

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 114
提出年月日	平成 29 年 3 月 12 日

東海第二発電所

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

平成 30 年 3 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.7 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 手順のリンク先について

添付資料1.7.11 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
- ・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（代替残留熱除去系海水系として使用）

(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
- ・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
- ・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

- ・ 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
- ・ 第一弁（S／C側）バイパス弁
- ・ 第一弁（D／W側）バイパス弁

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，第二弁操作室空気ポンプ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ブ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
- ・ 第二弁操作室遮蔽
- ・ 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・ 差圧計

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

iv) 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを停止可能と判断した場合に、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）を供給する手段がある。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

(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ボンベ

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.7.1(2) a. (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」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サプレッション・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、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水系ストレーナは重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.7.1(2) a. (b) 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」で使用する設備のうち、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、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、差圧計、遠隔人力操作機構、可搬型窒素供給装置及び圧力開放板は重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.7.1(2) a. (b) ii) 遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作

室空気ポンプユニット（空気ポンプ）及び差圧計は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

「1.7.1(2) a. (b) iv) 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。

・ 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格納容器スプレイを実施するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系A系による原子炉注水

及び格納容器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格納容器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系注入弁を開とするとともに、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系による格納容器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系による格納容器スプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑲発電長は、運転員等に代替循環冷却系A系による格納容器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系格納容器スプレィ弁を開とする。

㉑運転員等は中央制御室にて、格納容器スプレィが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレィ流量の流量上昇、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。

㉒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」における格納容器スプレィ開始及び停止の判断基準に従い格納容器スプレィを実施し、発電長に報告する。

㉓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ィ冷却系（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、第二弁操作室空気ポンプ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：原子炉格納容器内を冷却する対応手段と設備により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。なお、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の対応手順は、「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のテロリズムへの対応における事項」にて整備する。

(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°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。

⑲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，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、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、第二弁操作室空気ポンベユニット空気ボンベ集合弁及び第二弁操作室空気ポ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から受ける放射線量は低下しているとともに，格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁により作業が可能な放射線環境である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水中型ポンプ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 1.7.4，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

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。

㉒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。

㉓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。

㉔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。

㉕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。

㉖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℃到達で格納容器スプレイを実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、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。

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・プールへ移送する。

(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

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^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^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。

②⑥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。

②⑦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。

②⑧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。

②⑨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。

③⑩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。

③⑪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。

③⑫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。

③⑬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。

③④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。

③⑤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）のスプレイヘッダ（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、サブプレッション・プール水 pH 制御装置が使用可能な場合。

b. 操作手順

サブプレッション・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、運転員等にサブプレッション・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 スプレー弁及び残留熱除去系 B 系 S / C スプレー弁の閉を確認する。
- 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場合に、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ラインの優先順位は以下のとおり。

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。

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, 対応設備, 手順書一覧 (1/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
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①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ ^{※2} 緊急用海水系ストレーナ	重大事故等対処設備
			関連設備	サブプレッション・チェンバ ^{※3} 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 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 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。

※3: 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。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
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②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ ^{※2} 残留熱除去系海水系ストレーナ	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
			関連設備	サプレッション・チェンバ ^{※3} 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 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
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 ^③	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備
				サブプレッション・チェンバ ^{※3} 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 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (4/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
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)	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	主要設備	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プユニット (空気ポンベ) 差圧計 遠隔人力操作機構 圧力開放板	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
			関連設備	可搬型窒素供給装置 ・窒素供給装置 ・窒素供給装置用電源車 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 移送ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ ^{※3} 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※3} 西側淡水貯水設備 ^{※3} 代替淡水貯槽 ^{※3} 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 (サブプレッション・チェンバを含む) 真空破壊弁 窒素供給配管・弁 第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) 移送配管・弁 補給水配管・弁 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 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。

