移動, 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 ホース積み込み, 移動(南側保管場所~代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|--------------------|---|--|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|----|---------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 90 | 170 | 180 | 260 | 270 | 280 | 320 | 330 | | | | | |
| | | 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水 320分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) (現場操作) (原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等(当直運転員)(現場) | 2 | 移動, 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 ホース積み込み, 移動(南側保管場所~西側淡水貯水設備周辺), ホース荷卸し 西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | 西側淡水貯水設備からの送水 |

【ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口)の場合は542m, ホース敷設(西側淡水貯水設備から原子炉建屋東側接続口)の場合は881m】

第1.11-5図 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水) タイムチャート(4/4)



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

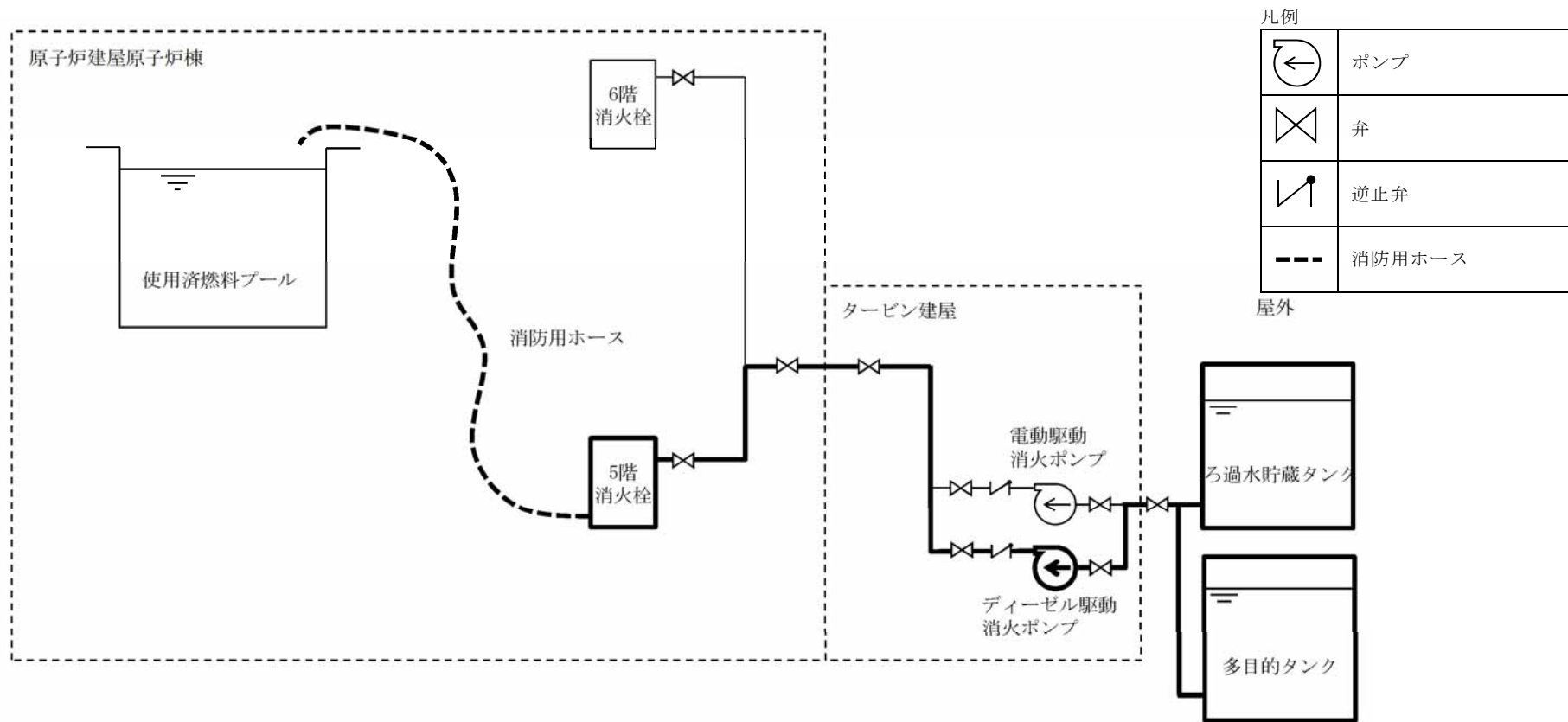
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------|
| ⑧, ⑩ | 燃料プール周り補給水元弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.11-6図 補給水系による使用済燃料プール注水 概要図

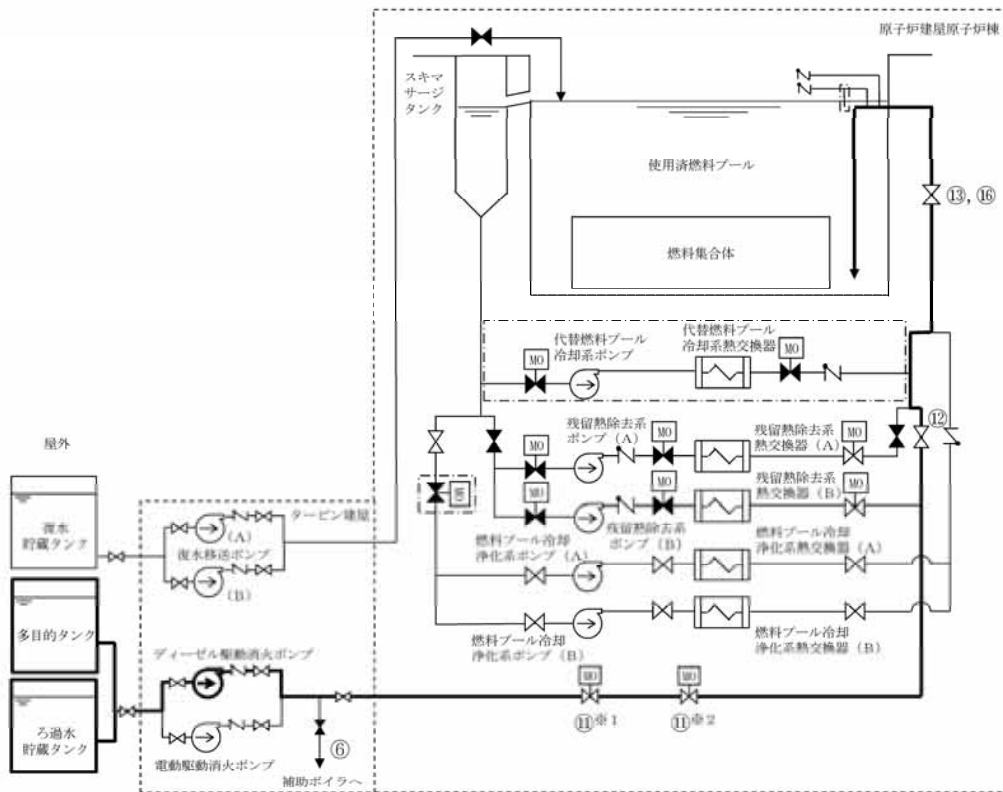
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|-------------------|----------------------------|-----------------------|----------------------|----|----|----|----|----|----|----|--|----|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 補給水系による使用済燃料プール注水 55分 | | | | | | | | | | | |
| 補給水系による使用済燃料プール注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | |
| | | | 準備 | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | 移動 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第1.11-7図 補給水系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

第 1.11-8 図 消火系による使用済燃料プール注水 (1/2) 概要図



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|-----------------------------------|-----------------|------|--------------------------|
| ⑥ | 補助ボイラ冷却水元弁 | ⑫ | 残留熱除去系B系燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁 |
| ⑪* ¹ , ⑪* ² | 残留熱除去系B系消火系ライン弁 | ⑬, ⑯ | 残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁 |

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1.11-8図 消火系による使用済燃料プール注水 (2/2) 概要図

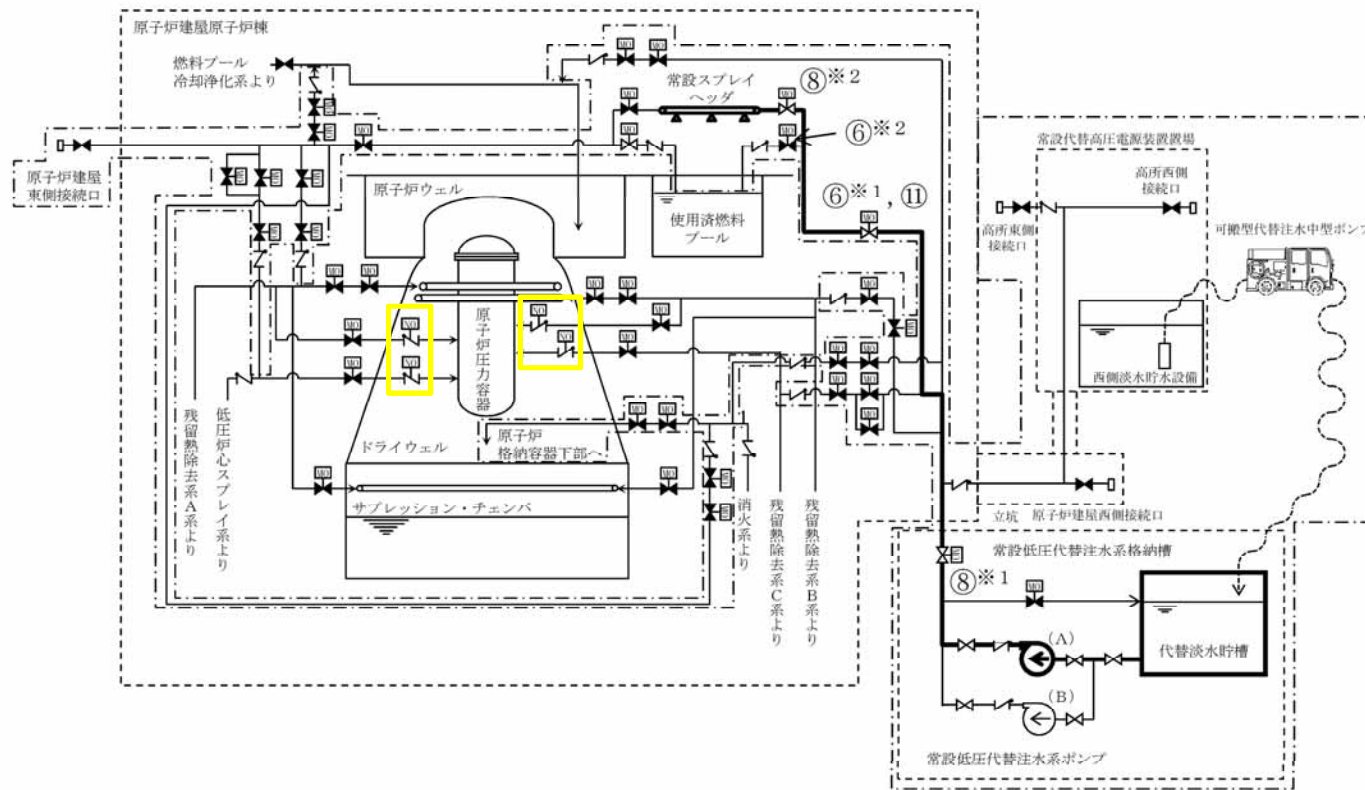
| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|---------------------------------|------------|----------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | |
| | | | 消火系による使用済燃料プール注水 60分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 消火系による使用済燃料プール注水 (消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 準備, ポンプ起動操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 3 | 移動 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (重大事故等 対応要員) (現場) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | |

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|----------------------------|------------|-----------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|
| | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | |
| | | | 消火系による使用済燃料プール注水 105分 | | | | | | | | | | | | |
| 消火系による使用済燃料プール注水 (残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | |
| | | | 準備, ポンプ起動操作 | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | 移動 | | | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成, 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | |

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

第1.11-9図 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|---------------------|--------------------|-----------------|-------------------|
| ⑥※ ¹ , ⑪ | 使用済燃料プール注水ライン流量調整弁 | ⑧※ ¹ | 常設低圧代替注水系系統分離弁 |
| ⑥※ ² | 使用済燃料プール注水ライン元弁 | ⑧※ ² | 使用済燃料プールスプレイライン元弁 |

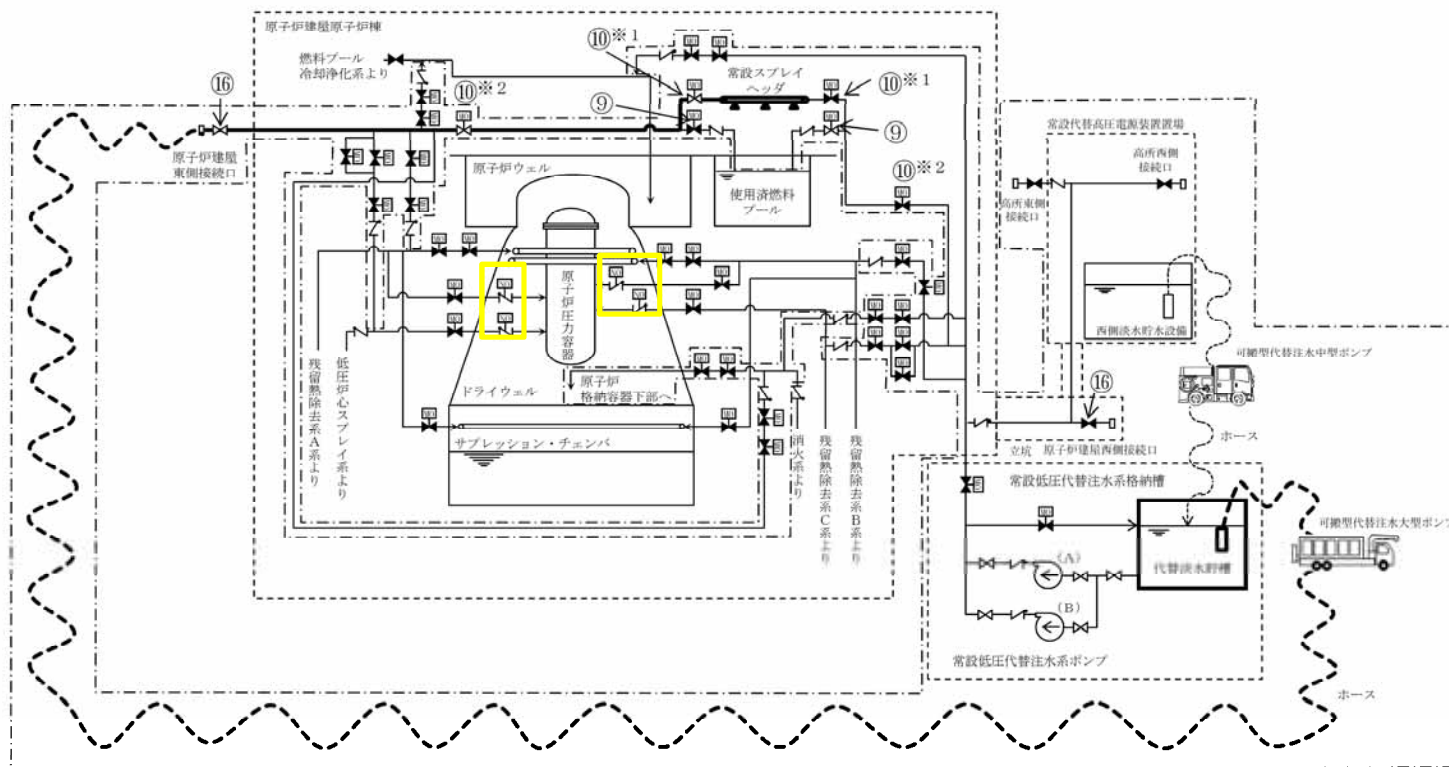
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※¹~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.11-10図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | |
|--|----------------------------|--|----------------------|---|---|----|----|----|----|----|--|----|--|--|--|--|--|--|--|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | | | | | | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | スプレイ開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.11-11図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 窒素駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|-----------------|--------------------|-----------------|----------------------------|
| ⑨ | 使用済燃料プール注水ライン元弁 | ⑩※ ² | 使用済燃料プール注水ライン流量調整弁 |
| ⑩※ ¹ | 使用済燃料プールのスプレイライン元弁 | ⑯ | 原子炉建屋西側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁 |

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1.11-12図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | |
|---|--------------------|--|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | 200 | 210 | 220 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 215分 | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (高所東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|--|--------------------|--|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|--|--|--|--|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | 170分 | | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋西側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

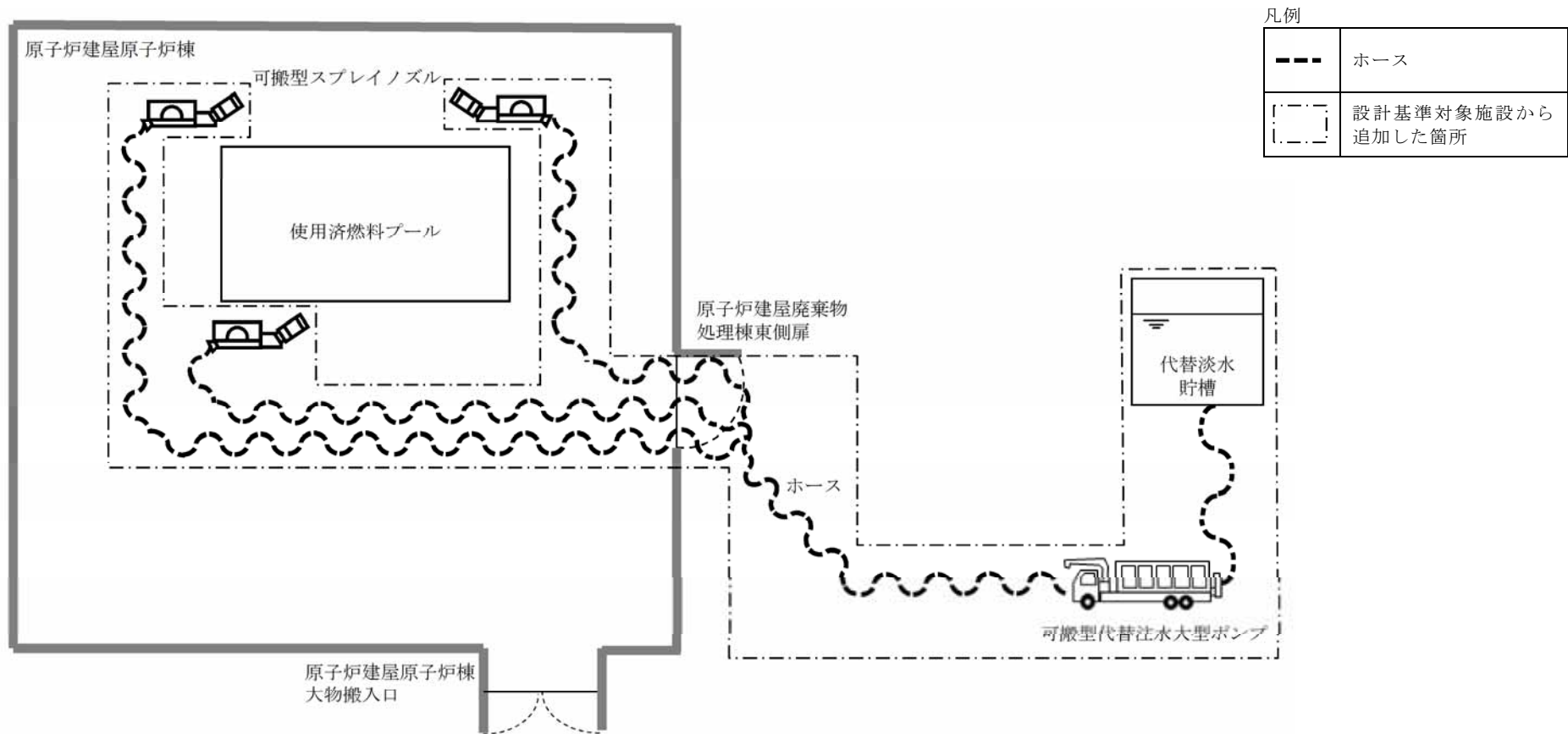
【ホース敷設(代替淡水貯槽から高所東側接続口)の場合は412m, ホース敷設(代替淡水貯槽から原子炉建屋西側接続口)の場合は66m】

第1.11-13図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|--|--------------------|--|--|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|------|-----|-------------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | 200 | 210 | 220 | 230 | 240 | 250 | 260 | 270 | 280 | 290 | 300 | 310 | 320 | 330 | 340 | 350 | 360 | 370 | 380 | 390 | 400 | 410 | 420 | 430 | 440 | 450 | 460 | 470 | 480 | 490 | 500 | 510 | 520 | 530 | 540 |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 535分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） （原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プールのスプレイの場合） | 運転員等（当直運転員）（中央制御室） | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 ホース積み込み、移動（南側保管場所へ代替淡水貯槽周辺）、ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置 ホース敷設 ホース接続 送水準備、スプレイ開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設（代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口）の場合は542m】

第1.11-13図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート（2/2）



第1.11-14図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水） 概要図

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|--------------------|---------|--|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|--|----|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | 200 | | | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 移動(災害対策本部～原子炉建屋原子炉棟) ホース敷設準備 ホース敷設, 可搬型スプレイノズル設置 移動(原子炉建屋原子炉棟～南側保管場所) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|--------------------|---------|---|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|----|-------------|
| | | 190 | 200 | 210 | 220 | 230 | 270 | 280 | 380 | 390 | 400 | 410 | 420 | 430 | 440 | 450 | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ 435分 | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 可搬型代替注水大型ポンプ準備 ホース積込み, 移動(南側保管場所～代替淡水貯槽周辺), ホース荷卸し 代替淡水貯槽蓋開放, ポンプ設置 ホース敷設 移動(原子炉建屋原子炉棟内), ホース接続, 送水準備及びスプレイ開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11-15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(1/2)

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|--------------------|---------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|-------------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | 180 | 190 | | 200 |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |

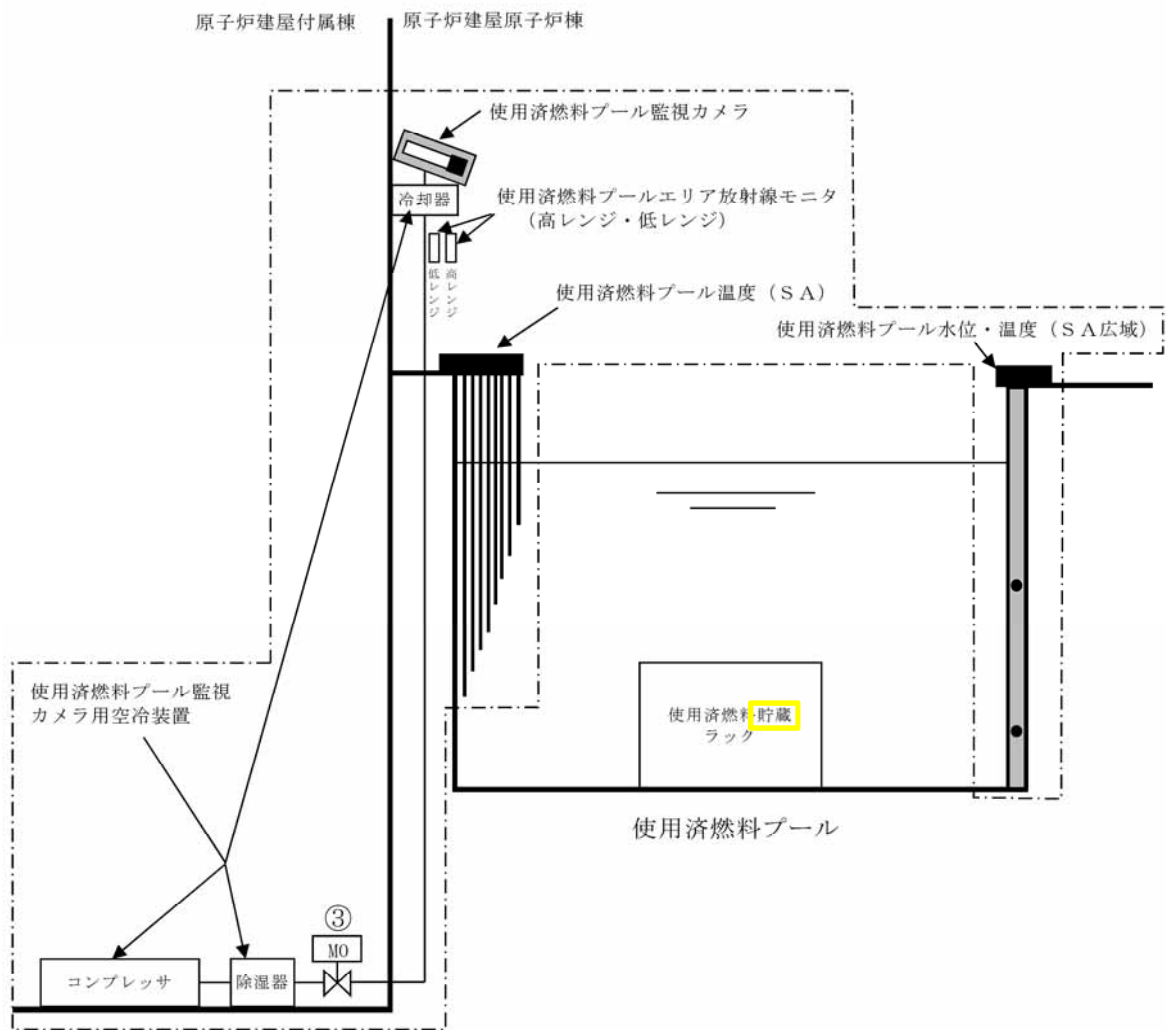
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|--------------------|---------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|----|-------------|
| | | 200 | 210 | 220 | 230 | 240 | 250 | 260 | 270 | 280 | 290 | 300 | 310 | 320 | 330 | 340 | 350 | 360 | 370 | 380 | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 代替淡水貯槽からの送水 |