※3: 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。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (5/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
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)	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	主要設備	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プユニット (空気ポンベ) 差圧計 遠隔人力操作機構 圧力開放板	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	自主対策設備	
			関連設備	可搬型窒素供給装置 ・窒素供給装置 ・窒素供給装置用電源車 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 移送ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ ^{※3} 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※3} 西側淡水貯水設備 ^{※3} 代替淡水貯槽 ^{※3} 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 (サブプレッション・チェンバを含む) 真空破壊弁 窒素供給配管・弁 第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) 移送配管・弁 補給水配管・弁 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備	
	淡水タンク ^{※3}	自主対策設備				

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 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。

※3: 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。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}	
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	主要設備	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	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
			関連設備	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	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (7/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス(窒素)による系統内の置換	主要設備	可搬型窒素供給装置 ・窒素供給装置 ・窒素供給装置用電源車	重大事故等対処設備
			関連設備	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 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 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。

※3: 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。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (8/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器負圧破損の防止	主要設備	可搬型窒素供給装置 ・窒素供給装置 ・窒素供給装置用電源車	重大事故等対処設備
			関連設備	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 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 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。

※3: 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。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入	主要設備	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ	自主対策設備
			関連設備	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備
			関連設備	残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド サブプレッション・プール水 pH 制御装置 配管・弁 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 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	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) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹ 代替循環冷却系ポンプ入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉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) ※ ¹
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		

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 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	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) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	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) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サプレッション・プール水温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器内水素濃度※ ²
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器内酸素濃度※ ²
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹
		補機監視機能	モニタリング・ポスト

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 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	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) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 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	判断基準	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1}
	操作	最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1}
d. 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換	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 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1}
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器内水素濃度 ^{※2}
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器内水素濃度 ^{※2}
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器内酸素濃度 ^{※2}
e. フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器内水素濃度 ^{※2}
		原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器内酸素濃度 ^{※2}
	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 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1}
	f. フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準
操作		最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1} フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

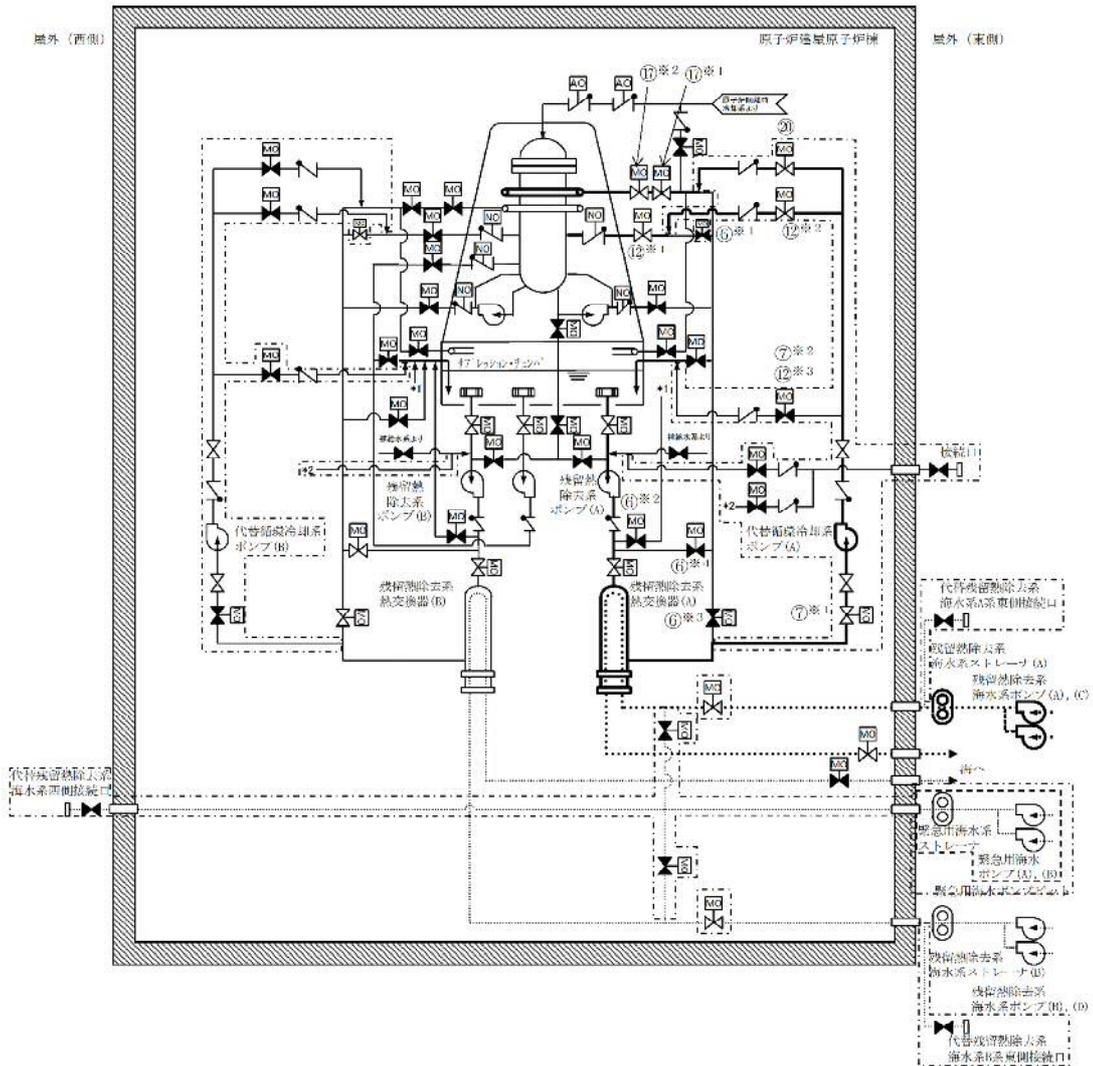
監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 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	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) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