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

第1.11-15図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水) タイムチャート(2/2)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---------------|----------------------------|------------------------|----------------------|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|----|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 120 | 130 | 140 | 150 | 160 | 170 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 150分 | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 使用済燃料プール漏えい緩和 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 4 | 移動, 緩和措置 | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.11-16図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------------|
| ③ | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁 |

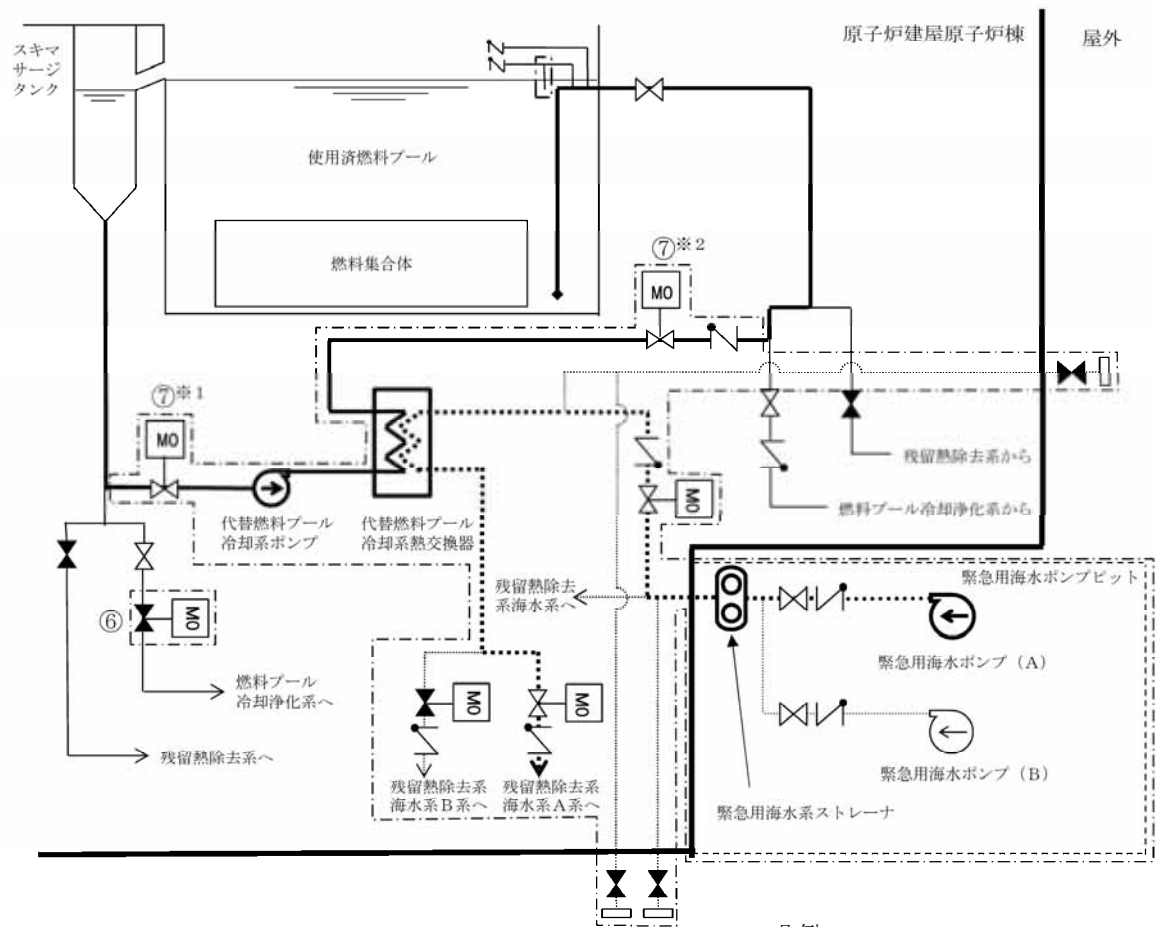
記載例 ○：操作手順番号を示す。

| 凡例 | |
|-----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| ✕ | 弁 |
| --- | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | | |
|--------------------------|----------------------------|-------------------------|----|---|---|---|---|---|---|------|----|--|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分 | | | | | | | | | | | |
| 使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置起動 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 準備 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | 起動操作 | | | |
| | | | | | | | | | | → | | | |

第1.11-18図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ストレーナ |
| | 冷却水 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

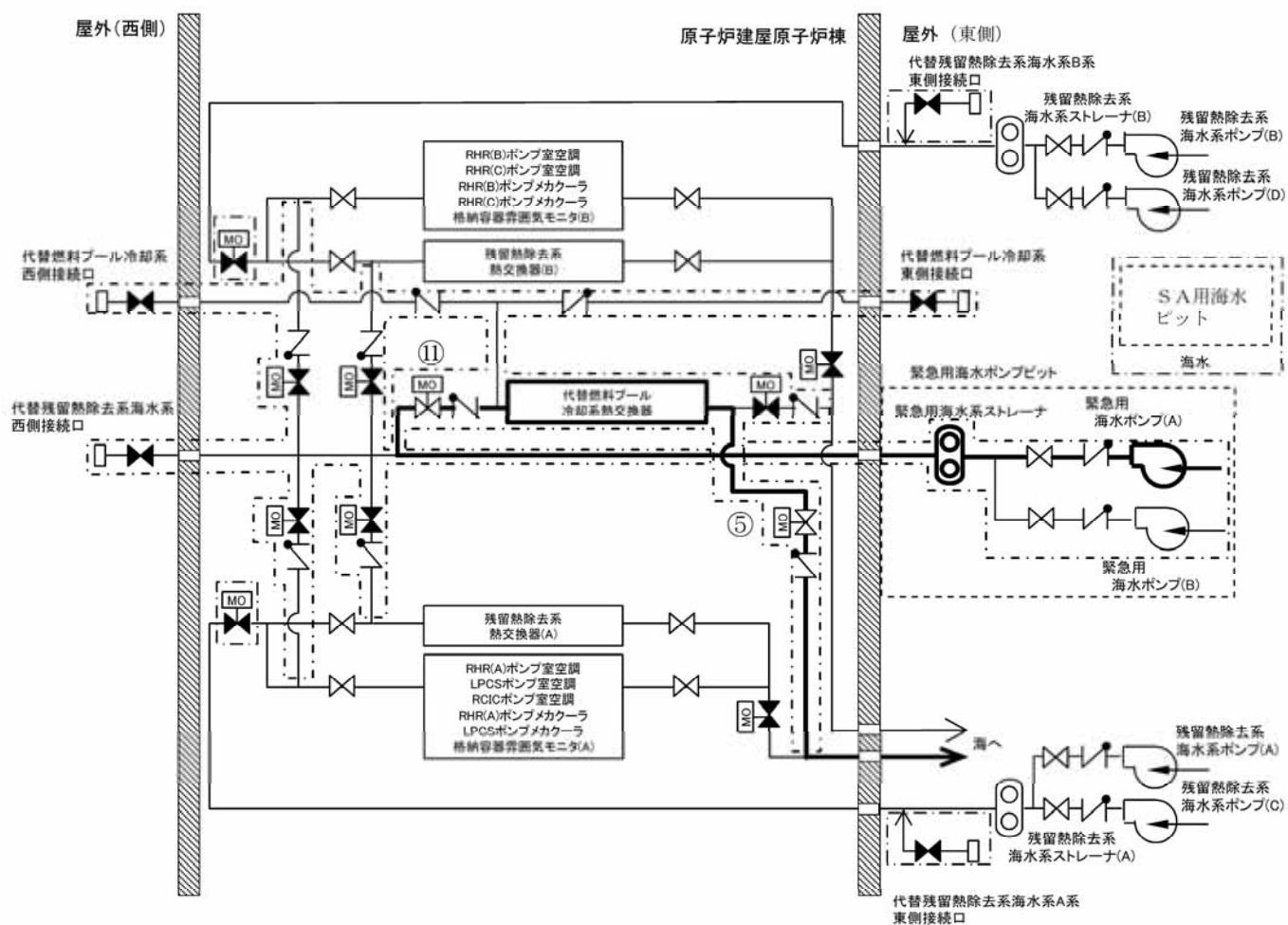
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-------------------|
| ⑥ | 燃料プール冷却浄化系入口隔離弁 |
| ⑦※1 | 代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁 |
| ⑦※2 | 代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁 |

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1.11-19図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 概要図

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------|----------------------------|------------------------------|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 15分 | | | | | | | | | | | | | |
| 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | | | | | | | | | | | | |
| | | | <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 40%; background-color: #cccccc; height: 15px;"></div> <div style="width: 55%; text-align: center;"> 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 ↓ 系統構成, 除熱開始操作 </div> </div> | | | | | | | | | | | | |

第1.11-20図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 タイム
チャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ストレーナ |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-------------------------------|------|--------------------------|
| ⑤ | 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出ライン切替え弁 (A) | ⑪ | 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁 |

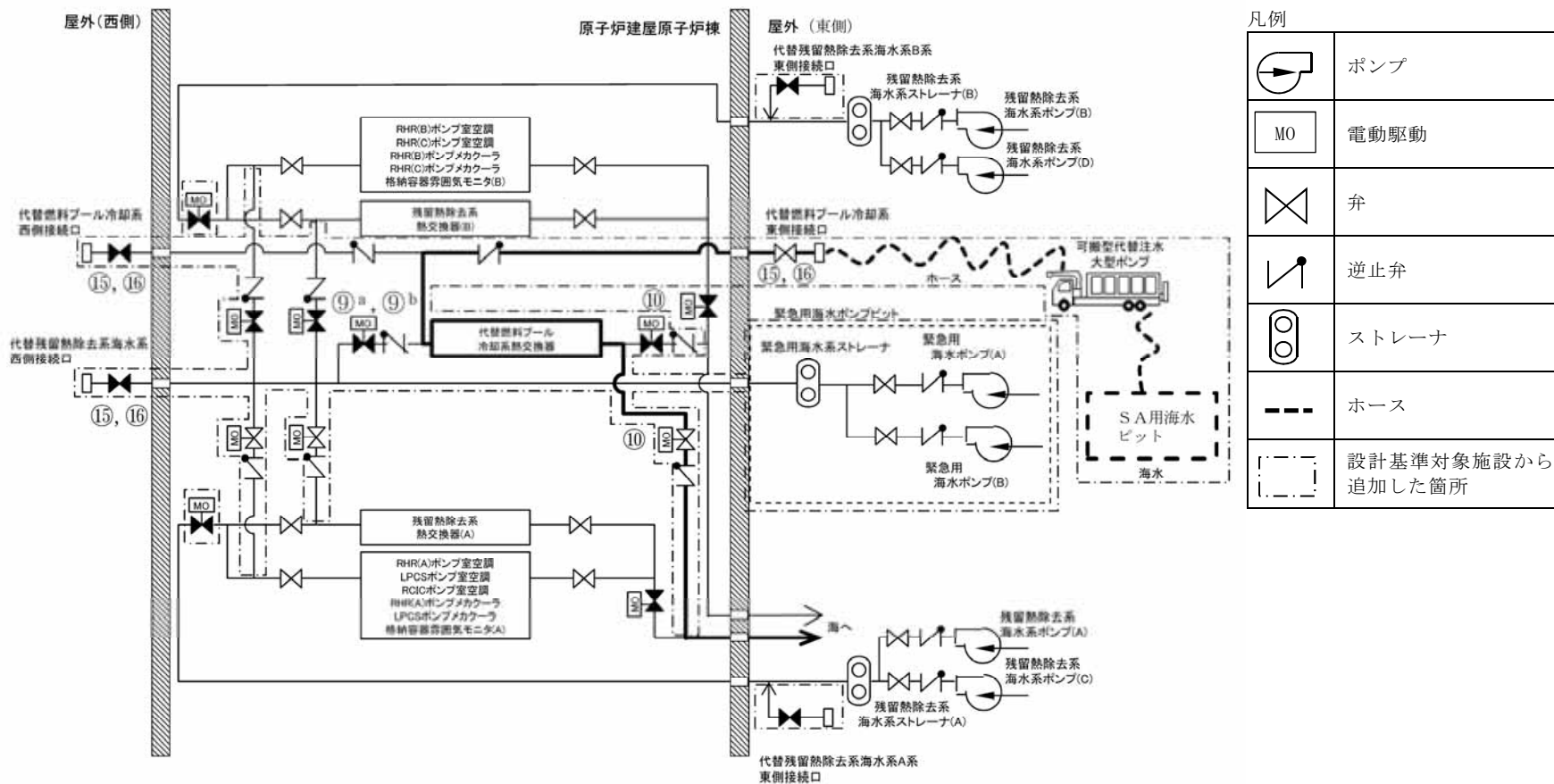
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-21図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---------------------|----------------------------|---------------------|-----------|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 緊急用海水系による冷却水の確保 20分 | | | | | | | | | | | | | |
| 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | 準備 | | | | | | | | | | | ※1 | |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | | | |
| | | | 冷却水供給開始操作 | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |

※1：緊急用海水系A系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。

第1.11-22図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャート



| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ストレーナ |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|---------------------------------|--|------|--|
| ⑨ ^a , ⑨ ^b | 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁 | ⑮, ⑯ | 代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系西側接続口 |
| ⑩ | 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B) | | |

記載例 ○：操作手順番号を示す。

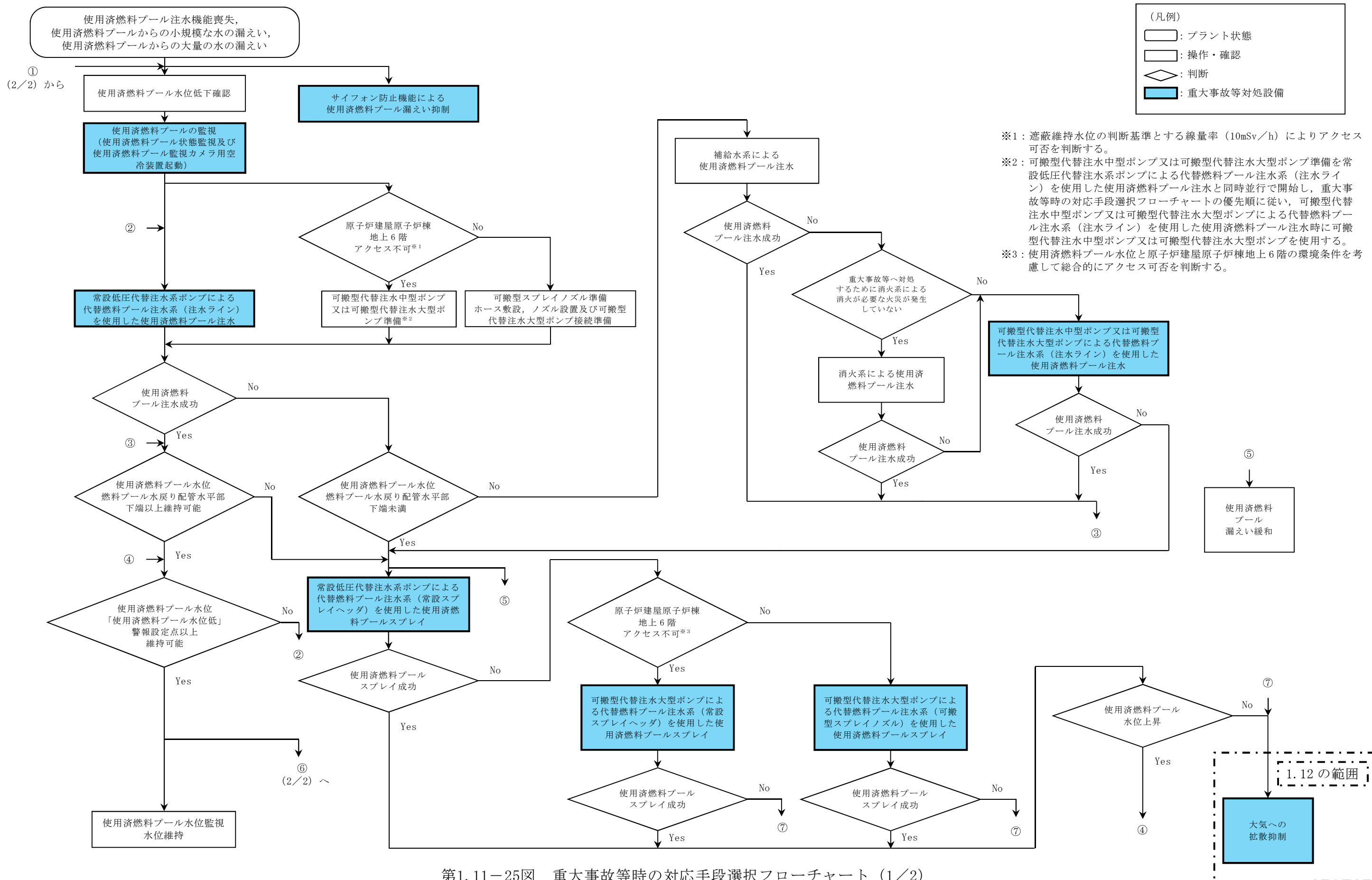
第1.11-23図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図

| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|--------------------|---|--------------------------------------|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|----------------|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 330 | 340 | 350 | 360 | 370 | 380 | | | | | |
| | | 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保 370分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保 (代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水(海水)確保の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 | | | | | | | | | | | | | | | | | S A用海水ピットからの送水 | |
| | | | ホース積込み、移動(南側保管場所～S A用海水ピット周辺)、ホース荷卸し | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | S A用海水ピット蓋開放、ポンプ設置 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | ホース敷設 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | ホース接続 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 送水準備、冷却水供給開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

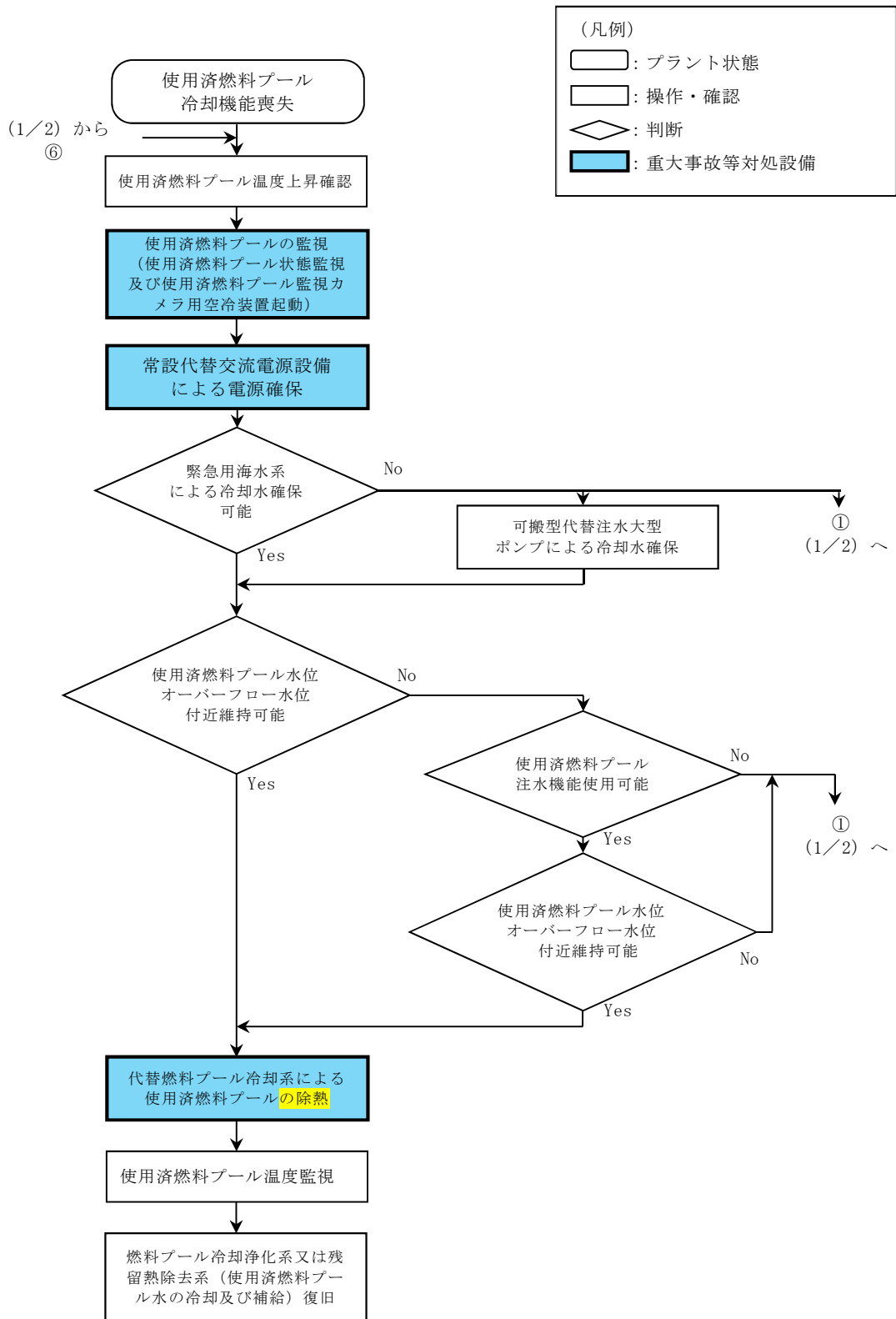
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|--------------------|---|--------------------------------------|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|----------------|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 250 | 260 | 290 | 300 | 310 | 320 | | | | | |
| | | 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保 310分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保 (代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水(海水)確保の場合) | 運転員等(当直運転員)(中央制御室) | 1 | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等対応要員 | 8 | 準備 | | | | | | | | | | | | | | | | | S A用海水ピットからの送水 | |
| | | | ホース積込み、移動(南側保管場所～S A用海水ピット周辺)、ホース荷卸し | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | S A用海水ピット蓋開放、ポンプ設置 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | ホース敷設 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 原子炉建屋西側接続口蓋開放、ホース接続 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 送水準備、冷却水供給開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

【ホース敷設（S A用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口）の場合は355m、ホース敷設（S A用海水ピットから代替燃料プール冷却系西側接続口）の場合は253m】

第1.11-24図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保 タイムチャート



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/9)

| 技術的能力審査基準 (1.11) | 番号 | 設置許可基準規則 (第54条) | 技術基準規則 (第69条) | 番号 |
|---|----|--|--|----|
| <p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | ⑧ |
| <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> | — | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> | — |
| <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ② | <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> | <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> | ⑨ |
| <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ③ | <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> | <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> | ⑩ |
| <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | ④ | <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレイレイン及びポンプ車等）を配備すること。</p> | <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレイレイン及びポンプ車等）を配備すること。</p> | ⑪ |
| <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> | ⑤ | <p>b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> | <p>b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> | ⑫ |
| | | <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> | <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> | ⑬ |
| <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> | ⑥ | <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> | <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> | ⑭ |
| <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ⑦ | <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | ⑮ |
| | | <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> | <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> | ⑯ |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/9)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---|----------------|----------------|-----------------------|----|---|--------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 常設低圧代替注水系ポンプによる 代替燃料プール注水系（注水ライン） を使用した使用済燃料プール注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 新設 | ① ② ⑧ ⑨ ⑩ | - | 補給水系による使用済燃料プール注水 | 復水移送ポンプ |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | 復水貯蔵タンク |
| | サイフォン防止機能 | 新設 | | | | サイフォン防止機能 |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | 補給水系配管・弁 |
| | 代替燃料プール注水系配管・弁 | 新設 | | | | 使用済燃料プール |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | | 非常用交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる 代替燃料プール注水系（注水ライン） を使用した使用済燃料プール注水 | 可搬型代替注水中型ポンプ | 新設 | ① ② ⑧ ⑨ ⑩ | - | 消火系による使用済燃料プール注水 （消火栓を使用した 使用済燃料プール注水の場合） | 燃料給油設備 |
| | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | | | | 電動駆動消火ポンプ |
| | 西側淡水貯水設備 | 新設 | | | | ディーゼル駆動消火ポンプ |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | ろ過水貯蔵タンク |
| | サイフォン防止機能 | 新設 | | | | 多目的タンク |
| | ホース | 新設 | | | | サイフォン防止機能 |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | 消火系配管・弁・消防用ホース | |
| | 代替燃料プール注水系配管・弁 | 新設 | | | 使用済燃料プール | |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | 消火系による使用済燃料プール注水（残留熱除去系ライン） を使用した使用済燃料プール注水の場合 | 電動駆動消火ポンプ |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | ディーゼル駆動消火ポンプ |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | ろ過水貯蔵タンク |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 多目的タンク |
| - | - | サイフォン防止機能 | | | | |
| - | - | 消火系配管・弁 | | | | |
| - | - | 残留熱除去系配管・弁 | | | | |
| - | - | 残留熱除去系B系配管・弁 | | | | |
| - | - | 燃料プール冷却浄化系配管・弁 | | | | |
| - | - | 使用済燃料プール | | | | |
| - | - | 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 | | | | |
| - | - | 燃料給油設備 | | | | |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|--|-------------------|----------|---------------------------------|----|--------|------------------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 常設低圧代替注水系ポンプによる 代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)を使用した 使用済燃料プールのスプレイ | 常設低圧代替注水系ポンプ | 新設 | ① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬ | - | | |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | |
| | サイフォン防止機能 | 新設 | | | | |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 代替燃料プール注水系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 常設スプレイヘッド | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | ① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬ | - | | |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | |
| | サイフォン防止機能 | 新設 | | | | |
| | ホース | 新設 | | | | |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 代替燃料プール注水系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 常設スプレイヘッド | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールのスプレイ (可搬型スプレイノズル)を使用した使 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | ① ④ ⑤ ⑧ ⑪ ⑫ ⑬ | - | | |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | |
| | サイフォン防止機能 | 新設 | | | | |
| | ホース | 新設 | | | | |
| | 可搬型スプレイノズル | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| - | - | - | - | - | 漏えい緩和 | シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ |
| 大気への拡散抑制 | 可搬型代替注水大型ポンプ(放水用) | 新設 | ① ⑤ ⑧ ⑬ | - | | |
| | ホース | 新設 | | | | |
| | 放水砲 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/9)