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
	弁
	逆止弁
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

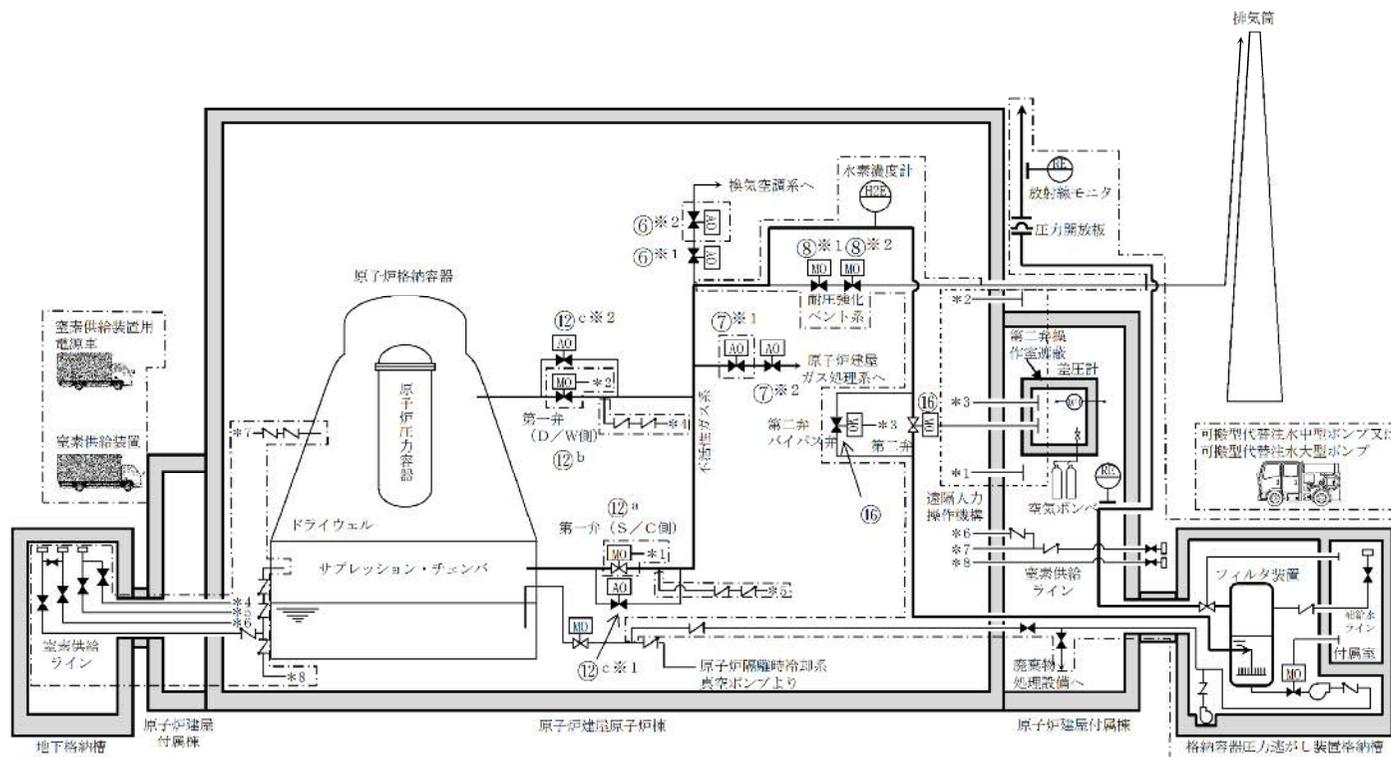
第 1.7-1 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要