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------------------|---------------------------------------|----------|---------------------------------|----|--------|--------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 使用済燃料プールの監視 | 使用済燃料プール温度 (SA) | 新設 | ① ⑥ ⑦ ⑧ ⑭ ⑮ ⑯ | - | | |
| | 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) | 新設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 代替電源設備による使用済燃料プールの監視するための設備への給電 | 使用済燃料プール温度 (SA) | 新設 | ① ⑥ ⑦ ⑧ ⑭ ⑮ ⑯ | - | | |
| | 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) | 新設 | | | | |
| | 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) | 新設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 代替燃料プール冷却系ポンプ | 新設 | ① ③ ⑧ | - | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 使用済燃料プール | 既設 | | | | |
| | スキマサージタンク | 既設 | | | | |
| | 代替燃料プール冷却系熱交換器 | 新設 | | | | |
| | 代替燃料プール冷却系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 燃料プール冷却浄化系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 緊急用海水系ストレータ | 新設 | | | | |
| | 緊急用海水系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用取水設備 | 新設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/9)

| 技術的能力審査基準 (1.11) | 適合方針 |
|---|--|
| <p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ並びに代替燃料プール冷却系ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。</p> |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

| 技術的能力審査基準 (1.11) | 適合方針 |
|---|----------|
| <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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と同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/9)

| 技術的能力審査基準 (1.11) | 適合方針 |
|--|--|
| <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。また、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプを用いることができる。</p> |
| <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合に、当該悪影響を防止する手段として、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールを冷却するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/9)

| 技術的能力審査基準 (1.11) | 適合方針 |
|--|--|
| <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>使用済燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する手段として、スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> | <p>燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による大気への拡散抑制に関する手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p> |
| <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> | <p>—</p> |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/9)

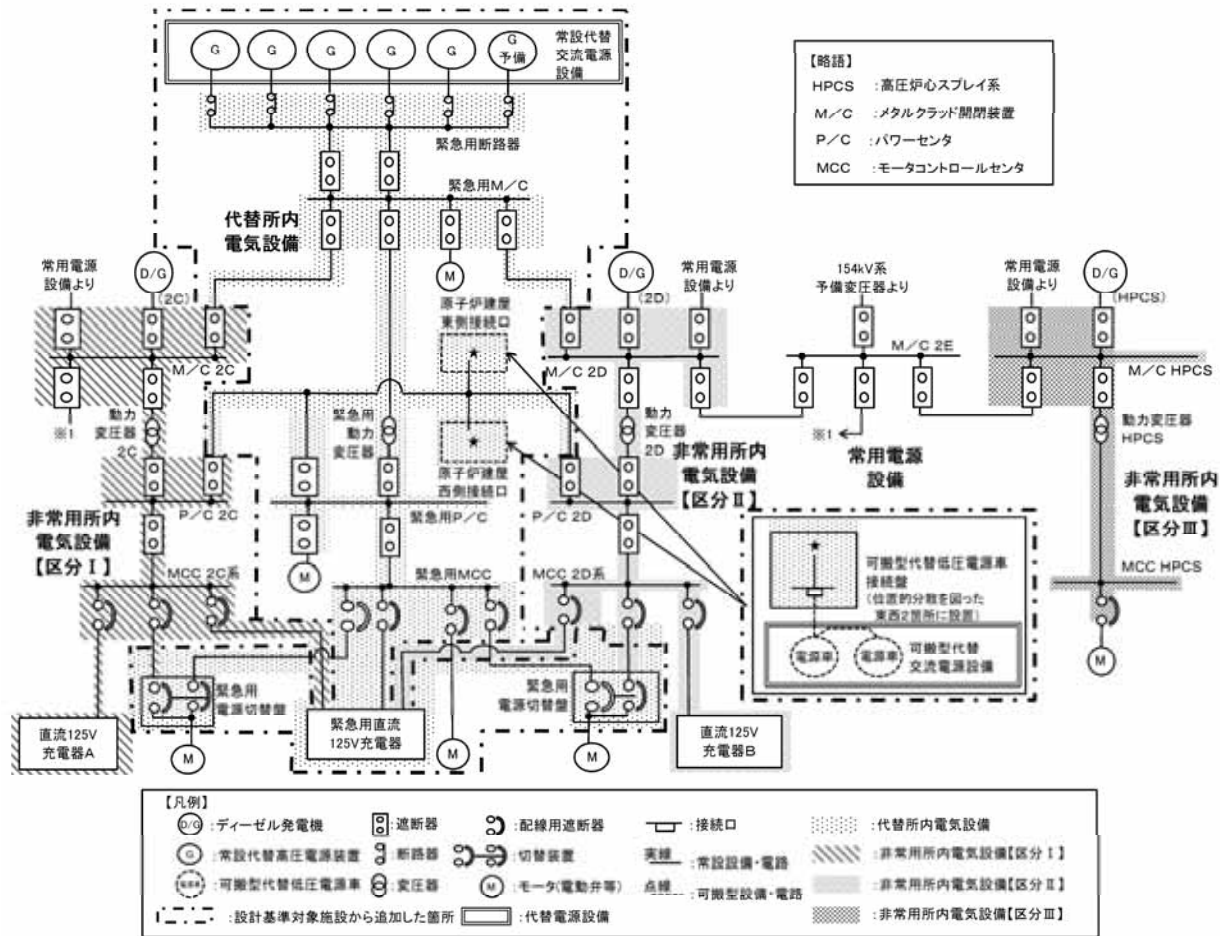
| 技術的能力審査基準 (1.11) | 適合方針 |
|--|--|
| <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> | <p>重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として、使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) による使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>交流又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの計測に必要な設備 (使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)) へ代替電源設備 (常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車) により給電する手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置付ける。

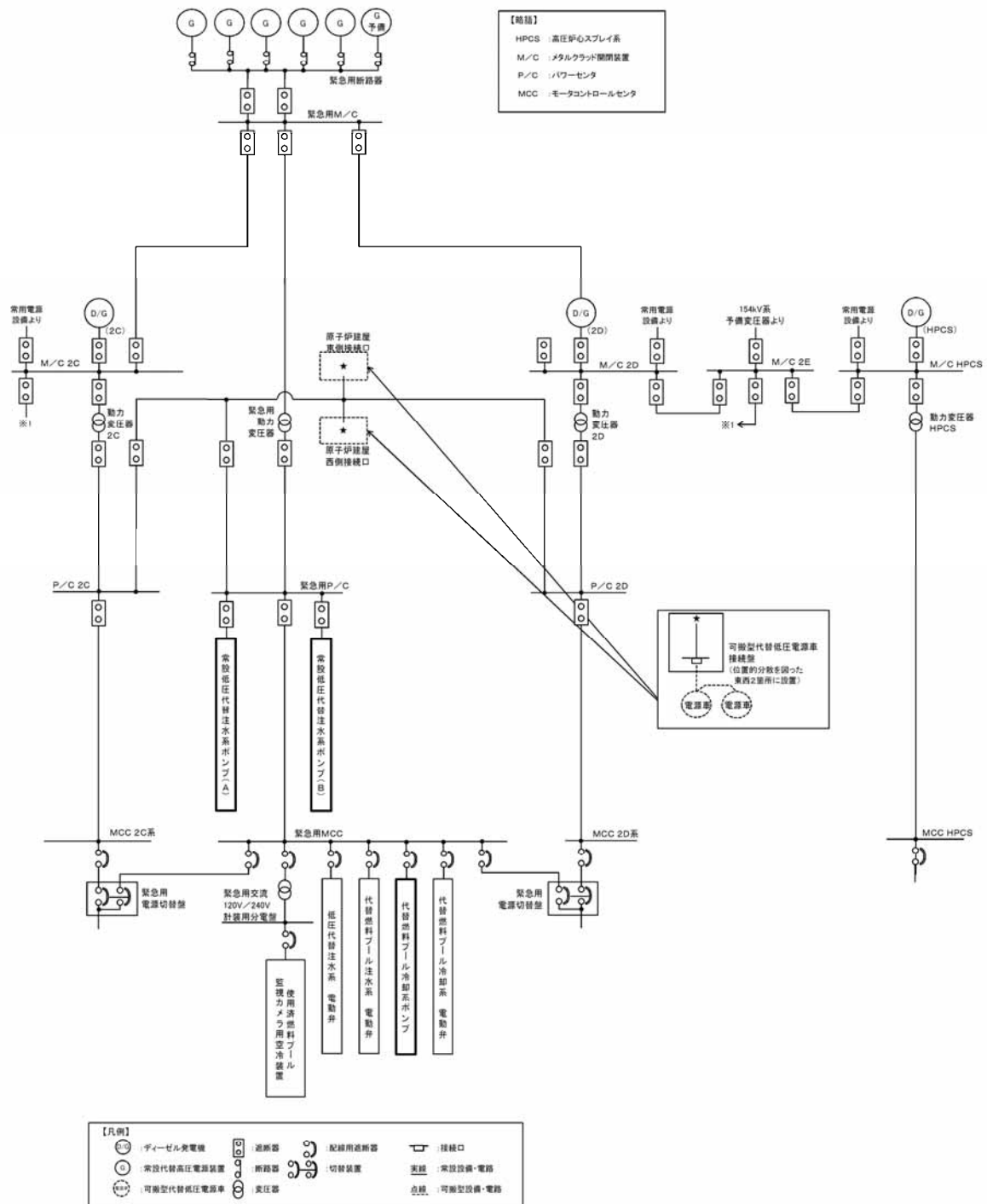
自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設 ／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 個数 |
|---------------------------------------|-----------|--------|------------------------------------|-------|----|
| 復水移送ポンプ | 常設 | Bクラス | 145.4m ³ /h (1台当たり) | 85.4m | 2台 |
| 復水貯蔵タンク | 常設 | Bクラス | 約2,000m ³ (1基当たり) | — | 2基 |
| 電動駆動消火ポンプ | 常設 | Cクラス | 約3.7m ³ /min | 89m | 1台 |
| ディーゼル駆動消火ポンプ | 常設 | Cクラス | 約4.3m ³ /min | 90m | 1台 |
| ろ過水貯蔵タンク | 常設 | Cクラス | 約1,500m ³ | — | 1基 |
| 多目的タンク | 常設 | Cクラス | 約1,500m ³ | — | 1基 |
| 可搬型代替注水大型ポンプ (代替燃料プール冷却系として 使用) | 可搬 | Sクラス※1 | 約1,320m ³ /h (1台当たり) | 約140m | 4台 |

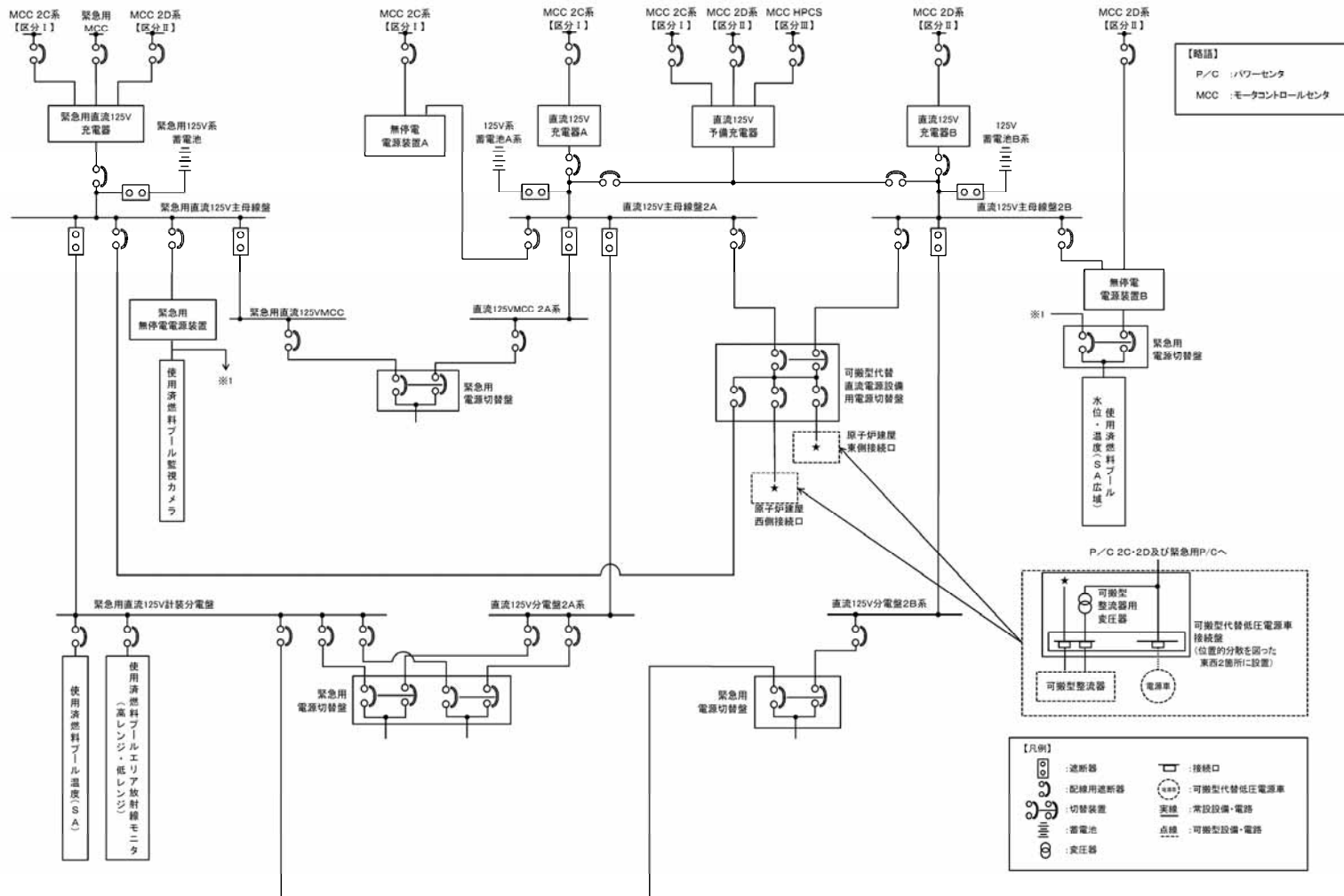
※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（西側淡水貯水設備，代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安^{※1}：535分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は535分以内）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ホース敷設準備：20分^{※2}（対象作業：ホース積込み、ホース荷卸しを含む）
- ・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置、ホース敷設等を含む）
- ・送水準備：20分

※2：ホース敷設準備は、系統構成と並行して行うため、所要時間目安には含まれない。

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプから

のホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



可搬型代替注水中型ポンプ



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況で、中央制御室からの操作により電動弁が操作できない場合、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合においては、原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動するとともに、現場での人力による操作により系統構成を実施し、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに注水する。原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上5階まで移動するとともに、現場での人力による操作により系統構成を実施し、代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b. 作業場所

【原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

【原子炉建屋東側接続口を使用した使用済燃料プール注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水として、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用し

た送水での現場の系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は50分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：47分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上5階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上5階）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に実施可能である。また、設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

2. 補給水系による使用済燃料プール注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

補給水系による使用済燃料プール注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：55分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は55分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上6階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：7分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上6階）
- ・注水開始操作：3分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上6階）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手

袋)を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上5階、原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動するとともに、消防用ホースの敷設及び消火栓へ接続し、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）、原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安：60分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は60分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）】

- ・移動：45分（移動経路：中央制御室から原子炉建屋原子炉棟地上6階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：11分（対象作業：消防用ホース敷設を含む）
- ・注水開始操作：4分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上5階）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動するとともに、系統構成を実施し、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールに注水する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）、原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：105分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は105分以内）

所要時間内訳

【運転員等（当直運転員）】

- ・移動：40分（移動経路：中央制御室からタービン建屋地上1階（放射線防護具着用を含む））
- ・系統構成：45分（操作対象2弁：タービン建屋地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階）
- ・注水開始操作：20分（操作対象1弁：原子炉建屋原子炉棟地上4階）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり容易に操作可能である。また、操作対象弁は操作性が確保された場所に設置されており、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受信器（ページング）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，常設代替高圧電源装置置場東側周辺，常設代替高圧電源装置置場西側周辺，取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイとして、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：535分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は535分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ホース敷設準備：20分（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）
- ・系統構成：475分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）
- ・送水準備：20分

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

6. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(1) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイが必要な状況において、水源を選定し、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からホースを敷設するとともに、可搬型スプレイノズルを所定の場所へ運搬、設置及び接続した後、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールに送水する。

b. 作業場所

原子炉建屋内（管理区域）、屋外（原子炉建屋東側周辺、原子炉建屋南側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイとして、最長時間を要する代替淡水貯槽から原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：435分以内（所要時間目安のうち、現場操作に係る時間は435分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・ 移動：40分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建屋原子炉棟
（放射線防護具着用を含む）
30分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟から南側保管場所）
10分（移動経路：南側保管場所から代替淡水貯槽周辺）
- ・ 準備：115分（対象作業：ホース敷設，可搬型スプレイノズル設
置を含む）
10分（対象作業：可搬型代替注水大型ポンプ準備を含む）
- ・ ホース敷設準備：20分（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸し
を含む）
- ・ 系統構成：180分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含
む）
- ・ 送水準備：50分（移動経路：原子炉建屋原子炉棟内（対象作業：
ホース接続を含む））

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ
り，常用照明消灯時又は夜間における作業性を確保してい
る。また，操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全
面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作
業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びLEDライ
トを携帯しており，夜間においても接近可能である。ま
た，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）として使
用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専
用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作

業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

7. 使用済燃料プール漏えい緩和

(1) 使用済燃料プール漏えい緩和

a. 操作概要

使用済燃料プール漏えい緩和が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上6階まで移動するとともに、使用済燃料プール近傍に保管する資機材を用いて、シール材を接着したステンレス鋼板に吊り降ろしロープを取り付け、使用済燃料プールに吊り下げることにより使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階（管理区域）

c. 必要要員数及び所要時間

使用済燃料プール漏えい緩和における、現場での使用済燃料プールの漏えい緩和措置に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：150分以内（放射線防護具着用及び移動：85分）

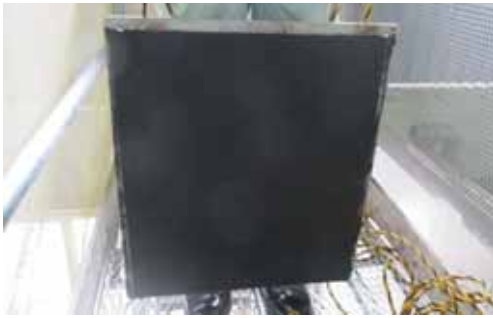
d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

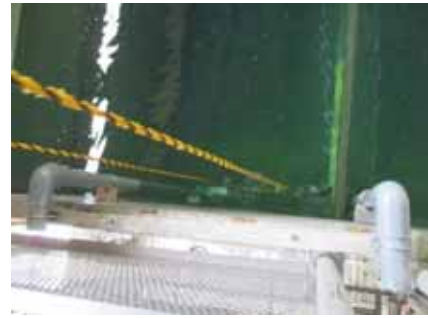
移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：資機材（シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ）配備後、資機材の運搬及び吊り下げ作業の模擬訓練を行い、操作性について検証する。

連絡手段：電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送
受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災
害対策本部との連絡が可能である。



ステンレス鋼板



模擬装置による吊り下げ訓練

8. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

a. 操作概要

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保が必要な状況において、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール冷却系に冷却水を送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺，取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び所要時間

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保として、最長時間を要するS A用海水ピットから代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：370分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は370分以内）

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所からS A用海水ピット周

辺)

- ・ホース敷設準備：20分（対象作業：ホース積込み，ホース荷卸しを含む）
- ・系統構成：310分（対象作業：ポンプ設置，ホース敷設等を含む）
- ・送水準備：20分

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受信器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース接続訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



ホース敷設訓練



夜間での送水訓練（ポンプ設置）



放射線防護具着用による送水訓練
（交代要員参集）



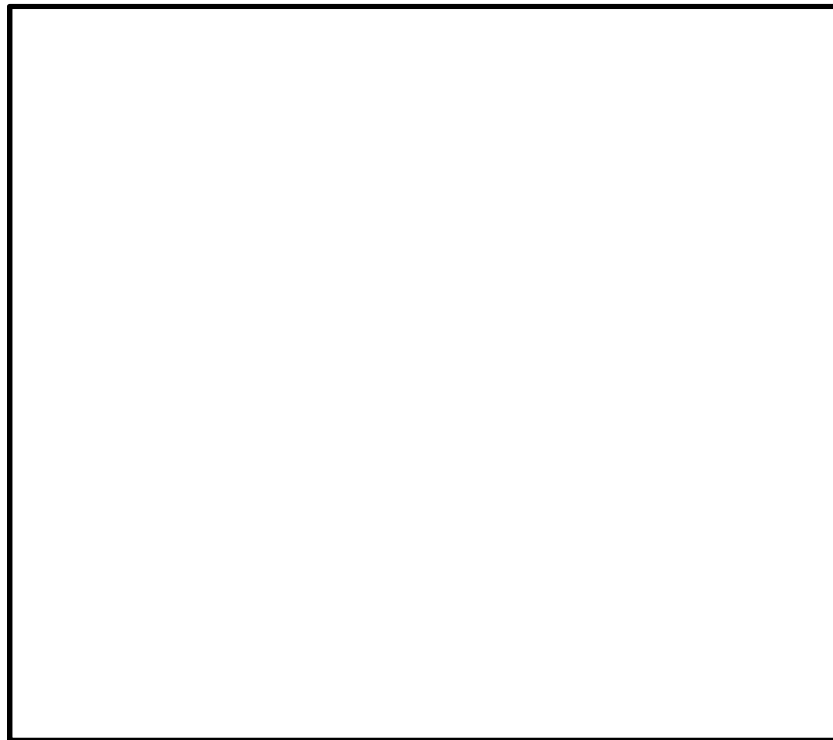
放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)

1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第1図に示す。

施設定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール、キャスクピットとつながっているが、有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。

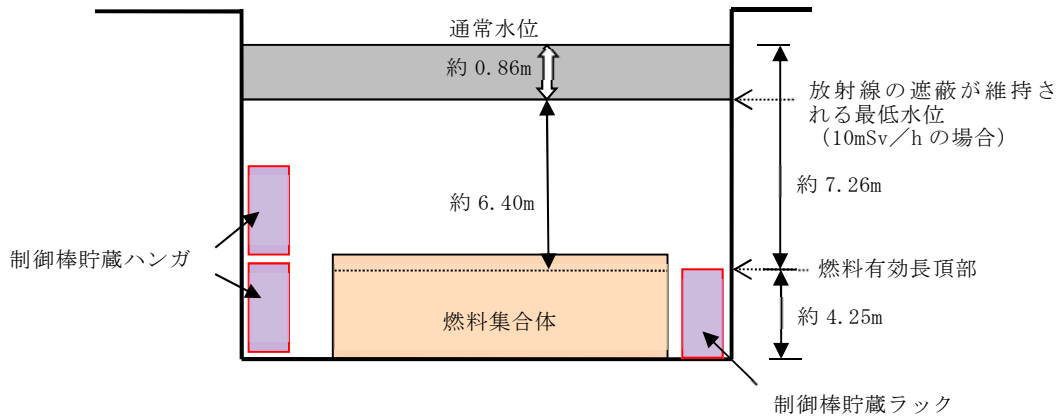


第1図 使用済燃料プール周辺の概要図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第2図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

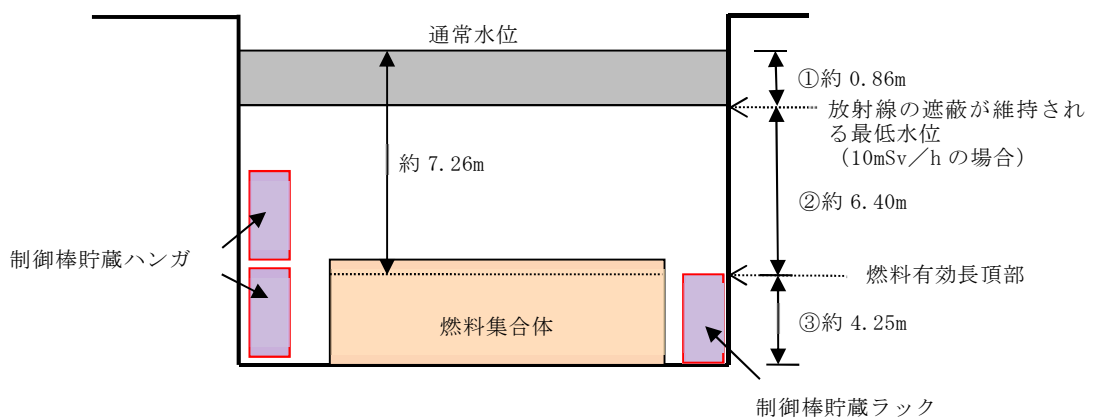
放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故であることを考慮し、例えば原子炉建屋原子炉棟 6 階において 10mSv/h の場合は、通常水位から約 0.86m 下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。



第 2 図 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3. 使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に、使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図 東海第二発電所 使用済燃料プールの高さ

第 1 表 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

| 項目 | 断面積 (m ²) | 保有水の容積 (m ³) |
|----|-----------------------|--------------------------|
| ① | 約 116 | 約 100 |
| ② | 約 115 | 約 737 |
| ③ | 約 83 | 約 352 |
| 合計 | | 約 1,189 |

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお、断面積については各領域での平均的な値を示しているが、プール内に設置されている機器の多くは②、③の底部又は壁面下部にあるため、平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから、保守的な評価となっている。

4. 想定事故 1 における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて算定した。事象を**保守的に**評価するため、使用済燃料プールの初期水温は、保安規定の運転上の制限における上限値である 65℃とする。また、発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない。