		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替循環冷却系による原子炉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	必要な負荷の電源切替え操作				系統構成		原子炉注水開始操作				※1
			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



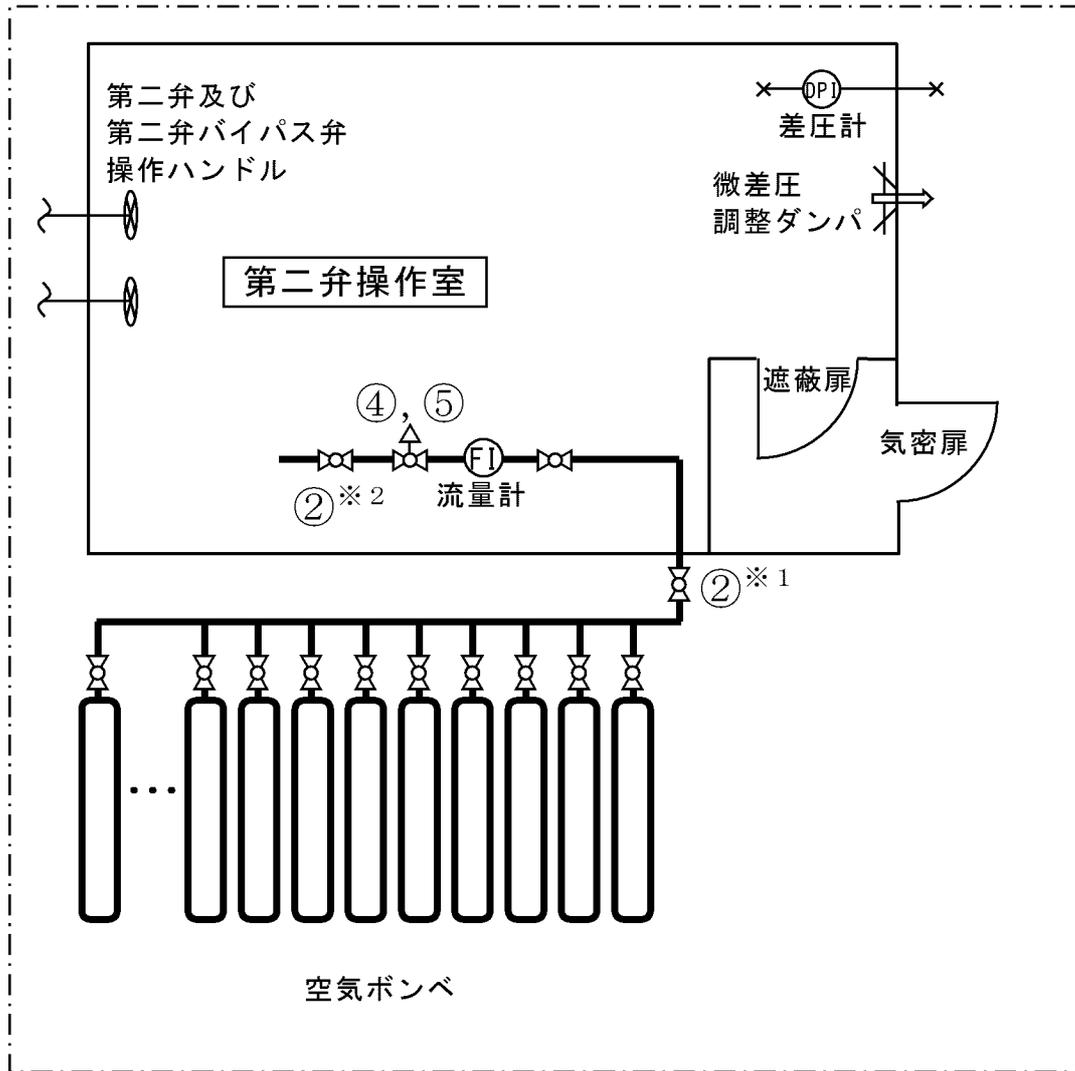
凡例

	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

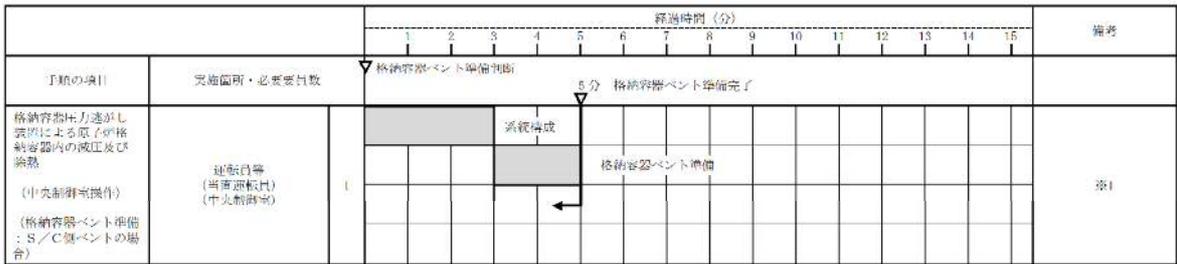
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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。

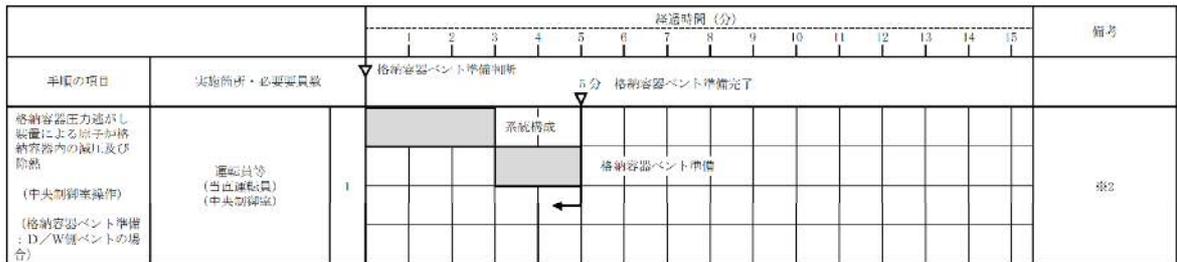
凡例

	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



※1：第一弁（S/C側）パ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。



※2：第一弁（D/W側）パ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。



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・必要員数	格納容器ベント準備判断															
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) (第二弁操作室までの移動)	重大事故等 対応要員	3															