(1) 算定方法、算定条件

a. 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間}(h) = \frac{(100^{\circ}\text{C}) - 65^{\circ}\text{C}) \times \text{水の比熱}(kJ/kg/^{\circ}\text{C})^{*1} \times \text{使用済燃料プールの量}(m^3) \times \text{水の密度}(kg/m^3)^{*2}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}$$

b. 沸騰開始からの水位低下時間

$$\text{1時間当たりの沸騰による蒸発量}(m^3/h) = \frac{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度}(kg/m^3)^{*2} \times \text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{*3}}$$

$$\text{水位低下時間}(h) = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの水量}(m^3) \times \text{水の密度}(kg/m^3)^{*2} \times \text{蒸発潜熱}(kJ/kg)^{*3}}{\text{燃料の崩壊熱}(MW) \times 10^3 \times 3600}$$

c. 沸騰による水位低下平均速度

$$\text{水位低下速度}(m/h) = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差}(m)}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間}(h)}$$

使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く、使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは、「3. 使用済燃料プールの高さと同面積について」のとおり、下部から上部までの平均的な断面積により水位低下速度の平均値を求め、一律適用する。これは、遮蔽が維持されるまでの水位の評価において保守的な想定である。

上記計算式を用いて、以下の条件にて算定した。

| 水の比熱 ^{*1} (kJ/kg/°C) | 使用済燃料プールの水量 (m ³) | 水の密度 ^{*2} (kg/m ³) | 燃料の崩壊熱 (MW) |
|----------------------------------|----------------------------------|--|----------------|
| 4.185 | 約 1,189 | 958 | 約 9.1 |

| 蒸発潜熱 ^{*3} (kJ/kg) | 通常水位から燃料有効長頂部までの水量 (m ³) | 通常水位から燃料有効長頂部までの高低差 (m) | 通常水位から約0.86m下までの水量 (m ³) |
|-------------------------------|--------------------------------------|-------------------------|--------------------------------------|
| 2,256.47 | 837.6 | 7.26 | 100 |

※1 65°Cから100°Cまでの飽和水の比熱のうち、最小となる65°Cの値を使用（1999年蒸気表より）

※2 65°Cから100°Cまでの飽和水の密度のうち、最小となる100°Cの値を使用（1999年蒸気表より）

※3 100°Cの飽和水の比エンタルピと100°C飽和蒸気の比エンタルピの差より算出（1999年蒸気表より）

なお、a. ～ c. の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定があるが、総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きいと考えられ、保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

- ・温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。
- ・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

- ・簡易的な評価とするため、プール水は全て均一の温度と仮定し、プール全体が 100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考ええる。

(2) 算定結果

| 項目 | 算定結果 |
|---|--------|
| 使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間 (h) | 約 5.1 |
| 燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量 (m ³ /h) | 約 15.1 |
| 必要注水流量 (m ³ /h) ※4 | 約 13.0 |
| 使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間 (h) ※5 | 約 11.7 |
| 燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間 (h) ※5 | 約 60.6 |
| 使用済燃料プール水位の低下速度 (m/h) | 約 0.13 |

※4 必要注水流量は次の式で求める

$$\text{必要注水流量} = (\text{崩壊熱} \times 3,600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ (kJ/kg) 2,675.57

h_f : 注水 (35℃飽和水) の比エンタルピ (kJ/kg) = 146.64

ρ_f : 注水 (35℃飽和水) の密度 (kg/m³) = 994

※5 事象発生から沸騰開始までの時間を含む

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済

燃料プール温度が上昇し、約 5.1 時間後に沸騰開始となり、蒸発により水位低下が始まる。このときの蒸発量は約 $15.1\text{m}^3/\text{h}$ である。

よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.86m 下）まで低下する時間は約 11.7 時間後であり、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)

1. 使用済燃料プールの概要

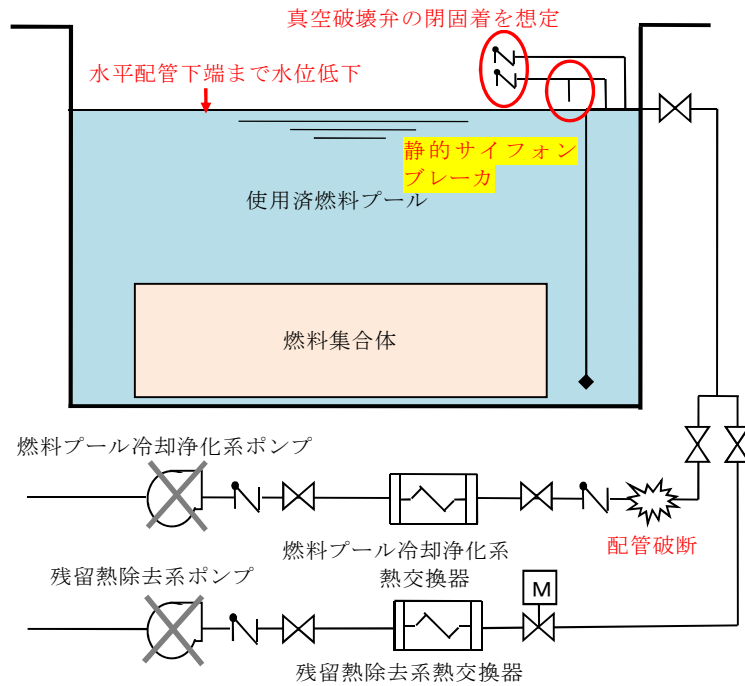
添付資料 1.11.5 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

添付資料 1.11.5 と同様である。

3. 想定事故 2 における時間余裕

第 1 図に示すように、想定事故 2 では燃料プール水戻り配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより、サイフォン現象による流出を防止するため、使用済燃料プール水位は燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。



第1図 想定事故2の想定

配管破断により保有水が漏えいし、燃料プール水戻り配管水平部下端（通常水位から約0.23m下）まで水位が低下した場合、崩壊熱除去機能喪失に伴い、事象発生から約5.0時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約0.86m下）まで低下するのは事象発生から約9.8時間後であり、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）による注水操作の時間余裕はある。

| 項目 | 算出結果 |
|---|-------|
| 使用済燃料プール水温100℃到達までの時間(h) | 約5.0 |
| 燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量(m ³ /h) | 約15.1 |
| 必要注水流量(m ³ /h) | 約13.0 |
| 使用済燃料プール水位が通常水位から約0.86m低下するまでの時間 [※] (h) | 約9.8 |
| 燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間 [※] (h) | 約58.7 |
| 使用済燃料プール水位の低下速度(m/h) | 約0.13 |

※ 事象発生から沸騰開始までの時間を含む

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について









原子炉建屋原子炉棟 6FL

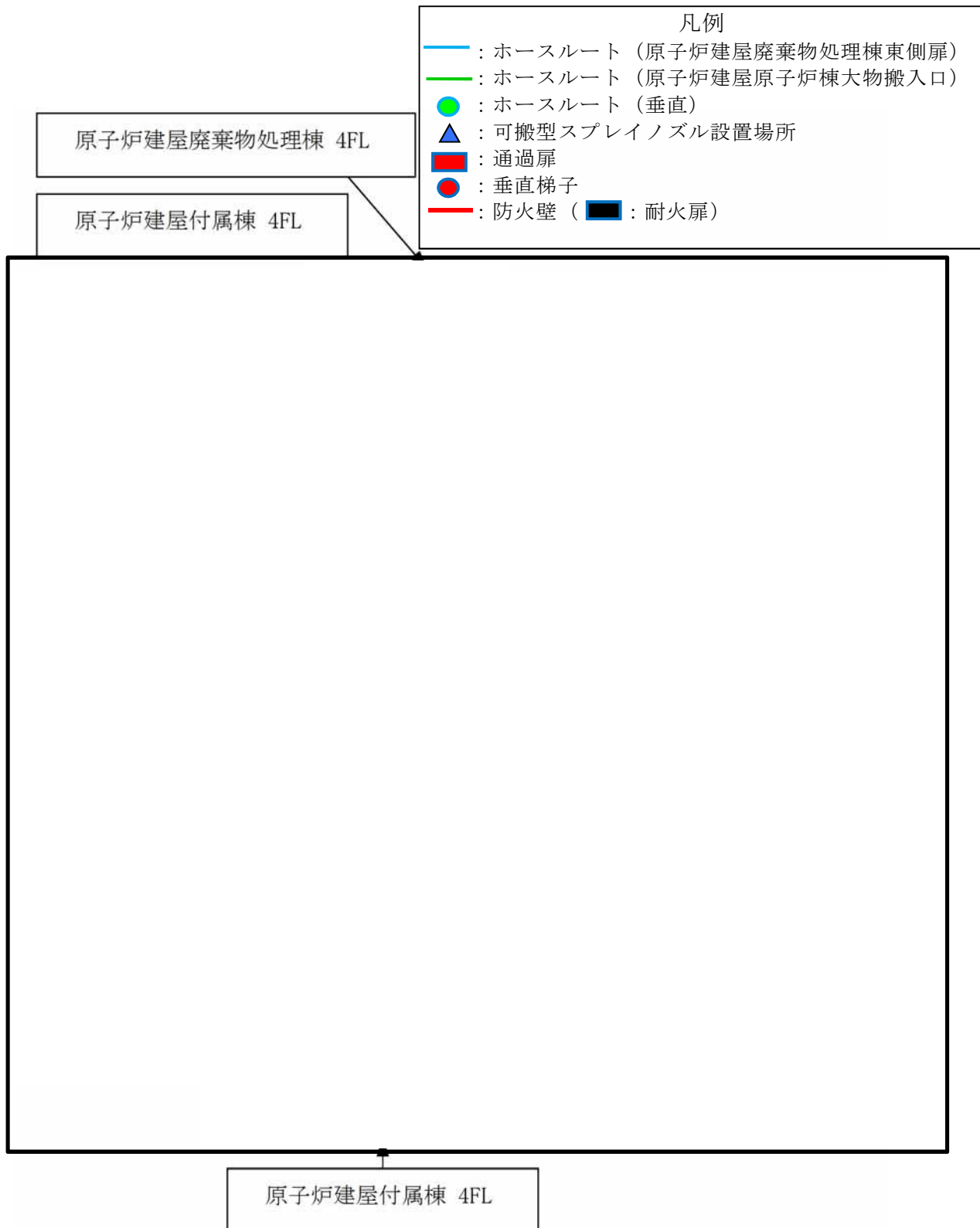
凡例

- : ホースルート（原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉）
- : ホースルート（原子炉建屋原子炉棟大物搬入口）
- : ホースルート（垂直）
- ▲ : 可搬型スプレイノズル設置場所
- : 通過扉
- : 垂直梯子
- : 防火壁（■: 耐火扉）

原子炉建屋原子炉棟 5FL

凡例

-  : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
-  : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
-  : ホースルート (垂直)
-  : 可搬型スプレイノズル設置場所
-  : 通過扉
-  : 垂直梯子
-  : 防火壁 ( : 耐火扉)



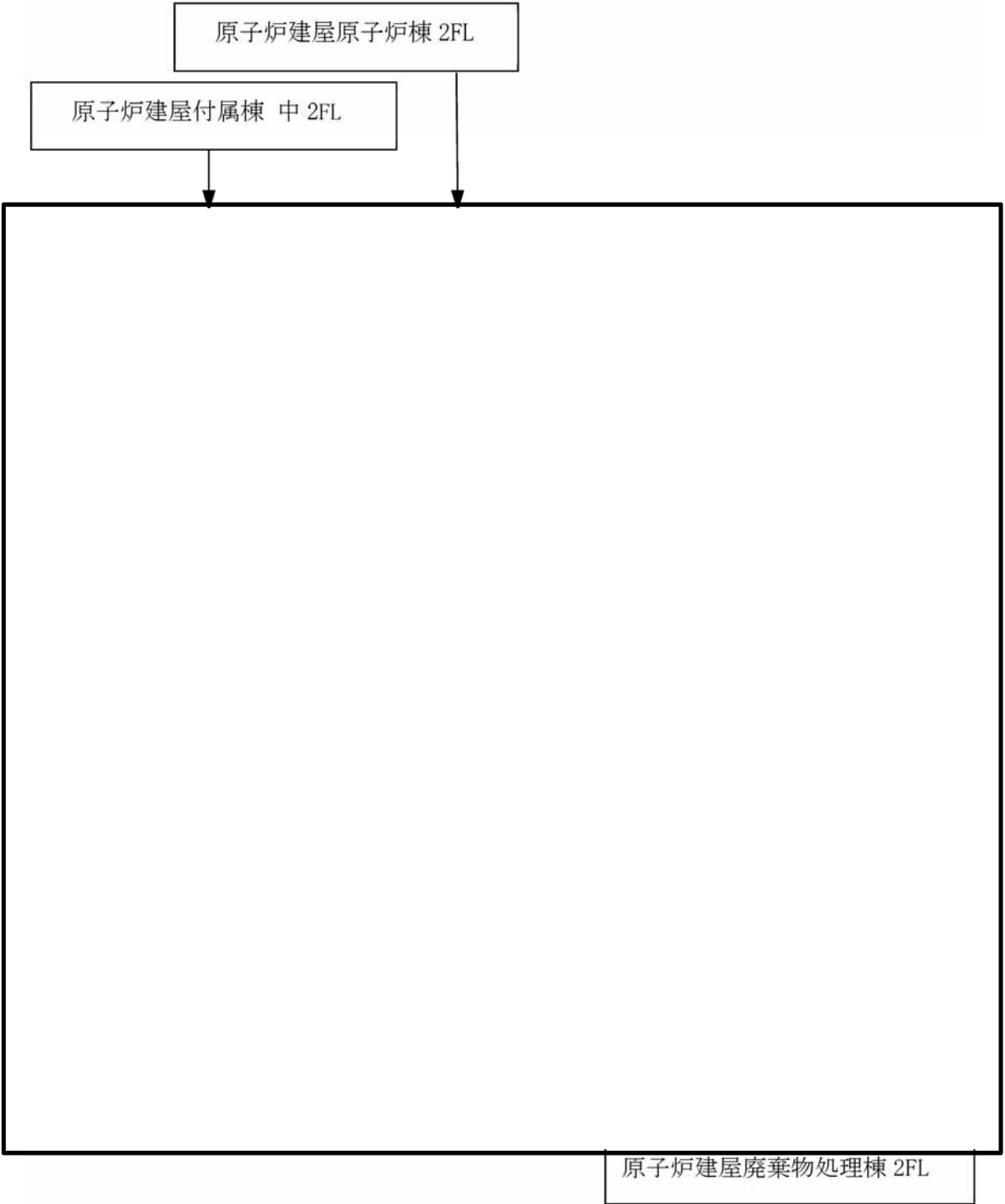
凡例

- : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
- : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
- : ホースルート (垂直)
- ▲ : 可搬型スプレイノズル設置場所
- : 通過扉
- : 垂直梯子
- : 防火壁 (■: 耐火扉)



原子炉建屋廃棄物処理棟 3FL

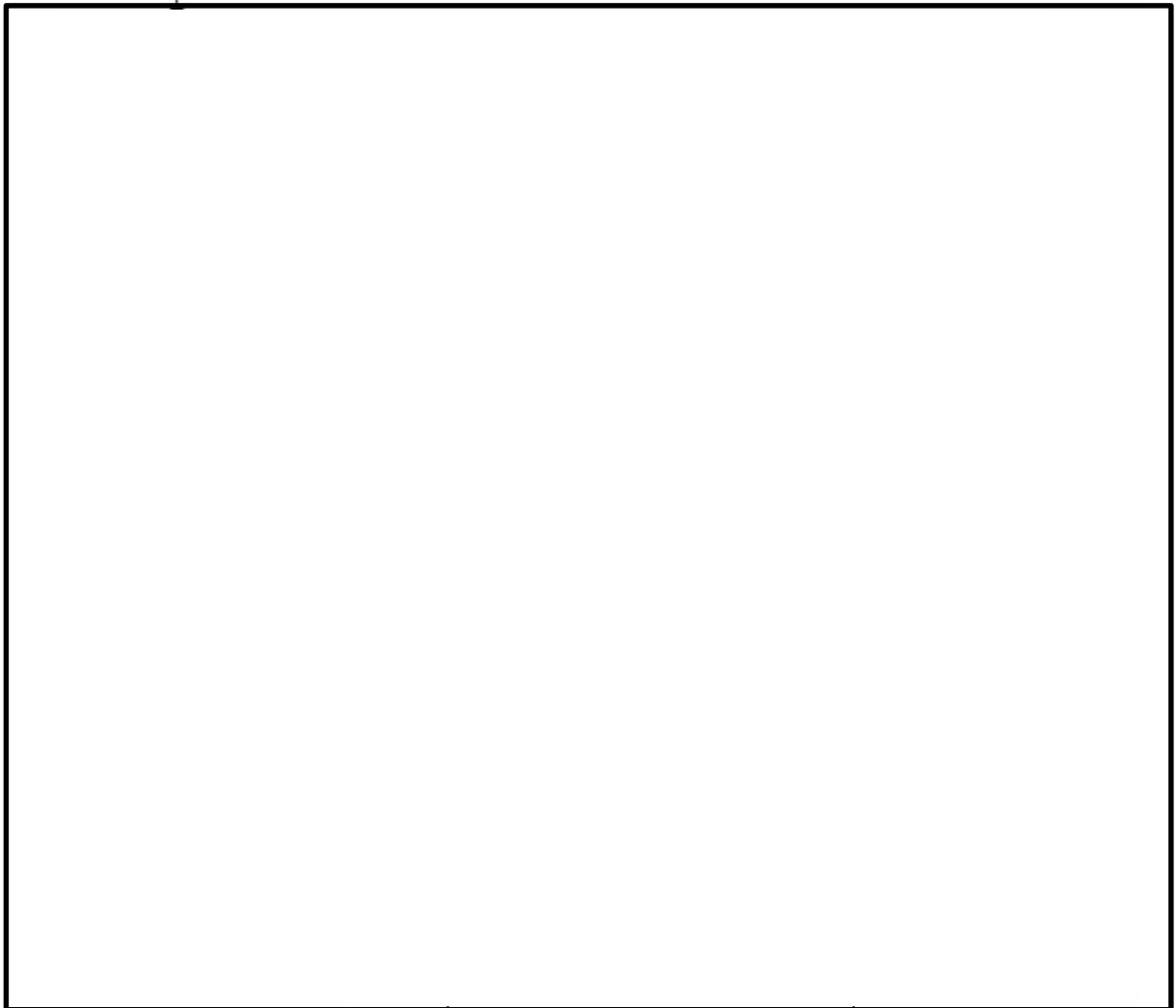
- 凡例
- (blue) : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
 - (green) : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
 - (green) : ホースルート (垂直)
 - ▲ (blue) : 可搬型スプレイノズル設置場所
 - (red) : 通過扉
 - (red) : 垂直梯子
 - (red) : 防火壁 (■ (black) : 耐火扉)



凡例

- (blue) : ホースルート (原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉)
- (green) : ホースルート (原子炉建屋原子炉棟大物搬入口)
- (green) : ホースルート (垂直)
- ▲ (blue) : 可搬型スプレインゾル設置場所
- (red) : 通過扉
- (red) : 垂直梯子
- (red) : 防火壁 (■ (black) : 耐火扉)

原子炉建屋附属棟 1FL



原子炉建屋原子炉棟 1FL

原子炉建屋廃棄物処理棟 1FL

解釈一覧

判断基準の解釈一覧 (1/3)

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 |
|--|------------------|--|------------------------------|
| 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 | (1) 使用済燃料プール代替注水 | a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 | 使用済燃料プールの水位が低下 |
| | | | 使用済燃料プールの温度が上昇 |
| | | c. 補給水系による使用済燃料プール注水 | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満 |
| | | d. 消火系による使用済燃料プール注水【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】 | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満 |
| | | d. 消火系による使用済燃料プール注水【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】 | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端未満 |
| | | 使用済燃料プールからの水の漏えいが発生したことにより、使用済燃料プールの水位が低下した場合 | |
| | | 使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことにより、使用済燃料プールの温度が上昇した場合 | |
| | | 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて使用済燃料プール水位指示値が通常水位－230mm未満 | |
| | | 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて使用済燃料プール水位指示値が通常水位－230mm未満 | |
| | | 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）にて使用済燃料プール水位指示値が通常水位－230mm未満 | |

判断基準の解釈一覧 (2/3)

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 |
|---|-------------------|--|------------------------------|
| 1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 | (1) 使用済燃料プールスプレイ | a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上 |
| | | b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水） | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上 |
| | | c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水） | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上 |
| | (2) 漏えい緩和 | a. 使用済燃料プール漏えい緩和 | 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管水平部下端以上 |
| 1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 | (1) 使用済燃料プールの状態監視 | a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 | 使用済燃料プールの水位が低下 |
| | | | 使用済燃料プールの温度が上昇 |

判断基準の解釈一覧 (3/3)

| 手順 | | 判断基準記載内容 | 解釈 |
|---|--|--|--|
| 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 | (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | 使用済燃料プールの温度が上昇 使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことにより、使用済燃料プールの温度が上昇した場合 |
| | | (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 | 使用済燃料プールの温度が上昇 使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことにより、使用済燃料プールの温度が上昇した場合 |
| | | (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 | 使用済燃料プールの温度が上昇 使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことにより、使用済燃料プールの温度が上昇した場合 |

操作手順の解釈一覧 (1/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 |
|--|------------------|---|--|
| 1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 | (1) 使用済燃料プール代替注水 | a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 |
| | | | 使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |
| | | b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水） | 使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |
| | | | 使用済燃料プール水位にて使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |
| | | c. 補給水系による使用済燃料プール注水 | 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.84MPa [gage] 以上 |
| | | | 使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |
| | | d. 消火系による使用済燃料プール注水【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】 | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 |
| | | | 使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |
| | | d. 消火系による使用済燃料プール注水【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】 | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が約0.79MPa [gage] 以上 |
| | | | 使用済燃料プール水位にて使用済燃料プール水位低警報設定点（通常水位-142mm）以上 |

操作手順の解釈一覧 (2/2)

| 手順 | | 操作手順記載内容 | 解釈 |
|---|--|--|---|
| 1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 | (1) 使用済燃料プールスプレイ | a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力にて常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が約2.0MPa [gage] 以上 |
| 1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 | (1) 使用済燃料プールの除熱 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱 | (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 | 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇 |
| | | (c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 | 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇 |

手順のリンク先について

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1. 11. 2. 1(1) b. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

- ・水源から接続口までの代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用する可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1. 13. 2. 1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1. 13. 2. 1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

2. 1. 11. 2. 2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

- ・水源から接続口までの代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1. 13. 2. 1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

3. 1. 11. 2. 2(3) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順

<リンク先> 1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

4. 1.11.2.3(1) b. 代替電源設備による使用済燃料プールを監視するための設備への給電

- ・代替電源設備により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

5. 1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順

<リンク先> 1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

- ・水源から接続口までの可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる送水

- ・西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1) a. 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

1.13.2.2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプによる西側淡水貯水設備への補給（淡水／海水）

- ・常設低圧代替注水系ポンプ，代替燃料プール冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，緊急用海水ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・ 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a . 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b . 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5(1) c . 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

- ・ 操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.19.2 重大事故等時の手順

1.19.2.1 発電所内の通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

1.19.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

添付資料1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度

添付資料1.19.4 通信連絡設備の一覧

添付資料1.19.5 通信連絡設備の概要

添付資料1.19.6 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

添付資料1.19.7 手順のリンク先について

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備する。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。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第1.19-1表に整理する。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡を行う

ために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・携行型有線通話装置
- ・送受話器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）
- ・SPDS^{※2}
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・衛星制御装置
- ・衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路
- ・専用接続箱～専用接続箱電路
- ・無線通信装置
- ・無線通信装置用アンテナ
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）～無線連通信装

置用アンテナ電路

※2 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ
伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びS
PDSデータ表示装置から構成される。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備
からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 緊急時対策所用代替電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行
うための設備のうち、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携
帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、SPDS、
常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備、
緊急時対策所用代替電源設備及び非常用交流電源設備は、重大事
故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求され
る設備が全て網羅されている。（第1.19-1図）

（添付資料1.19.2）

以上の重大事故等対処設備により、発電所内の通信連絡を行
うことができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、使用可能であれば、発電所内の通信連絡を行う手段として有効である。

b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）

- ・ 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）
- ・ テレビ会議システム（社内）
- ・ 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））
- ・ データ伝送設備

※3 データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 緊急時対策所用代替電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

審査基準及び規則基準で使用する設備のうち、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）、データ伝送設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備、緊急時対策所用代替電源設備及び非常用交流電源設備は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求され

る設備が全て網羅されている。(第 1.19-1 図)

(添付資料 1.19.2)

以上の重大事故等対処設備により，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX），加入電話設備（加入電話及び加入 FAX），テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

耐震 S クラスではなく S s 機能維持を担保できないが，使用可能であれば，発電所外（社内外）の通信連絡を行う手段として有効である。

c. 手順等

上記「a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，災害対策要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「AM 設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める。
(第 1.19-1 表)

また，事故時に給電が必要となる設備についても整備する。(第 1.19-2 表)

1.19.2 重大事故等時の手順

1.19.2.1 発電所内の通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等時において、通信設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また、データ伝送設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等時において、通信設備（発電所内）により災害対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定型、PHS端末及びFAX）を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所内）により、原子炉建屋付属棟から緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、SPDSを使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時において、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室の運転員等※4及び中央制御室に滞在する情報班員並びに緊急時対策所の災害対策要員は、衛星電話設備（固定型）を使用する。

屋外の災害対策要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用する。

これらの衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

※4：運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

i) 衛星電話設備（固定型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電電池の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電電池の残量が少ない場合、別の端末又は予備の充電電池を使用する。
- ③ 一般の携帯電話と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。なお、無指向性アンテナであり、アンテナのレベル調整は不要である。
- ④ 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、別の端末又は予備の充電電池を使用する。

⑤使用後は、電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）

中央制御室の運転員等及び中央制御室に滞在する情報班員並びに緊急時対策所の災害対策要員は、無線連絡設備（固定型）を使用する。

屋外の災害対策要員は、無線連絡設備（携帯型）を使用する。

これらの無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）

を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 無線連絡設備（固定型）

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 無線連絡設備（携帯型）

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電電池の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。

② 充電電池の残量が少ない場合、別の端末又は予備の充電電池を使用する。

③ 通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで、通話ボタンを押し、連絡する。

④ 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、別の端末又は予備の充電電池を使用する。

⑤ 使用後は、電源を「切」操作する。

(c) 携行型有線通話装置

中央制御室及び屋内の運転員等並びに緊急時対策所建屋内の災害対策要員は、携行型有線通話装置を使用し、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 携行型有線通話装置

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と通話装置用ケーブルを接続し、スイッチを「TALK」位置へ操作する。乾電池の残量確認は、スイッチを「CALL」位置へ押し、ブザーが鳴動することで確認する。ブザーが鳴動しない場合、予備の乾電池と交換する。
- ②確認後、スイッチが「OFF」位置に復旧したことを確認する。
- ③使用する端末及び通話装置用ケーブルと共に予備の乾電池を携行する。
- ④使用する場所にて、最寄りの専用接続箱に携行型有線通話装置を直接接続する。又は、中継ケーブルを用いて延長し、携行型有線通話装置を接続し、接続した後、スイッチを「TALK」位置へ操作する。
- ⑤スイッチを「CALL」位置へ押し相手呼び出し、連絡する。
- ⑥使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑦使用後は、スイッチを「OFF」位置へ操作し、端末及び通

話装置用ケーブルを切り離す。

(d) 送受信器（ページング）

中央制御室，緊急時対策所及び屋内外の災害対策要員は，送受信器（ページング）を使用し，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i) 送受信器（ページング）

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，
受信器を持ち上げ，使用チャンネルを選択し，相手に連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）

中央制御室，緊急時対策所及び屋内外の災害対策要員は，固定電話機，PHS端末及びFAXを使用し，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i) 固定電話機，PHS端末及びFAX

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，
一般の電話機，携帯電話又はFAXと同様の操作により，
通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタン
を押し，連絡する。
- ②PHS端末の充電機の残量がなくなった場合は，別の端
末又は予備の充電機を使用する。

(f) SPDS

SPDSにより，緊急時対策所のSPDSデータ表示装置へ，
必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順があ

る。

i) データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置
常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。

ii) S P D S データ表示装置

操作手順及び操作の成立性については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（携帯型）、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数以上を設置することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携行型有線通話装置は、使用場所において携行型有線通話装置と中継用ケーブル及び専用接続箱内の端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室、緊急時対策所及び屋内外の災害対策要員が、中央制御室、緊急時対策所、屋内外の作業場所との間では、操作、作業等に係る通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）及び

電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X）を使用する。

これらの自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を使用する。

また，緊急時対策所の災害対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は，S P D Sを使用する。

- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有

特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所内の必要な場所で共有するため，通信設備（発電所内）を使用する。

直流電源喪失時等，可搬型計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，屋内の作業場所と中央制御室との連絡には，携行型有線通話装置，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）を使用する。中央制御室と緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備（固定型），無線連絡設備（固定型），送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X）を使用する。緊急時対策所建屋内での連絡には，携行型有線通話装置，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定

電話機，P H S 端末及びF A X）を使用する。屋外の作業場所と緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X）を使用する。屋外の作業場所間の連絡には，衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X）を使用する手順を整備する。

a . 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b . 操作手順

通信設備（発電所内）の操作手順については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c . 操作の成立性

通信設備（発電所内）により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有することを可能とする。

通信設備（発電所内）の操作の成立性については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」にて整備する。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合は，屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）を使用する。

これらの自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を使用する。

また，緊急時対策所の災害対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は，SPDSを使用する。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡を行うための対応手順

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また、データ伝送設備（発電所内）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員及び緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防止ネットワークに接続する通信（テレビ会議、IP電話及びIP-FAX）、電力保安通信連絡設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員及び緊急時対策所の災害対策要員は、衛星電話設備（固定型）を使用し、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 衛星電話設備（固定型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電機の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電機の残量が少ない場合、別の端末又は予備の充電機を使用する。
- ③ 一般の携帯電話と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。なお、無指向性アンテナであり、アンテナのレベル調整は不要である。
- ④ 使用中に充電機の残量が少なくなった場合は、別の端末又は予備の充電機を使用する。
- ⑤ 使用後は、電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議、IP電話及びIP-FAX）

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、

その他関係機関等へ通信連絡を行うために、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議、I P 電話及び I P - F A X）を使用する手順を整備する。

i) テレビ会議システム

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②操作端末により、通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii) I P 電話及び I P - F A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機又は F A X と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) 電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及び F A X）

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員及び緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及び F A X）を使用する手順を整備する。

i) 固定電話機、P H S 端末及び F A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯電話又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②PHS端末の充電機の残量がなくなった場合は、別の端末又は予備の充電機を使用する。

(d) 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員及び緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）を使用する手順を整備する。

i) 加入電話及び加入FAX

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(e) テレビ会議システム（社内）による発電所外の通信連絡

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

重大事故等時において、通信設備（発電所外）により緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）へ通信連絡を行うために、テレビ会議システム（社内）を使用する手順を整備する。

i) テレビ会議システム（社内）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、

テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システム（社内）の待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「切」操作する。

(f) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））による発電所外の通信連絡

重大事故等時において，通信設備（発電所外）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

重大事故等時において，通信設備（発電所外）により，緊急時対策所の災害対策要員が，地方公共団体へ通信連絡を行うために，専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する手順を整備する。

i) 専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(g) データ伝送設備による発電所外の通信連絡

重大事故等時において，データ伝送設備（発電所外）により，国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有する。

重大事故等時において，データ伝送設備（発電所外）により，国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，データ伝送設備を使用する手順を整備する。

i) 緊急時対策支援システム伝送装置

常時伝送しており，通常操作は必要ない。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，特別な技量を要することとなる，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数以上を設置することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員が，本店（東京），国，地方公共団体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型）を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，本店（東京）及び国との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X）を使用する。テレビ会議システム（社内）は，本店との通信連絡用として必要に

応じて使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が、地方公共団体との間で通信連絡を行う場合、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を使用する。

また、緊急時対策所の災害対策要員は、国の緊急時対策援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有

特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有するため、通信設備（発電所外）を使用する。

直流電源喪失時等、可搬型計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、中央制御室と本店（東京）及び国、地方公共団体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備（固定型）、加

入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する。緊急時対策所と本店（東京）との連絡には，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）及びテレビ会議システム（社内）を使用する。緊急時対策所と国との連絡には，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する。緊急時対策所と地方公共団体との連絡には，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する。緊急時対策所とその他関係機関等との連絡には，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する手順を整備する。

a . 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外の必要な場所で共有する場合。

b . 操作手順

通信設備（発電所外）の通信設備操作手順については，

「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

通信設備（発電所外）により、特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

通信設備（発電所外）の操作の成立性については、「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」にて整備する。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の中央制御室に滞在する情報班員が、本店（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外の必要な場所で共有する場合、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備（固定型）を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が、本店（東京）及び国との間で特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外の必要な場所で共有する場合、自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワー

クに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X）を使用する。テレビ会議システム（社内）は，本店との通信連絡用として必要に応じて使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，地方公共団体との間で特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外の必要な場所で共有する場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X），を使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を使用する。

緊急時対策所の災害対策要員が，その他関係機関等との間で特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外の必要な場所で共有する場合，自主対策設備の加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X）を使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により，衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X），S P D S 及びデータ伝送設備へ給電する。

給電の手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」及

び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（携帯型）及び無線連絡設備（携帯型）の電源は、充電機を使用しており、別の端末又は予備の充電機と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電機は、代替電源設備からの受電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。

携行型有線通話装置の電源は、乾電池を使用しており、予備の乾電池と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話ができる。

1.19.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

衛星電話設備（固定型）及びSPDSへの電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX）、SPDS及びデータ伝送設備への電源供給手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

常代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車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。

SPDSのうちSPDSデータ表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測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。

放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順については、

「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する
手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 2）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対処設備 | 手順書 | |
|----|---|--------------------|-----------------------------------|---------------|----------------------------------|
| - | 送受信器 (ページング)， 電力保安通信用 電話設備 (固定電話機，PHS 端末及びFAX) | 発電所内の 通信連絡 | 衛星電話設備（固定型） ※1 | 重大事故等 対処設備 | 重大事故等対策要領 |
| | | | 衛星電話設備（携帯型） | | |
| | | | 無線連絡設備（携帯型） | | |
| | | | 携行型有線通話装置 | | |
| | | | 安全パラメータ表示システム（SPDS）※1 | | |
| | | | 衛星電話設備（屋外アンテナ） | | |
| | | | 衛星制御装置 | | - |
| | | | 衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路 | | |
| | | | 専用接続箱～専用接続箱電路 | | |
| | | | 無線通信装置 | | |
| | | | 無線通信装置用アンテナ | | |
| | | | 安全パラメータ表示システム（SPDS）～無線通信装置用アンテナ電路 | | |
| - | - | | 送受信器（ページング） | 自主 対策設備 | 重大事故等対策要領 |
| | | | 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX） | | |
| | | | 無線連絡設備（固定型） | | |
| - | 全交流動力電源 | 代替電源設備からの 給電の確保 | 非常用交流電源設備※2 | 重大事故等 対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）「電源供給回復」 |
| | | | 常設代替交流電源設備※2 | | 非常時運転手順書Ⅱ （停止時微候ベース）「停止時電源復旧」 |
| | | | 可搬型代替交流電源設備※2 | | AM設備別操作手順書 |
| | | | 燃料給油設備※2 | | 重大事故等対策要領 |
| | | | 緊急時対策所用代替電源設備※3 | | 重大事故等対策要領 |

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 2）

（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | 手順書 |
|---|--|-----------------|---------------|------------------------------|
| 一 | 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX），加入電話設備（加入電話及び加入 FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） | 発電所外（社内外）の通信連絡 | 衛星電話設備（固定型）※1 | 重大事故等対策要領 |
| | | | 衛星電話設備（携帯型） | |
| | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）※1 | | | |
| データ伝送設備※1 | | | | |
| 衛星電話設備（屋外アンテナ） | 自主対策設備 | | | |
| 衛星制御装置 | | | | |
| 衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路 | | | | |
| 衛星無線通信装置 | | | | |
| 通信機器 | | | | |
| 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話及び IP-FAX）～衛星無線通信装置電話 | | | | |
| 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び FAX） | | 重大事故等対策要領 | | |
| 加入電話設備（加入電話及び加入 FAX） | | | | |
| テレビ会議システム（社内） | | | | |
| 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）） | | 重大事故等対策要領 | | |
| 全交流動力電源 | 代替電源設備からの給電の確保 | | 非常用交流電源設備※2 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「電源供給回復」 |
| | | | 常設代替交流電源設備※2 | 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時電源復旧」 |
| | | | 可搬型代替交流電源設備※2 | AM 設備別操作手順書 |
| | | | 燃料給油設備※2 | 重大事故等対策要領 |
| | | 緊急時対策所用代替電源設備※3 | 重大事故等対策要領 | |

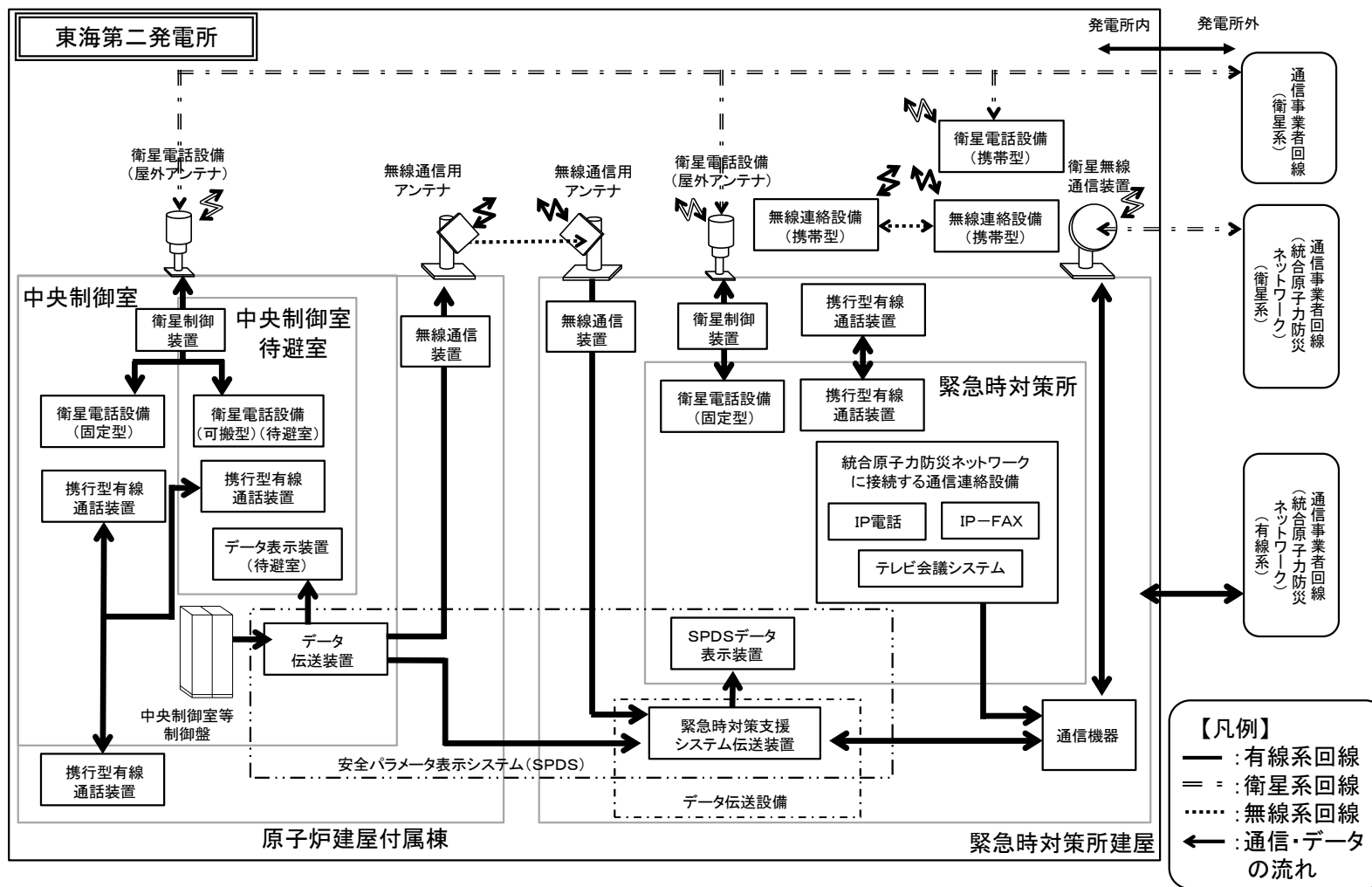
※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

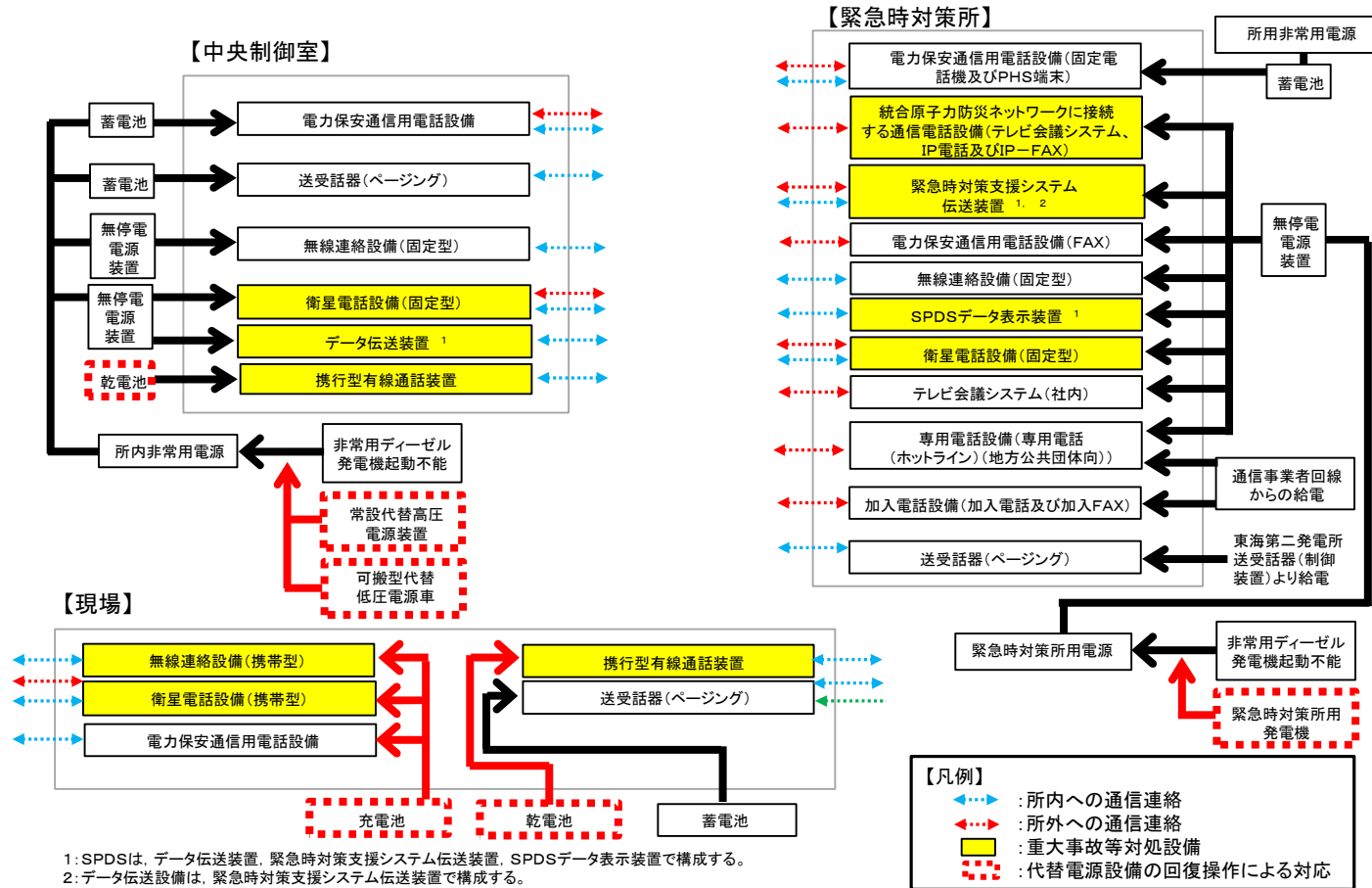
※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19-2 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|-----------------------|--|--|
| 【1.19】 通信連絡に関する手順書 | 衛星電話設備（固定型） | 中央制御室： 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 モータコントロールセンタ 2D系（以下「モータコントロールセンタ」を「MCC」という。） 緊急用MCC 緊急時対策所： 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用MCC |
| | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX） | 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用MCC |
| | データ伝送装置 | 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 MCC 2D系 緊急用MCC |
| | 緊急時対策支援システム伝送装置 | 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用MCC |
| | SPDSデータ表示装置 | 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用MCC |



第 1.19-1 図 通信連絡設備の系統概要図



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備の対応表（1 / 3）

| 技術的能力審査基準 (1.19) | 番号 | 設置許可基準規則 (62条) | 技術基準規則 (77条) | 番号 |
|--|----|--|--|----|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ④ |
| <p>【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要の手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡設備をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> | ② | <p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> | <p>a.) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> | ⑤ |
| <p>b.) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p> | ③ | | | |

審査基準，基準規則と対処設備の対応表（2 / 3）

| 重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 | | | | 自主対策設備 | | | | | |
|---|--|----------|------------------|----------------|--------------------------------|-----------|-----------------------|----------------------------------|----|
| 機能 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応 番号 | 機能 | 機器名称 | 常設 可搬 | 必要時 に 使用 可能か | 対応 可能な 人数 使用 可能 か | 備考 |
| 通信 連絡 設備 | 衛星電話設備（固定型） | 新設 | ① ③ ④ | 通信 連絡 設備 | 送受話器（ページング） | 常設 | - | - | - |
| | 衛星電話設備（携帯型） | 新設 | | | 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX） | 常設 /可搬 | - | - | |
| | 無線連絡設備（携帯型） | 新設 | | | 無線連絡設備（固定型） | 常設 | - | - | |
| | 携行型有線通話装置 | 新設 | | | 加入電話設備（加入電話及び加入FAX） | 常設 | - | - | |
| | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX） | | | | テレビ会議システム（社内） | 常設 | - | - | |
| | 安全パラメータ表示システム（SPDS） | | | | 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向け）） | 常設 | - | - | |
| | データ伝送設備 | | | | | | | | |
| | 衛星電話設備（屋外アンテナ） | | | | | | | | |
| | 衛星制御装置 | | | | | | | | |
| | 衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路 | | | | | | | | |
| | 専用接続箱～専用接続箱電路 | 新設 | | | | | | | |
| | 無線通信装置 | 新設 | | | | | | | |
| | 無線通信装置用アンテナ | | | | | | | | |
| | 安全パラメータ表示システム（SPDS）～無線通信装置用アンテナ電路 | | | | | | | | |
| | 衛星無線通信装置 | | | | | | | | |
| 通信機器 | | | | | | | | | |
| 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）～衛星無線通信装置電路 | | | | | | | | | |
| 代替 電源 設備 から の 給電 の 確保 | 常設代替交流電源設備 | 新設 | ① ② ④ ⑤ | - | - | - | - | - | - |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | | | | |
| | 緊急時対策所用代替電源設備 | 新設 | | | | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備の対応表（3 / 3）

| 技術的能力審査基準（1.19） | 適合方針 |
|--|--|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において，重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡及び発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX），安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備により通信連絡するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要な手順等」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>a.) 通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> | <p>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用代替電源設備から給電するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>b.) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p> | <p>計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所及び発電所外（社内外）の必要な場所で衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話及びIP-FAX）により共有するために必要な手順等を整備する。</p> |

重大事故等対処設備における点検頻度

| 重大事故等対処設備 | | 点検項目 | 点検頻度 |
|--------------------------------------|-----------------|--------------|--------|
| 衛星電話設備 | 衛星電話設備 (固定型) | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| | 衛星電話設備 (携帯型) | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| 無線連絡設備 | 無線連絡設備 (携帯型) | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| 携行型有線通話装置 | | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| 統合原子力防 災ネットワー クに接続する 通信連絡設備 | テレビ会議システム | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| | I P 電話 | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| | I P - F A X | 外観点検 通信確認 | 1回／6ヶ月 |
| S P D S | | 外観点検 機能確認 | 1回／年 |

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（1／3）

| 主要設備 | | 台数・保管場所 | 電源設備 |
|-------------------------------|-------------------------------|--|--|
| 送受話器 （ページング） （警報装置を含む。） | 送受話器 （ページング） （警報装置を含む。） | 約 340 台 ・ 緊急時対策所：3 台 ・ 緊急時対策所建屋：17 台 ・ 中央制御室：9 台 ・ 原子炉建屋他：約 290 台 屋外：約 20 台 | ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 蓄電池 |
| 電力保安通信用 電話設備 | 固定電話機 | 約 210 台 ・ 緊急時対策所：4 台 ・ 中央制御室：5 台 ・ 原子炉建屋他：約 200 台 | ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 蓄電池 |
| | P H S 端末 | 約 300 台 ・ 緊急時対策所：約 40 台 ・ 中央制御室：4 台 ・ 発電所員他配備：約 250 台 | ・ 充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで 7 日間以上継続して通話が可能 |
| | F A X | 12 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台 ・ 原子炉建屋他：10 台 | ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置 |

・ 台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（2 / 3）

| 主要設備 | | 台数・保管場所 | 電源設備 |
|-----------|-------------|--|--|
| 携行型有線通話装置 | 携行型有線通話装置 | 15 台（予備 2 台） ・ 緊急時対策所：3 台（予備 1 台） ・ 中央制御室：12 台（予備 1 台） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 乾電池 ※予備の乾電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能 |
| | 中継用ケーブルドラム | 12 台 ・ 各現場：12 台 | |
| 衛星電話設備 | 衛星電話設備（固定型） | 8 台（予備 1 台） ・ 緊急時対策所：6 台（予備 1 台） ・ 中央制御室：2 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置 |
| | 衛星電話設備（携帯型） | 12 台（予備 1 台） ・ 緊急時対策所：11 台（予備 1 台） ・ 原子力館：1 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能 |
| 無線連絡設備 | 無線連絡設備（固定型） | 3 台 ・ 緊急時対策所：2 台 ・ 中央制御室：1 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 可搬型代替低圧電源車 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置 |
| | 無線連絡設備（携帯型） | 約 50 台（予備 1 台） ・ 緊急時対策所：19 台（予備 1 台） ・ 守衛所他：約 30 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能 |