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・必要員数	サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5m到達															
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															

		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・必要員数	サブプレッション・プール水位が通常水位+6.4m到達															
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															※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)

		経過時間(分)															備考	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	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

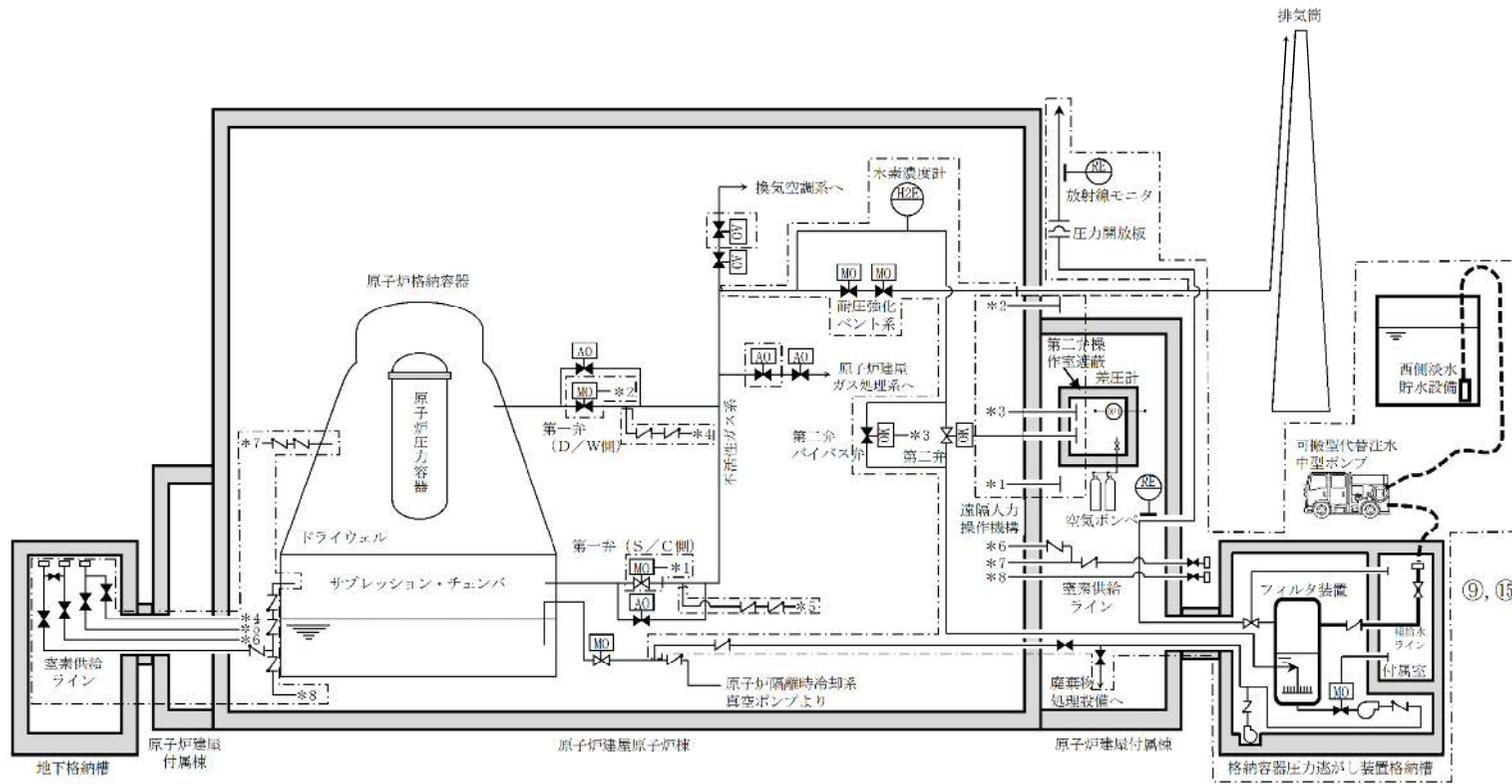
※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合、第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