・ 台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（3／3）

| 主要設備 | | 台数・保管場所 | 電源設備 |
|---------|-----------------|-----------------|--|
| S P D S | データ伝送装置 | 一式 ・中央制御室 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車 ・無停電電源装置 |
| | 緊急時対策支援システム伝送装置 | 一式 ・緊急時対策所建屋 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| | S P D S データ表示装置 | 一式 ・緊急時対策所 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（1／2）

| 主要設備 | | 台数・保管場所 | 電源設備 |
|---------------|-------------------------------|--|--|
| 加入電話設備 | 加入電話 | 10 台 ・緊急時対策所：9 台 ・中央制御室：1 台 (災害時優先契約あり) | ・通信事業者回線からの給電 |
| | 加入 F A X | 2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台 | ・通信事業者回線からの給電 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| 衛星電話設備 | 衛星電話設備 (固定型) | 通信連絡設備（発電所内用）と同じ | |
| | 衛星電話設備 (携帯型) | 通信連絡設備（発電所内用）と同じ | |
| テレビ会議システム（社内） | テレビ会議システム（社内） | 2 台 ・緊急時対策所：2 台 | ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| 専用電話設備 | 専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向) | 1 台 ・緊急時対策所：1 台 | ・通信事業者回線からの給電 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（2 / 2）

| 主要設備 | | 台数・保管場所 | 電源設備（連続利用時間） |
|--------------------------|----------------------------|--|---|
| 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 | I P 電話 | 6 台（有線系：4 台（予備 1 台），衛星系：2 台） ・緊急時対策所：6 台（予備 1 台） （有線系：4 台（予備 1 台），衛星系：2 台） | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| | I P - F A X | 3 台（有線系：2 台，衛星系 1 台） ・緊急時対策所：3 台 （有線系：2 台，衛星系 1 台） | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| | テレビ会議システム | 1 台 ・緊急時対策所：1 台 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| データ伝送設備 | 緊急時対策所支援システム伝送装置 | 一式 ・緊急時対策所 | <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置 |
| 電力保安通信用電話設備 | 固定電話機 P H S 端末 F A X | 通信連絡設備（発電所内用）と同じ | |

・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備の概要

1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。通信連絡設備は、警報装置、通信設備（発電所内）、データ伝送設備（発電所内）、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）から構成される。通信連絡設備の概要を図 1 に示す。

(1) 警報装置

事故等が発生した場合に、建屋内外の者へ退避の指示を行う。

(2) 通信設備（発電所内）

中央制御室等から建屋内外各所の者へ操作、作業又は退避の指示及び連絡を行う。

(3) データ伝送設備（発電所内）

事故状態等の把握に必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、緊急時対策所へデータを伝送する。

(4) 通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

(5) データ伝送設備（発電所外）

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送する。

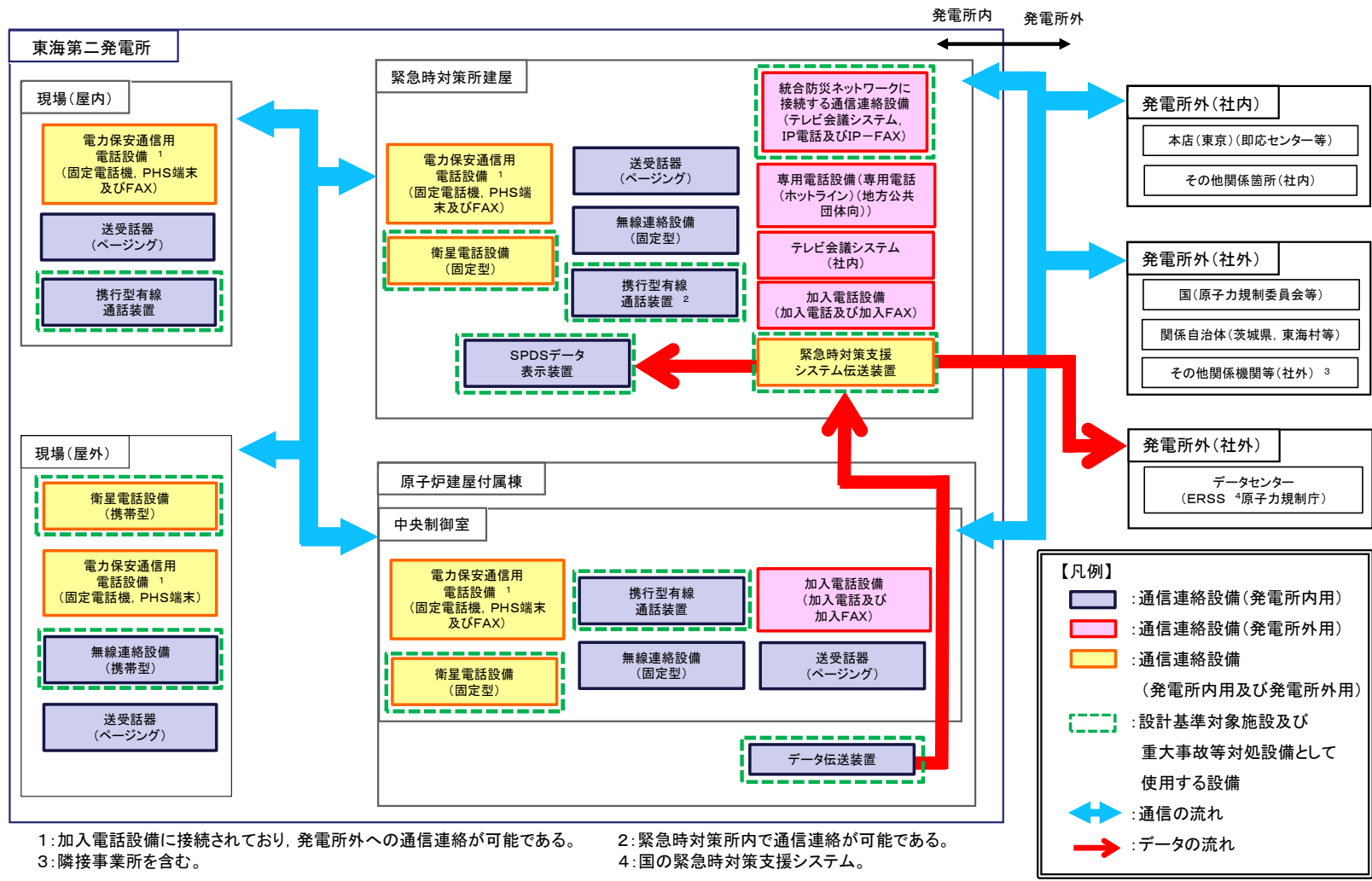


図1 通信連絡設備の概要

1. 1 警報装置及び通信設備（発電所内）

設計基準事故が発生した場合において，中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，警報装置の機能を有する送受話器（ページング）及び多様性を確保した通信設備（発電所内）として，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置を設置又は保管する設計とする。概要を図 2 に示す。

また，通信設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

万が一，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型），発電所建屋内は携行型有線通話装置及び衛星電話設備（固定型）により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

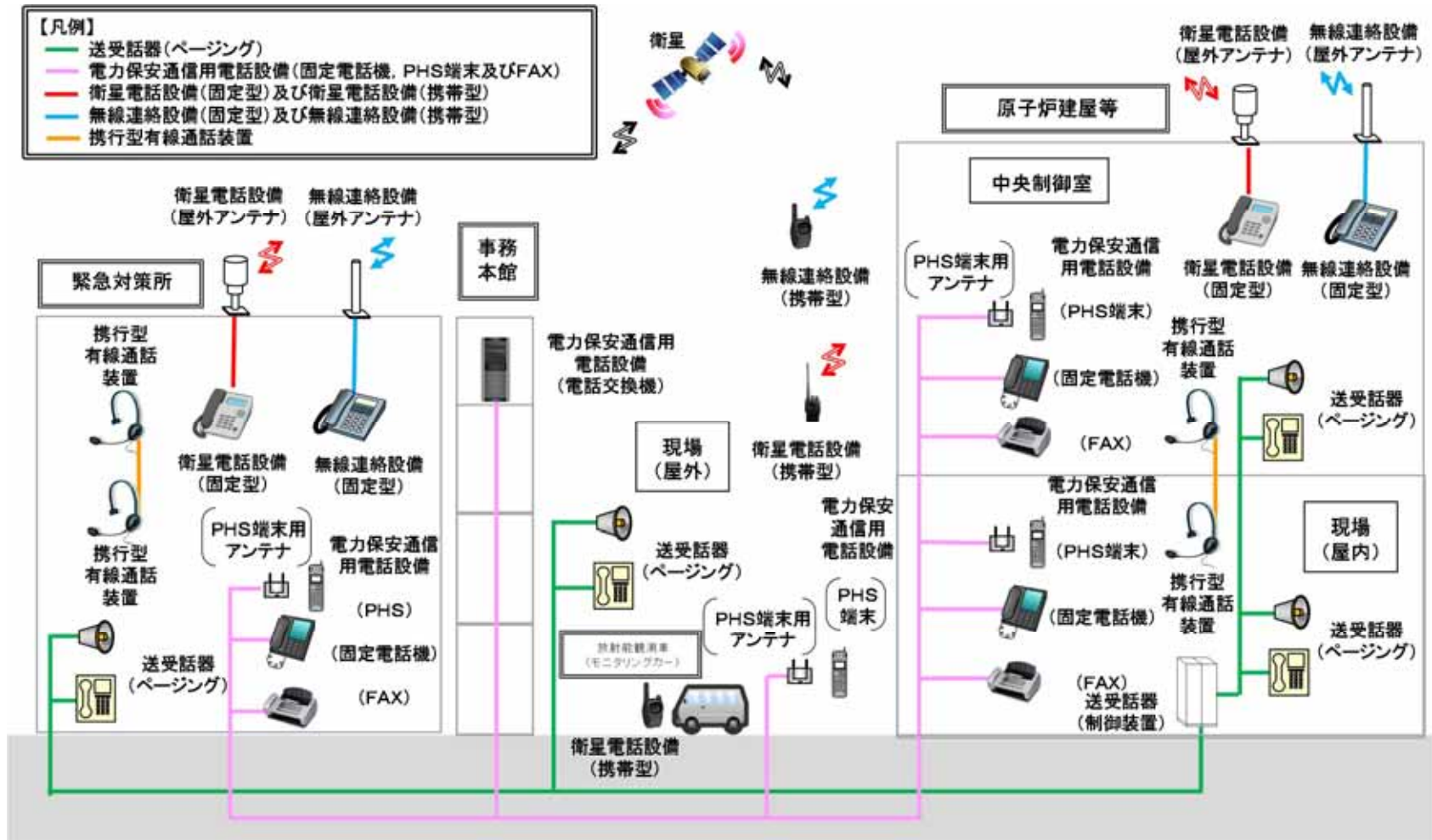


図2 通信設備(発電所内)の概要

1. 2 通信設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を音声等により行うため、通信設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話、加入 F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））を設置又は保管する設計とし、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図 3、図 4、図 5 に示す。

また、通信設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

a. 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）

当社及び東京電力パワーグリッド株式会社が構築する専用通信回線（無線系及び有線系）に接続している固定電話機、PHS 端末及び F A X

b. テレビ会議システム（社内）

通信事業者が提供する通信回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム（社内）

c. 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X）

通信事業者が提供する通信回線（有線系）に接続している加入電話及び加入 F A X

d. 統合原子力防災ネットワークに接続している通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話及び I P - F A X）

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続している I P 電話， I P - F A X 及びテレビ会議システム

e. 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続している専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）

f. 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

通信事業者が提供する通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

万が一、電力保安通信電話設備（固定電話機， P H S 端末及び F A X ）の機能が喪失した場合，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム， I P 電話及び I P - F A X ）等の衛星系回線により，発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

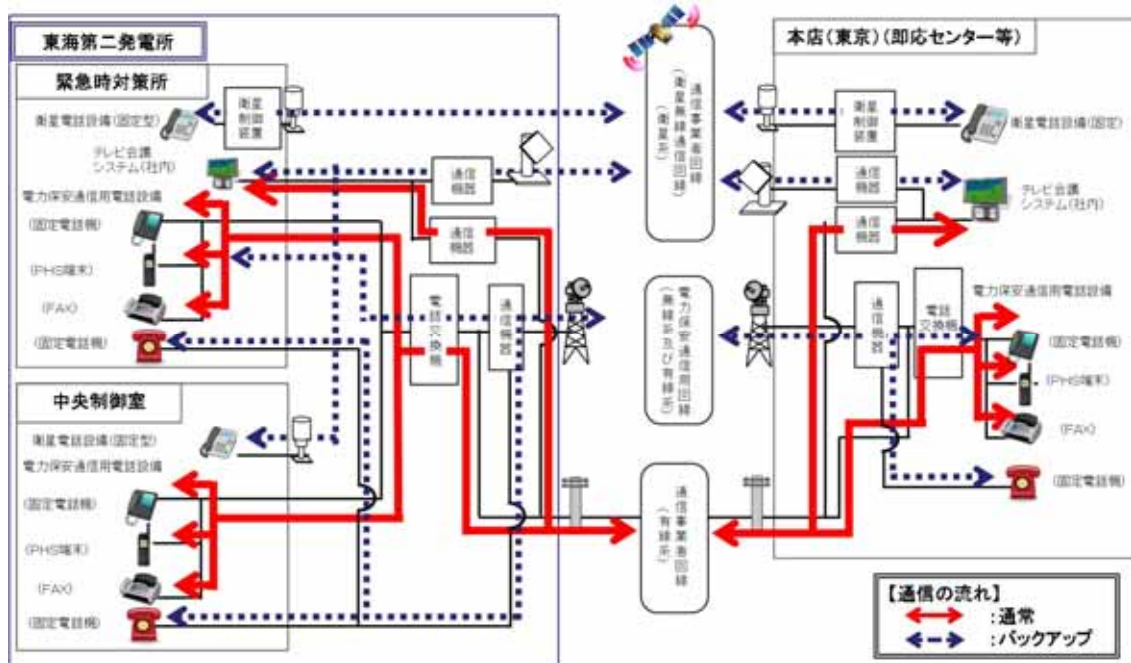


図 3 通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

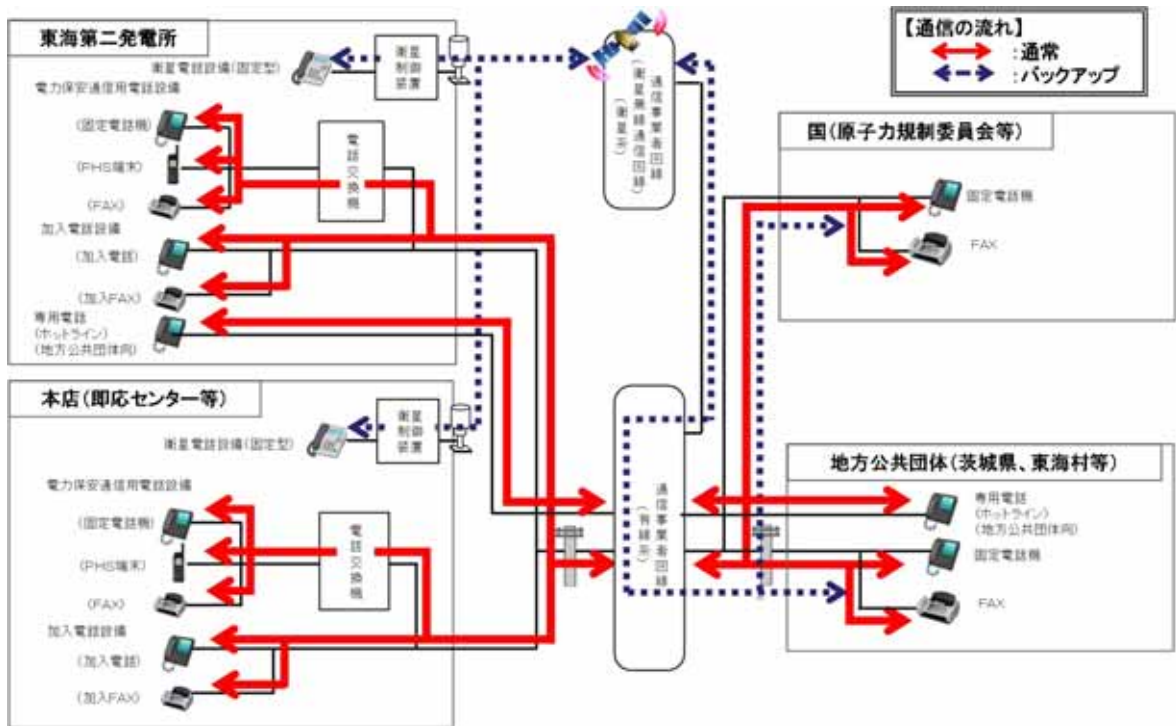


図4 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）

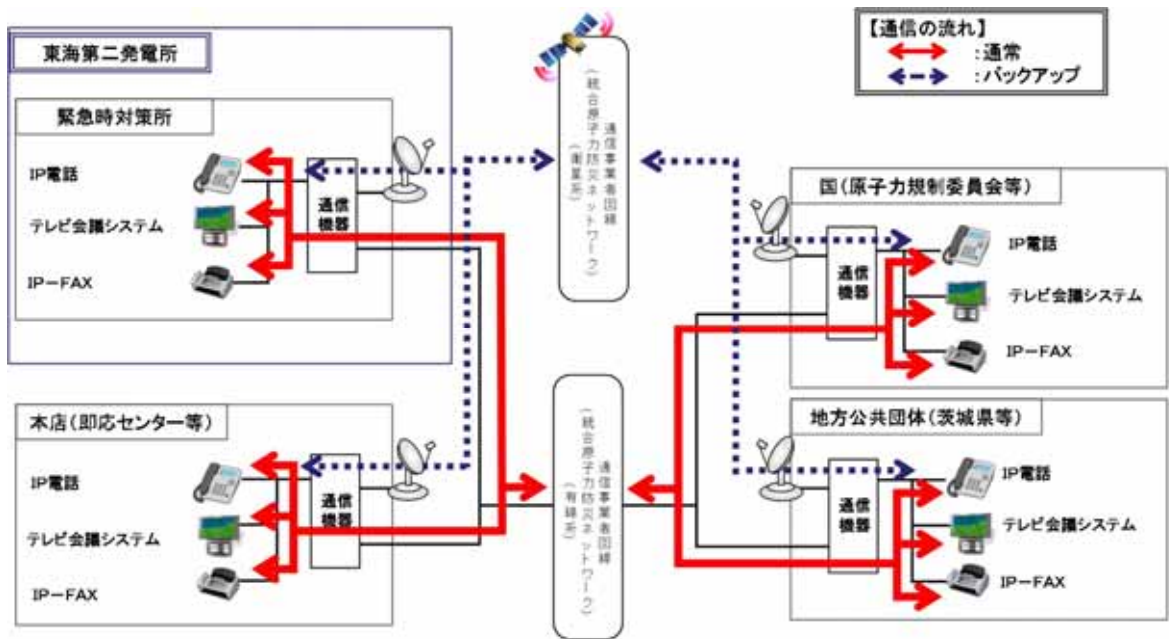


図5 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

1. 3 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成するSPDSを設置する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所外）として緊急時対策支援システム伝送装置を設置する設計とする。

データ伝送設備（発電所外）は、データ伝送装置からデータを収集し、緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送可能な設計とし、常時使用できるよう通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を図6に示す。

なお、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等時においても機能維持を図る設計とする。

データ伝送設備（発電所内）における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、原子炉建屋と緊急時対策所建屋間を直接接続する設計とする。

万が一、有線系回線に損傷が発生し、有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

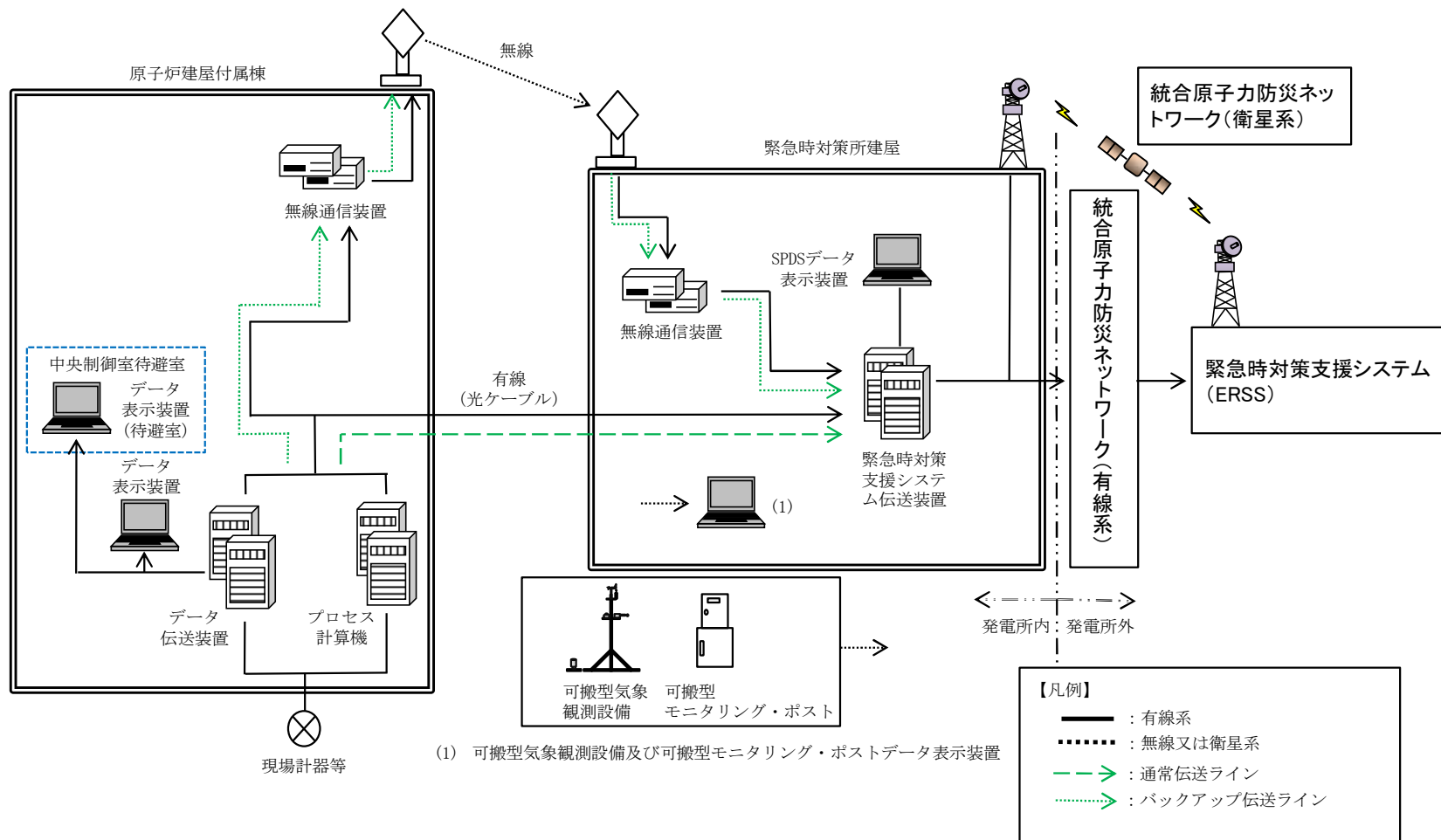


図6 SPDS及びデータ伝送設備の概要

2. 多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

多様性を確保した通信回線を表1に記載するとともに、概要を図7に示す。

表1 多様性を確保した通信回線

| 通信回線種別 | | 主要設備 | | 機能 | 専用 | 通信の制限※2 |
|------------------------|------------------|--------------------------|----------------|-------|----|---------|
| 電力保安通信用回線 | 無線系回線（マイクロ波回線） | 電力保安通信用電話設備※1 | 固定電話機，P H S 端末 | 電話 | ○ | ◎ |
| | | | F A X | F A X | ○ | ◎ |
| 通信事業者回線 | 有線系回線（災害時優先契約あり） | 加入電話設備 | 加入電話 | 電話 | — | ○ |
| | | | 加入 F A X | F A X | — | ○ |
| | 有線系回線（災害時優先契約なし） | | 加入電話 | 電話 | — | × |
| | | | 加入 F A X | F A X | — | × |
| | 有線系回線 | テレビ会議システム（社内） | テレビ会議システム（社内） | テレビ会議 | ○ | ◎ |
| | | | ○ | ◎ | | |
| 衛星系回線 | 衛星電話設備 | 衛星電話設備（固定型） | 電話 | — | ○ | |
| | | 衛星電話設備（携帯型） | 電話 | — | ○ | |
| 有線系回線 | 専用電話設備 | 専用電話（ホットライン）（地方公共団体向） | 電話 | ○ | ◎ | |
| 通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク） | 有線系回線（光ファイバ） | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 | I P 電話 | 電話 | ○ | ◎ |
| | | | I P - F A X | F A X | ○ | ◎ |
| | テレビ会議システム | | テレビ会議 | ○ | ◎ | |
| | 衛星系回線 | | I P 電話 | 電話 | ○ | ◎ |
| | | | I P - F A X | F A X | ○ | ◎ |
| | テレビ会議システム | | テレビ会議 | ○ | ◎ | |
| 有線系回線（光ファイバ） | データ伝送設備 | 緊急時対策支援システム伝送装置 | データ伝送 | ○ | ◎ | |
| 衛星電系回線 | | | | | | |

※1：加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線
・通信の制限 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

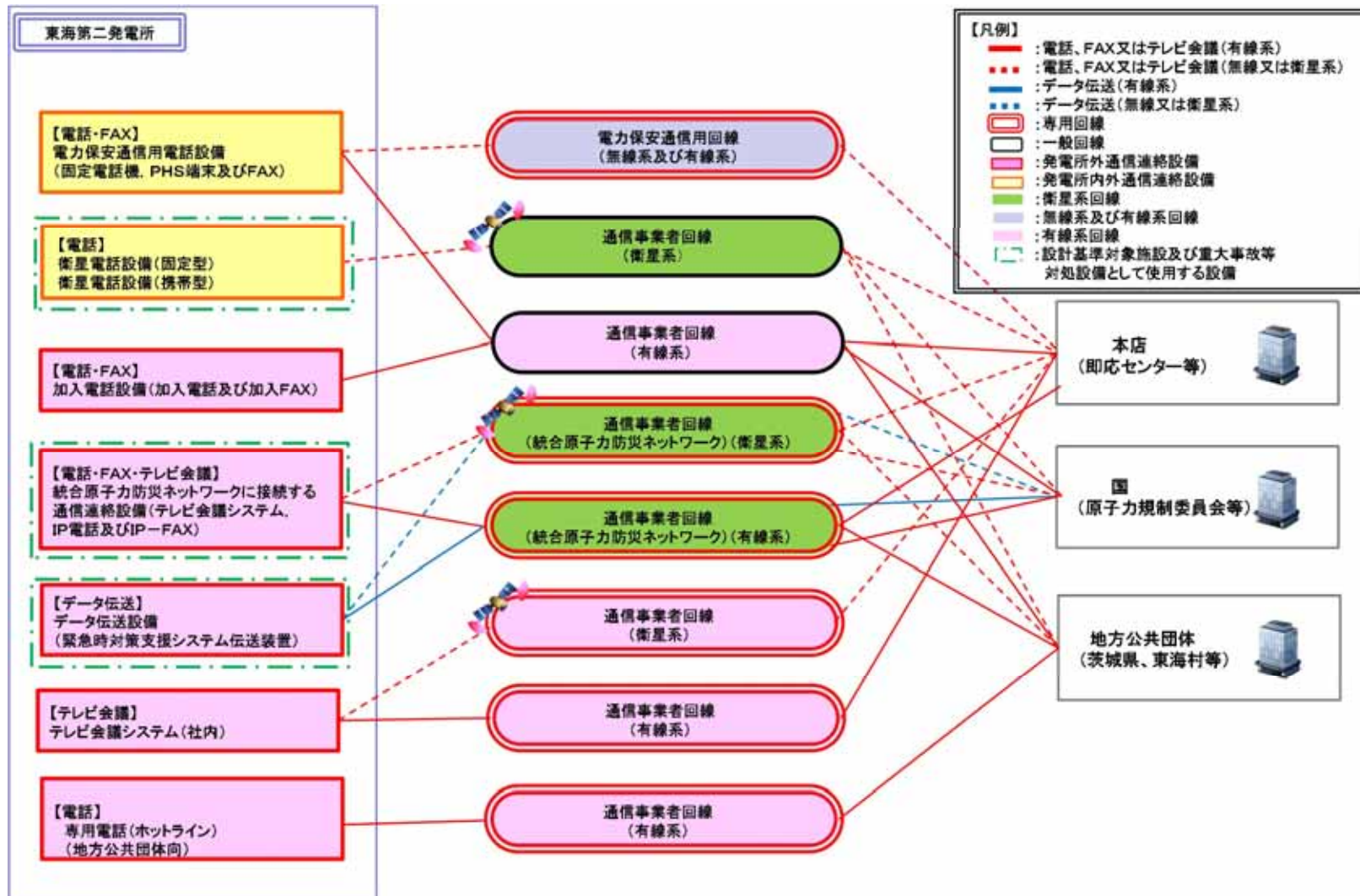
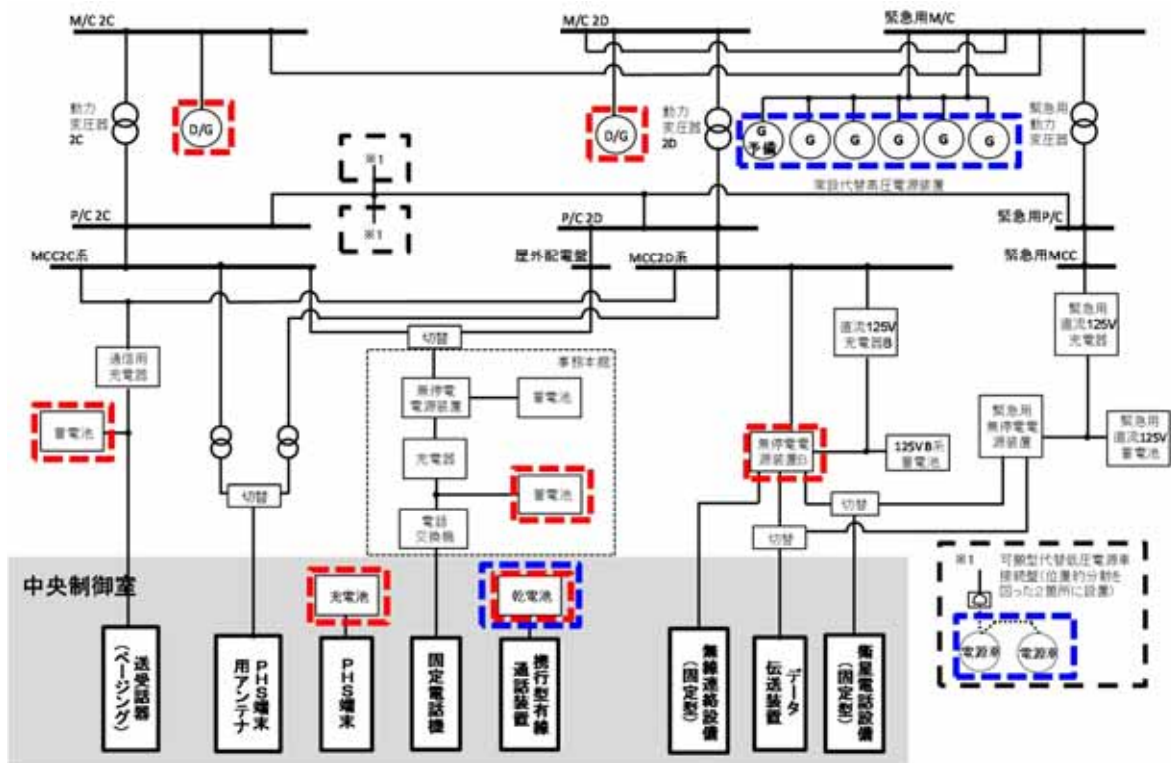


図7 多様性を確保した通信回線の概要

3. 通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備は、非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる設計とする。また、重大事故等対処設備の通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む）から給電できる。単線結線図を図8、図9に示し、接続電源の一覧を表2、表3、表4に記載する。



【凡例】

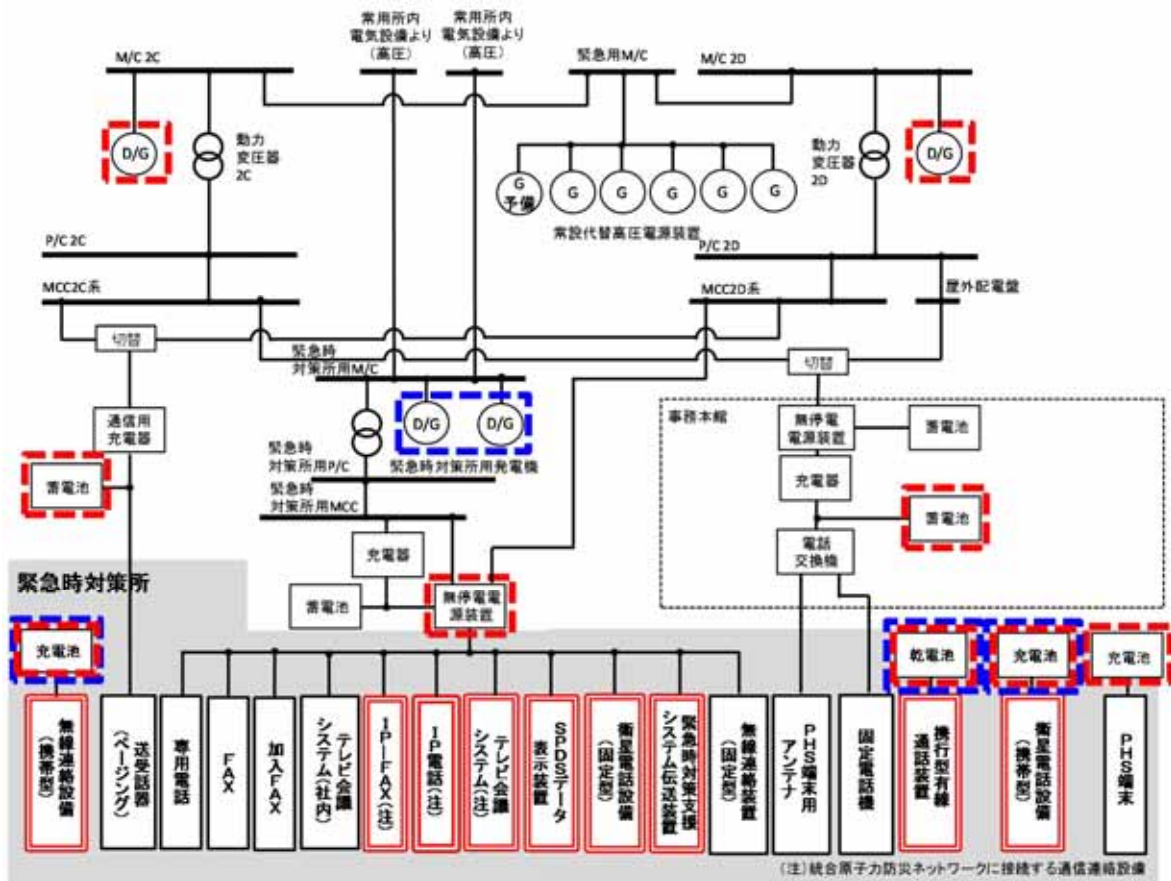
 : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

 : 代替電源設備

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

として使用する通信連絡設備

図8 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図



【凡例】

 : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

 : 代替電源設備

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

として使用する通信連絡設備

図 9 緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表 2 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

| 通信種別 | 主要施設 | | 非常用所内電源 又は無停電電源等 | 代替電源設備 | |
|------|-------------------------------|-------------------------------|---------------------|------------------------|--------------------------|
| 発電所内 | 携行型有線通話装置 | 携行型有線通話装置 | 中央制御室 | 乾電池※ ¹ | (乾電池) |
| | 送受話器 (ページング) (警報装置を含む。) | 送受話器 (ページング) (警報装置を含む。) | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 蓄電池 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | | |
| | 無線連絡設備 | 無線通話装置 (固定型) | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | | | 緊急時対策所 | 充電池※ ² | (充電池) |
| | SPDS | データ伝送装置 | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | 緊急時対策支援システム 伝送装置 | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | | SPDSデータ表示装置 | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |

※1：乾電池により約12時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2：充電池により約14時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備


：重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

| 通信種別 | 主要施設 | | 非常用所内電源 又は無停電電源等 | 代替電源設備 | |
|-----------|-------------------|-------------------|---------------------|------------------------|---------------------------------|
| 発電所 内外 | 電力保安通信用 電話設備 | 固定電話機 | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 蓄電池 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | | |
| | | PHS 端末 | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 充電池 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 充電池 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 充電池 |
| | | F A X | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | 衛星電話設備 | 衛星電話設備（固定型） | 中央制御室 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 常設代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 |
| | | | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | | 衛星電話設備（携帯型） | 緊急時対策所 | 充電池※ ¹ | （充電池） |
| | テレビ会議システム （社内） | テレビ会議システム （社内） | 緊急時対策所 | 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |

※1：充電池により約4時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。




：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備




：重大事故等対処設備

表4 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

| 通信種別 | 主要施設 | | 非常用所内電源 又は無停電電源装置等 | 代替電源設備 |
|------|--------------------------|-------------------------------|--|------------------|
| 発電所外 | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 | テレビ会議システム (有線系, 衛星系) | 緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | | I P 電話 (有線系, 衛星系) | 緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | | I P - F A X (有線系, 衛星系) | 緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | 加入電話設備 | 加入電話 | 緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 | - (通信事業者回線からの給電) |
| | | 加入 F A X | 緊急時対策所 通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | 専用電話設備 | 専用電話 (ホットライン) (地方公共団体向) | 緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |
| | データ伝送設備 | 緊急時対策支援システム伝送装置 | 緊急時対策所 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置 | 緊急時対策所用発電機 |

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

4. 緊急時対策所に設置する通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に係る耐震設計

(1) 緊急時対策所

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）については、転倒防止措置等を実施することで、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に係る耐震措置の概要を図10、11に示す。（SPDSデータ表示装置については、「第34条 緊急時対策所」にて整理する。）

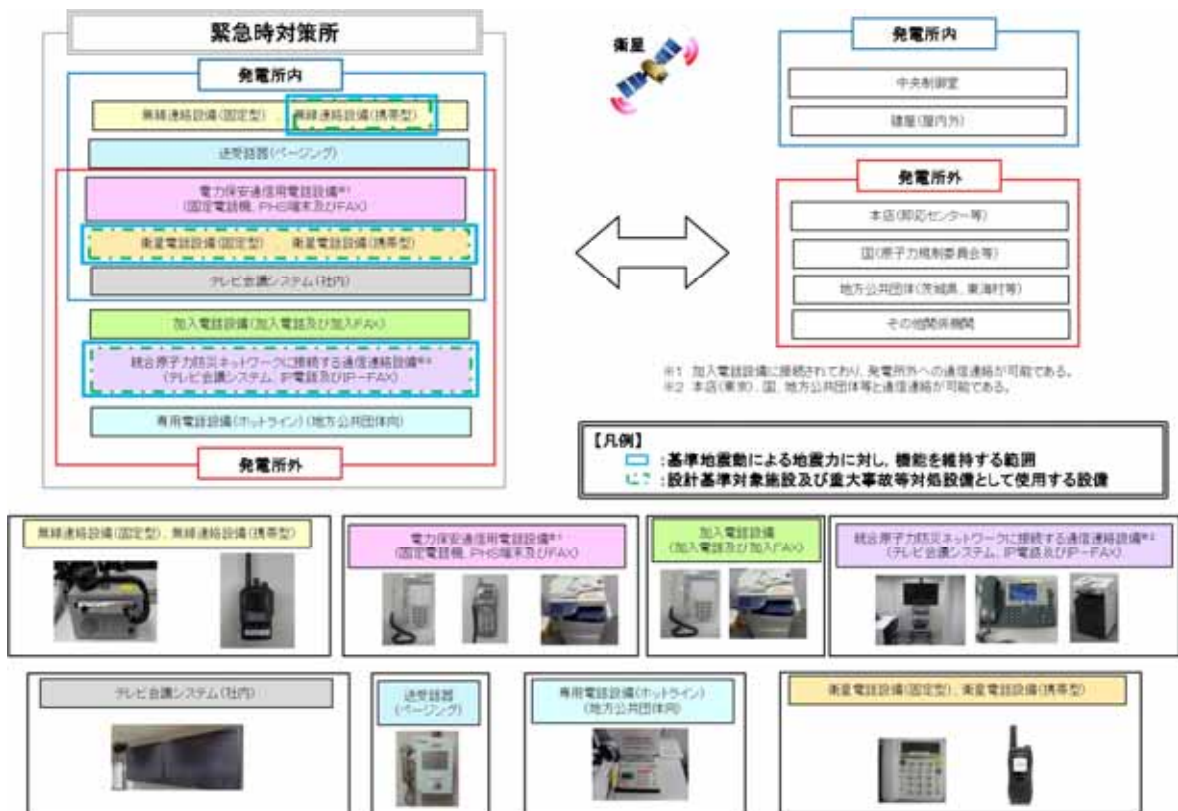


図10 緊急時対策所の通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）
に關わる耐震措置の概要

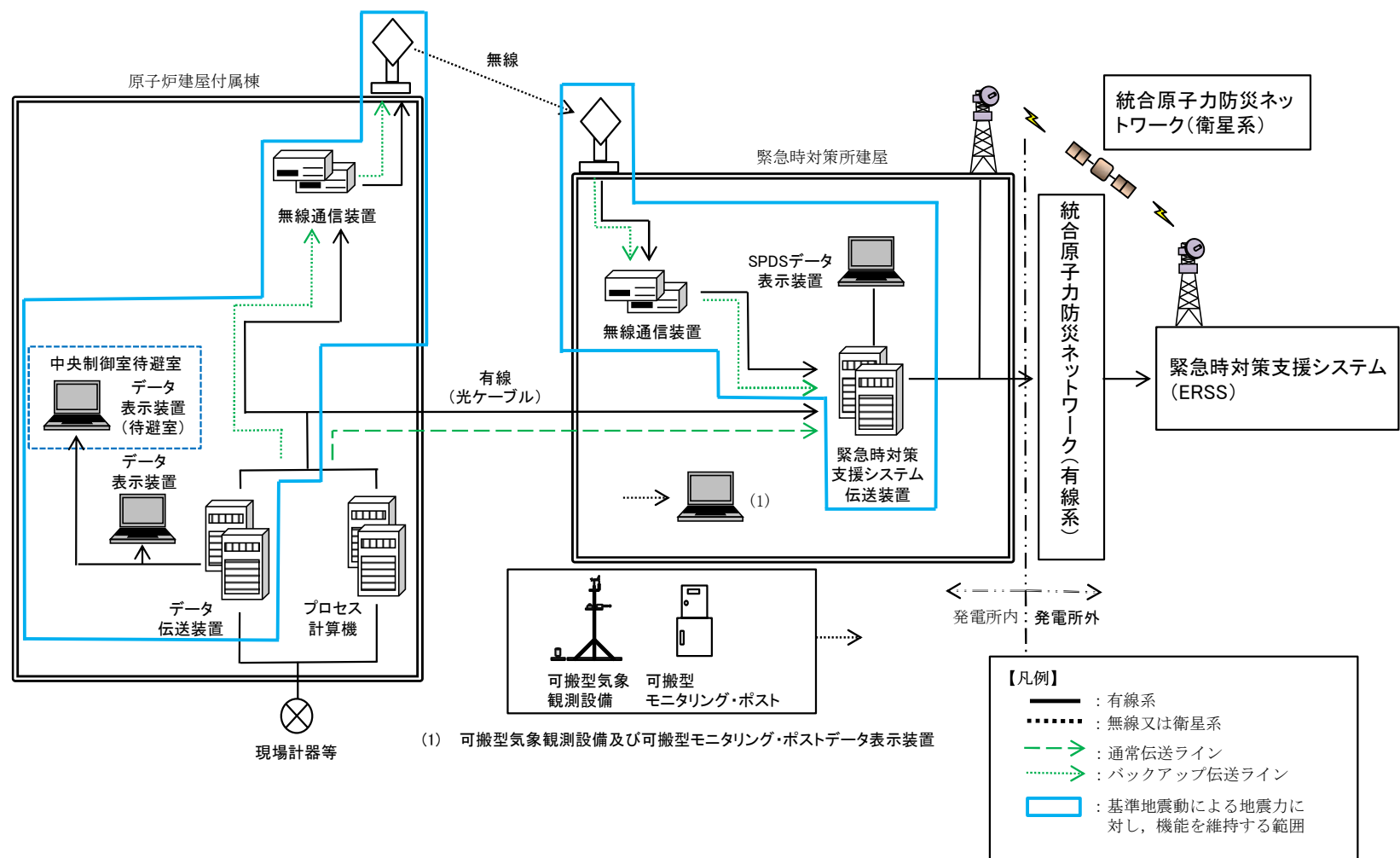
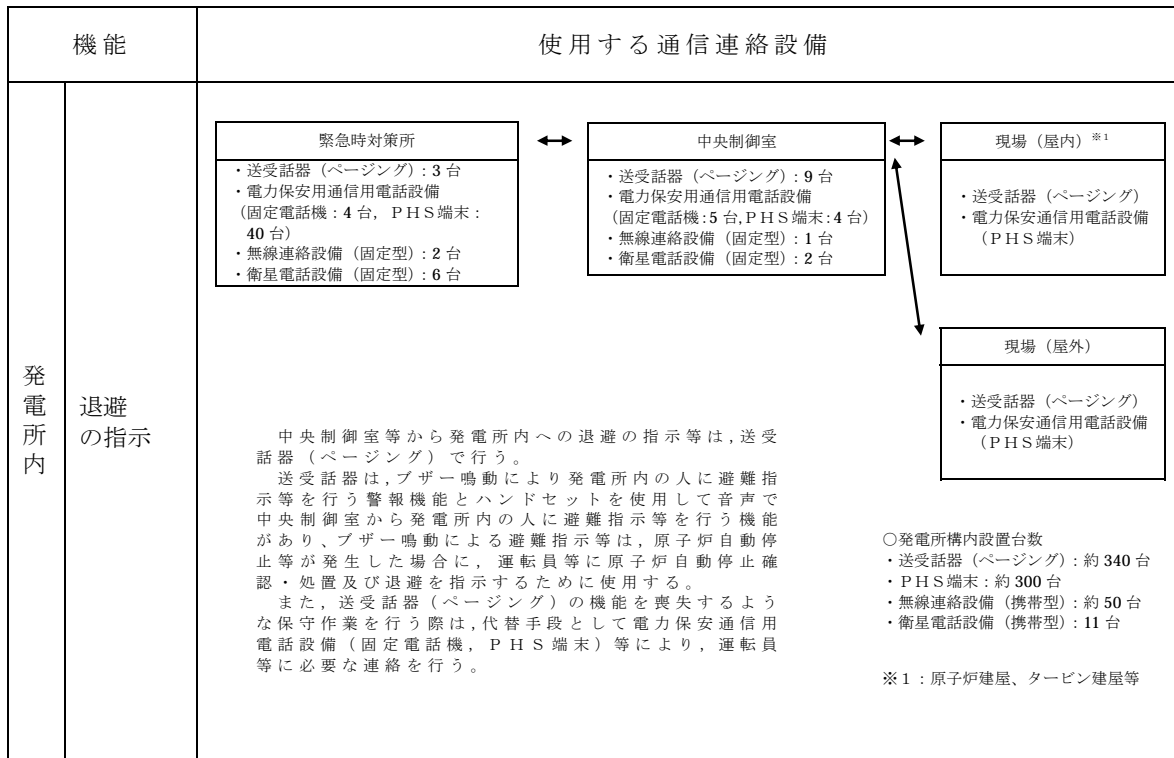


図 1.1 データ伝送設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所外）に関わる耐震措置の概要

5. 機能ごとに必要な通信連絡設備

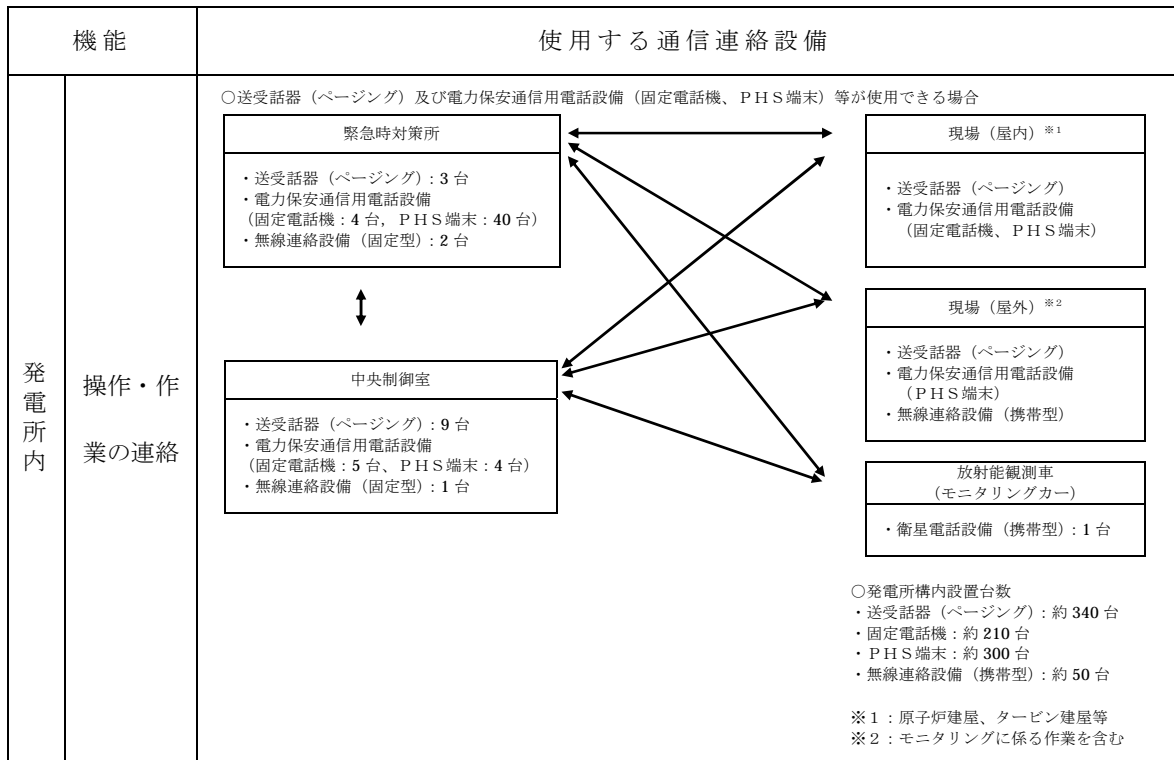
発電所内における「避難の指示」及び「操作・作業の連絡」、発電所外への「通報・連絡等」に必要な通信連絡設備の種類、配備台数等について、通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統図を図12、図13、図14に示す。

通信連絡設備は、使用する要員、連絡先（地方公共団体、その他関係機関等）に、よりすみやかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また、予備品の台数は、これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ、設備が故障した場合もすみやかに代替機器を準備できる台数を整備する。

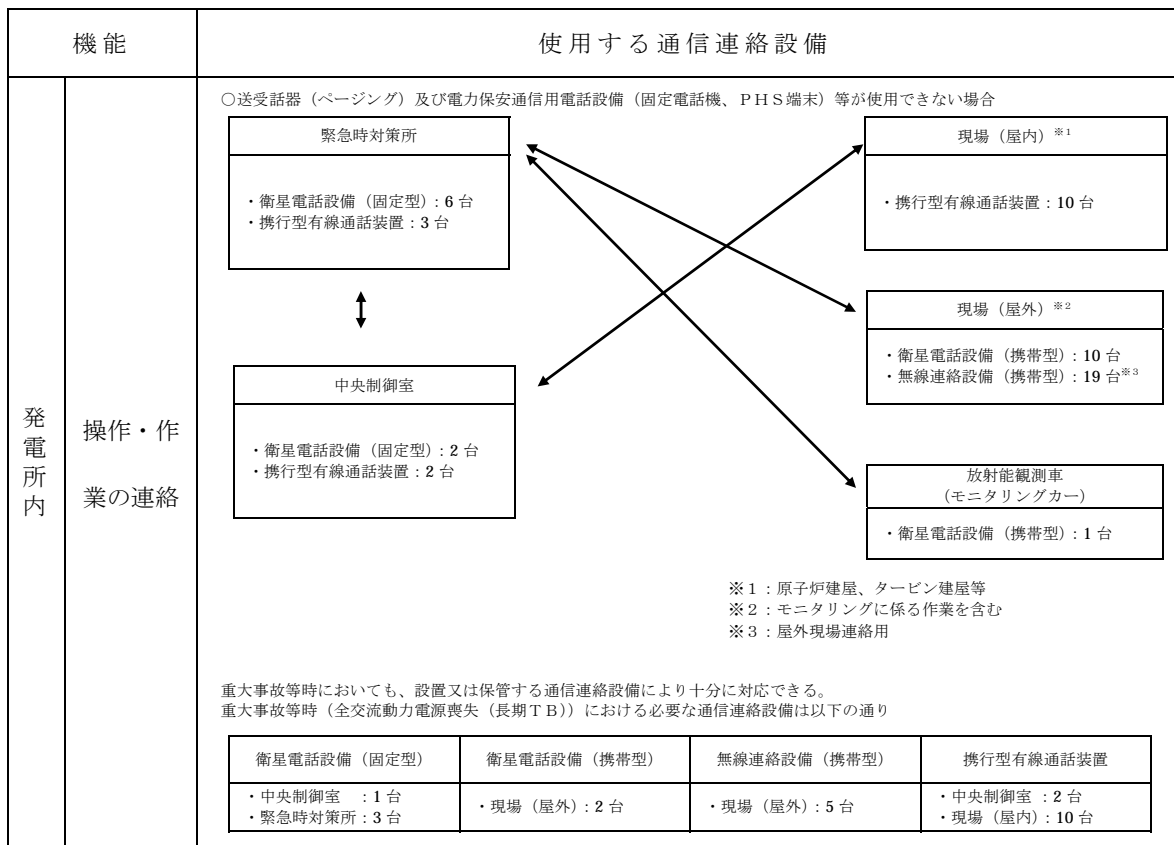


・台数については，今後，訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図 1 2 「退避の指示」における指揮系統図

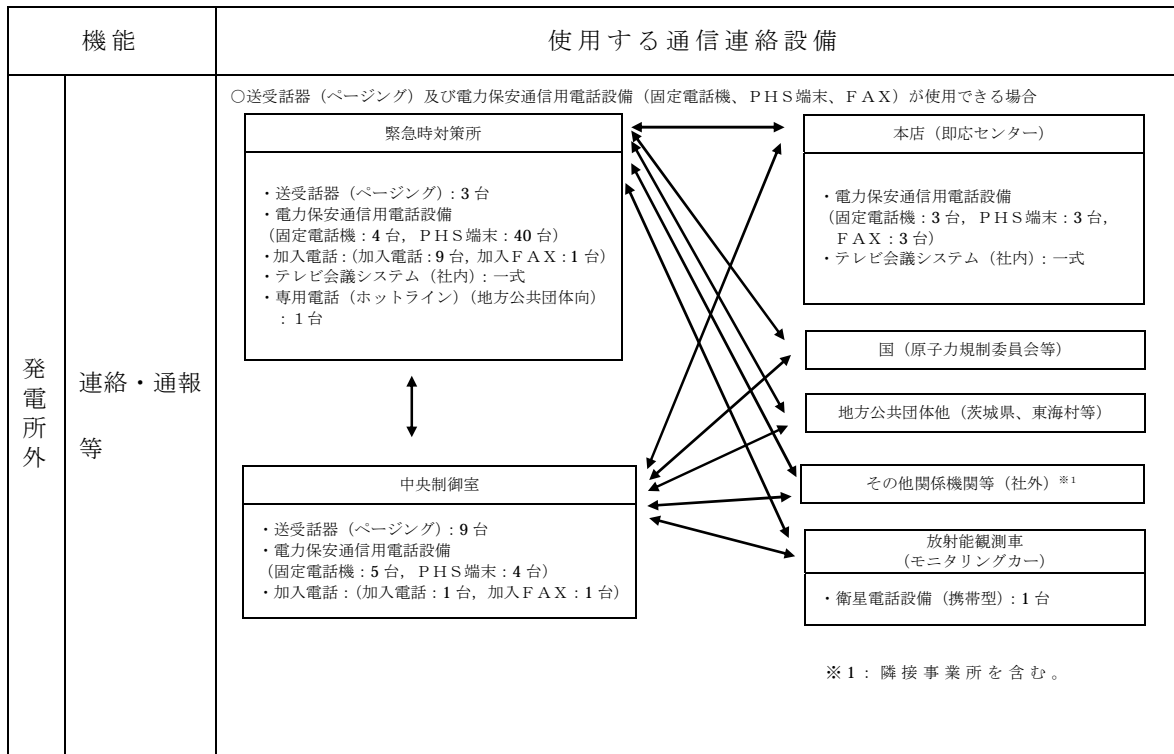


・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

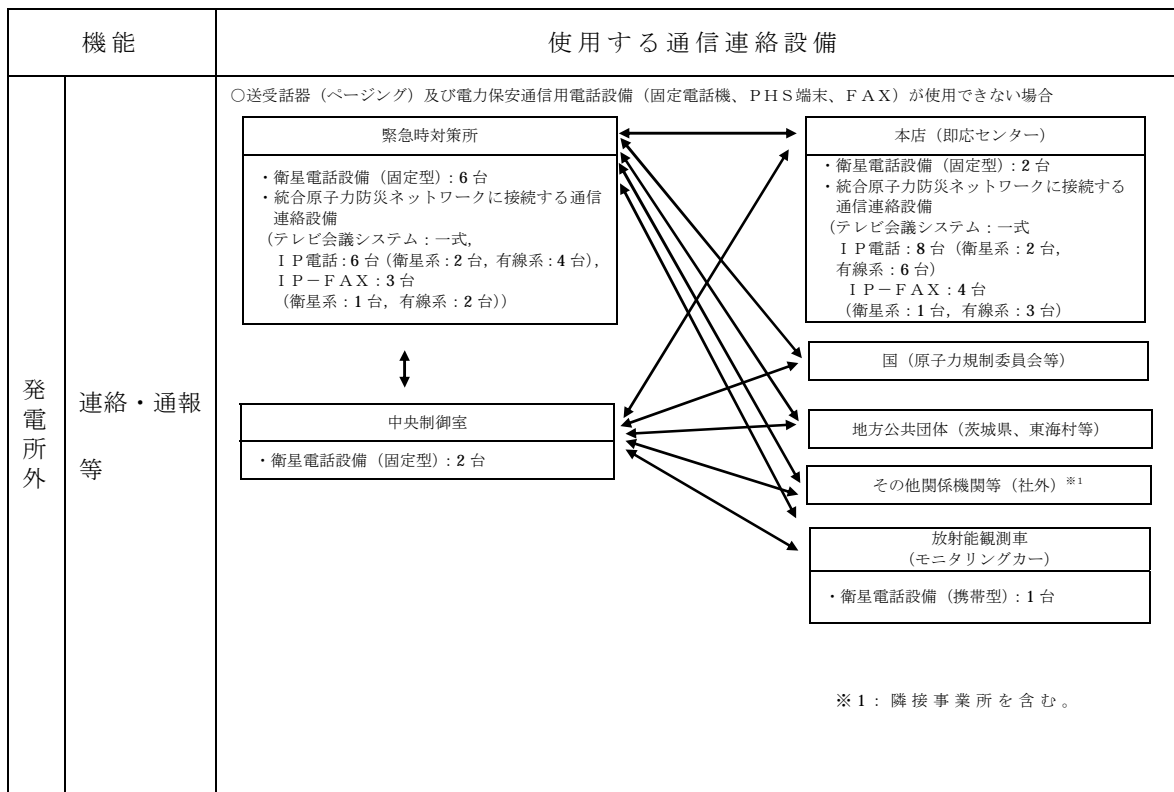


・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図 1 3 「操作・作業の連絡」における指揮系統図



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等をとおして見直しを行う可能性がある。

図 1 4 「連絡、通報等」における指揮系統図

6. 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所について

通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、以下の通信連絡設備を使用する。

○携行型有線通話装置

中央制御室に保管する携行型有線通話装置は、中央制御室と各現場（屋内）間に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており、溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室及び現場（屋内）にて対応する運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員は各自1台を携行し使用する。なお、屋外より合流する重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員が使用する携行型有線通話装置は、合流する運転員が中央制御室より携行する。

○衛星電話設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する衛星電話設備（固定型）は、中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また、屋外の災害対策要員は衛星電話設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし、中央制御室と緊急時対策所間として各1台、

緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各 1 台使用する。

○衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する衛星電話設備（携帯型）は，現場（屋外）と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の災害対策要員の作業ごとに各 1 台を携行し使用する。

○無線連絡設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線連絡設備（携帯型）は，現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各事故シーケンスグループ等で使用する台数とし，現場（屋外）間連絡用として屋外の災害対策要員はツーマンルールであるため 2 名ごとに 1 台を携行し使用する。

携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要及び衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要について，図 1 5 及び図 1 9 に示す。また，各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を表 5，各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置及び衛星電話設備等の台数を表 6，表 7 に示す。

表 5 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例
 (重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

| 作業・操作内容 | 作業・操作場所 | |
|--------------------------|-----------------------|-------------|
| 不要負荷の切り離し操作 | 原子炉建屋附属棟 1階 | C / S 電気室 |
| 受電前準備 | 原子炉建屋附属棟 地下 1, 2 階 | C / S 電気室 |
| 原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水) | 原子炉建屋原子炉棟 4 階 | 北西通路 |
| 原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水) | 原子炉建屋原子炉棟 3 階 | M S I V 保守室 |
| 原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ) | 原子炉建屋原子炉棟 2 階 | 南側通路 |
| 原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ) | 原子炉建屋原子炉棟 1 階 | 南側通路 |



携行型有線通話装置



中継用ケーブルドラム

・写真については，一部イメージを含む。

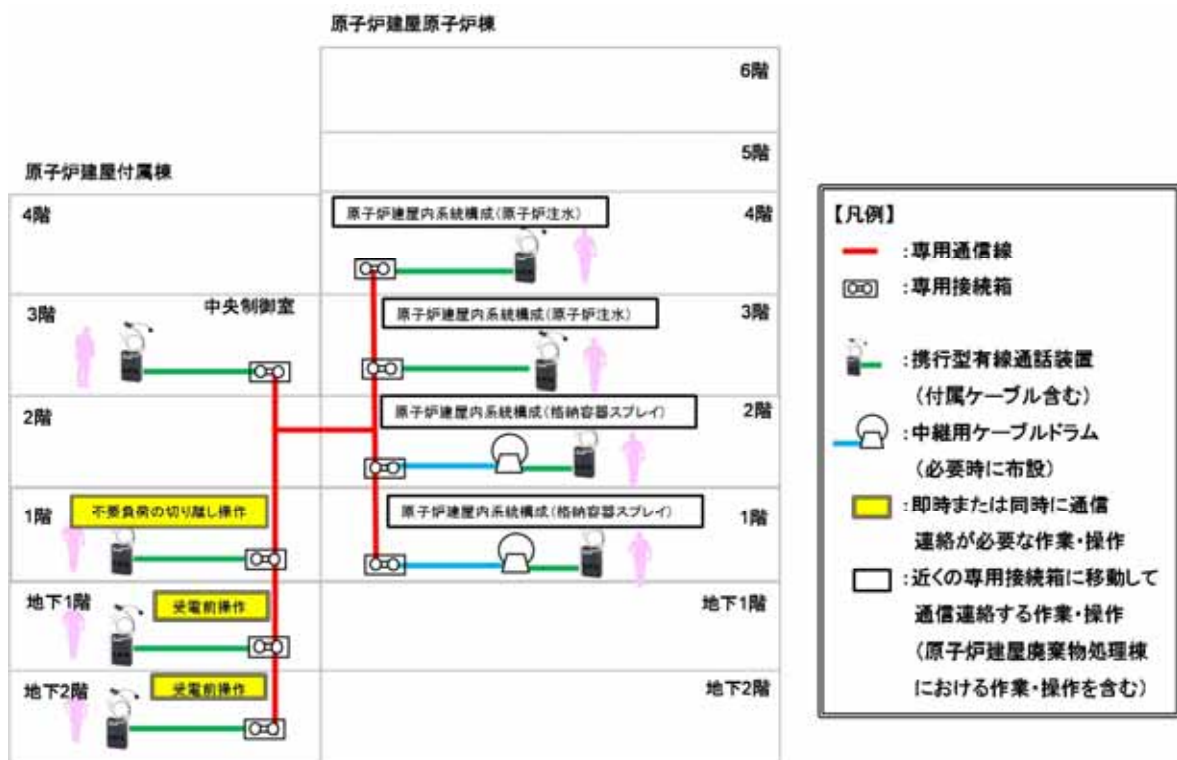


図 1 5 携帯型有線通話装置を用いた通信連絡の概要
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

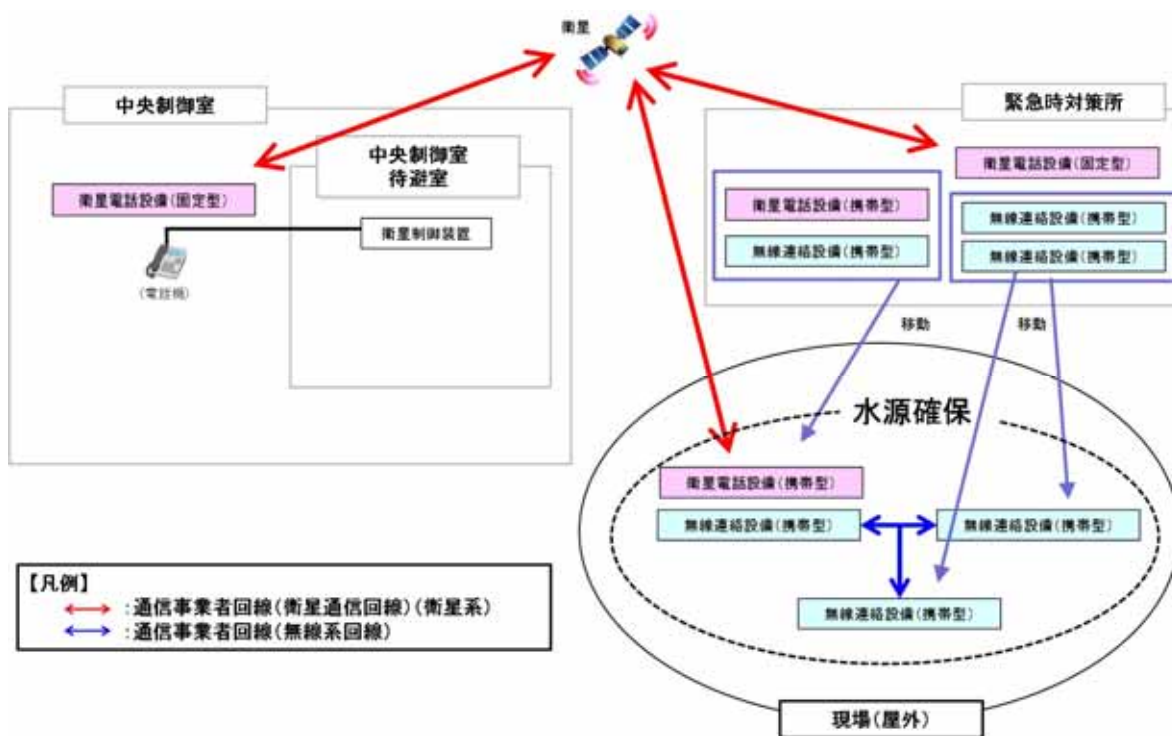


図 1 9 衛星電話設備（固定型）等を用いた通信連絡の概要

表6 各事故シーケンスグループ等で使用する携行型有線通話装置の台数

単位：台

| 各事故シーケンスグループ等 | 使用場所 設備 | 原子炉建屋付属棟 -：作業無 | 原子炉建屋 原子炉棟 -：作業無 | 原子炉建屋 廃棄物処理棟 -：作業無 | 計 ^(注1) | | |
|---|----------------------------|--|------------------------|--------------------------|-------------------|----------------|----|
| | | | | | | 中央制御室 -：作業無 | |
| 運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止) | ①-1 | 高圧・低圧注水機能喪失 | 2 | - | - | 3 | 5 |
| | ①-2 | 高圧注水・減圧機能喪失 | - | - | - | - | - |
| | ①-3-1 | 全交流動力電源喪失(長期TB) | 2 | 2 | 8 | - | 12 |
| | ①-3-2 | 全交流動力電源喪失(TBD, TBU) | 2 | 2 | 8 | - | 12 |
| | ①-3-3 | 全交流動力電源喪失(TBP) | 2 | 2 | 8 | - | 12 |
| | ①-4-1 | 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) | 2 | 2 | - | - | 4 |
| | ①-4-2 | 崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合) | 2 | - | - | 3 | 5 |
| | ①-5 | 原子炉停止機能喪失 | - | - | - | - | - |
| | ①-6 | LOCA時注水機能喪失 | 2 | - | - | 3 | 5 |
| ①-7 | 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) | 2 | - | 4 | - | 6 | |
| ①-8 | 津波浸水による注水機能喪失 | 2 | 2 | 8 | - | 12 | |
| 重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止) | ②-1-1 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合) | 2 | 2 | - | - | 4 |
| | ②-1-2 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合) | 2 | 2 | - | 3 | 7 |
| | ②-2 | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | 2 | 2 | - | 3 | 7 |
| | ②-3 | 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | 2 | 2 | - | 3 | 7 |
| | ②-4 | 水素燃焼 | 2 | 2 | - | 3 | 7 |
| | ②-5 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 | 2 | 2 | - | 3 | 7 |
| 使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止) | ③-1 | 想定事故1 | - | - | - | - | - |
| | ③-2 | 想定事故2 | - | - | - | - | - |
| 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止) | ④-1 | 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) | 2 | 2 | - | - | 4 |
| | ④-2 | 全交流動力電源喪失 | 2 | 2 | - | - | 4 |
| | ④-3 | 原子炉冷却材の流出 | - | - | - | - | - |
| | ④-4 | 反応度の誤投入 | - | - | - | - | - |

・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。

(注1)：中央制御室へ現場用(中央制御室必要分含め)として12台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

表7 各事故シーケンスグループ等で使用する衛星電話設備等の台数

単位：台

| 各事故シーケンスグループ等 | | 使用場所 | 設備 | | | |
|---|-------|--|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|
| | | | 屋内 (中央制御室) －：作業無 | 屋内 (緊急時対策所) －：作業無 | 屋外 －：作業無 | |
| | | | 衛星電話設備 (固定型) ^(注1) | 衛星電話設備 (固定型) ^(注1) | 衛星電話設備 (携帯型) ^(注2) | 無線連絡設備 (携帯型) ^(注3) |
| 運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止) | ①-1 | 高压・低圧注水機能喪失 | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-2 | 高压注水・減圧機能喪失 | — | — | — | — |
| | ①-3-1 | 全交流動力電源喪失(長期T B) | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-3-2 | 全交流動力電源喪失(T B D, T B U) | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-3-3 | 全交流動力電源喪失(T B P) | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-4-1 | 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) | — | — | — | — |
| | ①-4-2 | 崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合) | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-5 | 原子炉停止機能喪失 | — | — | — | — |
| | ①-6 | L O C A時注水機能喪失 | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ①-7 | 格納容器バイパス(インターフェイスシステムL O C A) | — | — | — | — |
| | ①-8 | 津波浸水による注水機能喪失 | 1 | 3 | 2 | 5 |
| 重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止) | ②-1-1 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合) | — | — | — | — |
| | ②-1-2 | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合) | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ②-2 | 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | — | — | — | — |
| | ②-3 | 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | — | — | — | — |
| | ②-4 | 水素燃焼 | — | — | — | — |
| | ②-5 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 | — | — | — | — |
| 使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止) | ③-1 | 想定事故1 | 1 | 3 | 2 | 5 |
| | ③-2 | 想定事故2 | 1 | 3 | 2 | 5 |
| 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止) | ④-1 | 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) | — | — | — | — |
| | ④-2 | 全交流動力電源喪失 | — | — | — | — |
| | ④-3 | 原子炉冷却材の流出 | — | — | — | — |
| | ④-4 | 反応度の誤投入 | — | — | — | — |


・台数については、今後、訓練等とおして見直しを行う可能性がある。
 (注1)：中央制御室へ2台、緊急時対策所へ6台(予備1台)を設置するため、重大事故等においても対応できる。
 (注2)：緊急時対策所へ11台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。
 (注3)：緊急時対策所へ19台(予備1台)を保管するため、重大事故等においても対応できる。


機能毎に必要な通信設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

| 機能 | 通信実施場所 | | | |
|-------------------|------------|--|----------------------------|--|
| | 場所 | 使用する通信連絡設備 (発電所内) | 場所 | 使用する通信連絡設備 |
| 操作, 作 業の連 絡 | 中央 制御室 | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 携行型有線通話装置 | 現場 (屋内) | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 携行型有線通話装置 |
| | 中央 制御室 | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型) | 緊急時 対策所 | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型) |
| | 現場 (屋内) | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 携行型有線通話装置 | 現場 (屋内) | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 携行型有線通話装置 |
| | 現場 (屋外) | ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型) | 現場 (屋外) | ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型) |
| | 緊急時 対策所 | ① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機) ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (固定型) ② 衛星電話設備 (固定型) | 現場 (屋外) | ① 電力保安通信電話設備 (P H S 端末) ① 送受話器 (ページング) ② 無線連絡設備 (携帯型) ② 衛星電話設備 (携帯型) |
| | 緊急時 対策所 | ① 衛星電話設備 (固定型) | モニタリ ング (放射能 観測車) | ① 衛星電話設備 (携帯型) |

凡例

丸数字：優先順位

 : 重大事故等対処設備

 : 自主対策設備


機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（1 / 2）


| 機能 | 通信実施場所 | | | | | | |
|------------|------------------------------|----------------------|------------------------------|----|----------------------|---------------------------|----|
| | 場所 | 使用する通信連絡設備 (発電所外) | | 場所 | 使用する通信連絡設備 (発電所外) | | |
| 通報, 連絡等 | 緊急時 対策所 | T V 会議 | ① テレビ会議システム（社内） | 本店 | T V 会議 | ① テレビ会議システム（社内） | |
| | | | ② テレビ会議システム※ ¹ | | | ② テレビ会議システム※ ¹ | |
| | | 電話 | ① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） | | 電話 | ① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） | |
| | | | ① 電力保安通信用電話設備（PHS端末） | | | ① 電力保安通信用電話設備（PHS端末） | |
| | | | ② 加入電話設備（加入電話） | | | ② 加入電話設備（加入電話） | |
| | | | ③ 衛星電話設備（固定型） | | | ③ 衛星電話設備（固定型） | |
| | | F A X | ④ I P 電話※ ¹ | | F A X | ④ I P 電話※ ¹ | |
| | | | ① 電力保安通信用電話設備（F A X） | | | ① 電力保安通信用電話設備（F A X） | |
| | | | ② 加入電話設備（加入 F A X） | | | ② 加入電話設備（加入 F A X） | |
| | 緊急時 対策所 | T V 会議 | ③ I P - F A X ※ ¹ | 国 | T V 会議 | - | |
| | | | ① テレビ会議システム※ ¹ | | | | 電話 |
| | | 電話 | ① I P 電話※ ¹ | | F A X | | |
| | | | ① 電力保安通信用電話設備（固定電話機） | | | | |
| | | | ① 電力保安通信用電話設備（PHS端末） | | | | |
| F A X | ② 加入電話設備（加入電話） | F A X | | | | | |
| | ③ 衛星電話設備（固定型） | | | | | | |
| F A X | ① I P - F A X ※ ¹ | F A X | | | | | |
| | ① 電力保安通信用電話設備（F A X） | | | | | | |
| F A X | ② 加入電話設備（加入 F A X） | F A X | | | | | |
| | ② 加入電話設備（加入 F A X） | | | | | | |

※ 1 : 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字 : 優先順位

 : 重大事故等対処設備

 : 自主対策設備


機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（2 / 2）


| 機能 | 通信実施箇所 | | | | |
|---|------------|-----------------------------|--|-------------------------------|----------------------|
| | 場所 | 使用する通信連絡設備 (発電所外) | | 場所 | 使用する通信連絡設備 (発電所外) |
| 通報, 連絡等 | 緊急時 対策所 | 電話 | ① IP電話※ ¹ | 地方 公共 団体, その他 関係等 | 電話 |
| | | | ① 電力保安通信用 電話設備(固定 電話機) | | |
| ① 電力保安通信用 電話設備(PH S 端末) | | | | | |
| ② 加入電話設備 (加入電話) | | | | | |
| ② 専用電話設備 (専用電話(ホ ットライン) (地方公共団体 向)) | | | | | |
| ③ 衛星電話設備 (固定型) | | | | | |
| F A X | F A X | ① IP-F A X※ ¹ | モニ タリ ング (放 射能 観測 車) | F A X | |
| | | ① 電力保安通信用 電話設備(F A X) | | | |
| | | ② 加入電話設備 (加入 F A X) | | | |
| 緊急時 対策所 | 電話 | ① 衛星電話設備 (固定型) | 電話 | ① 衛星電話設備(携帯型) | |

※ 1 : 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字 : 優先順位

 : 重大事故等対処設備

 : 自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡設備に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.19.2.1(1)(d) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

<リンク先> 1.18.2.2(1) 緊急時対策所データ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順

2. 1.19.2.1(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

3. 1.19.2.2(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

4. 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

<リンク先> 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順
1.18.2.4 緊急時対策所用発電機による給電