		経過時間(分)															備考	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	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)	専大事務等 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。現場対応を専大事務等対応要員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)



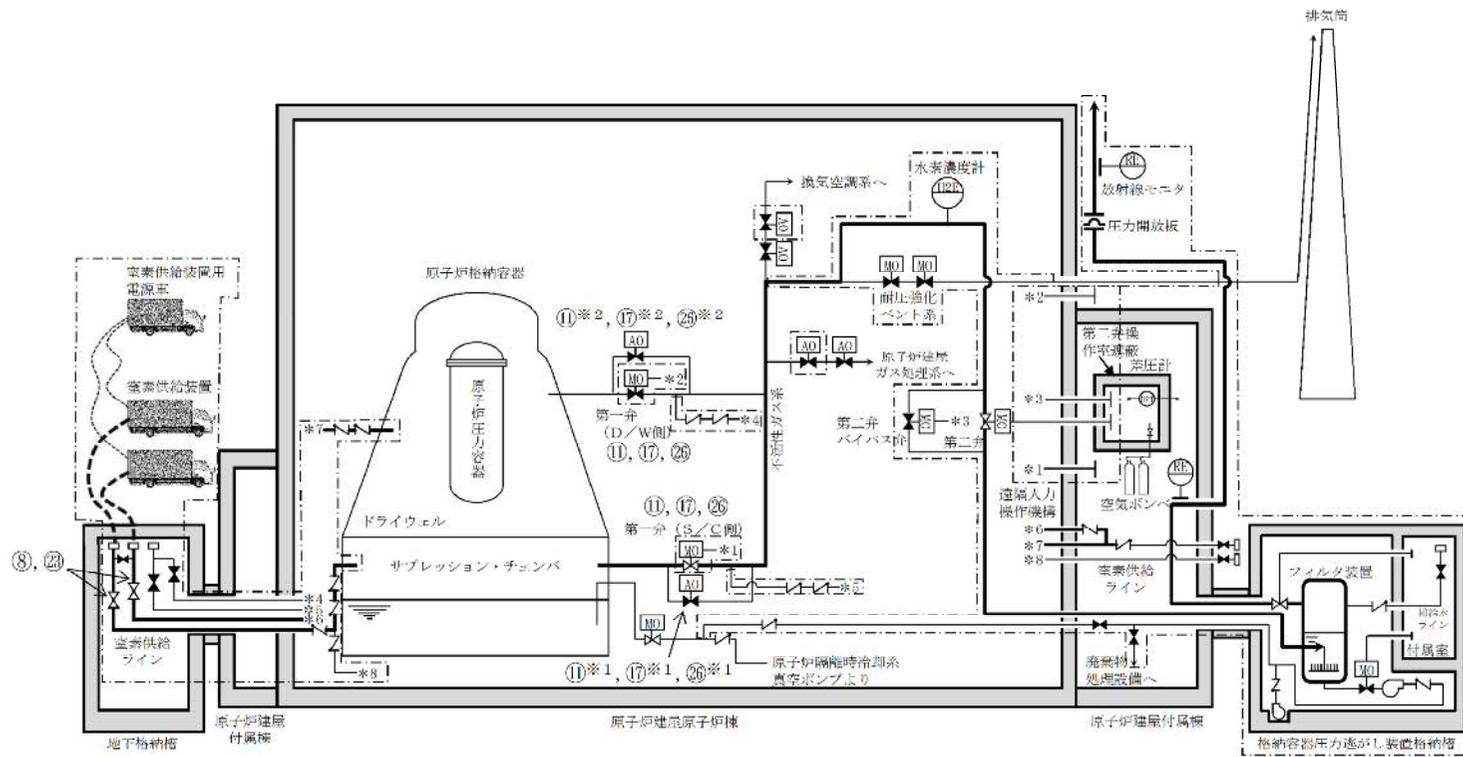
凡例

	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	フィルタ弁ト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



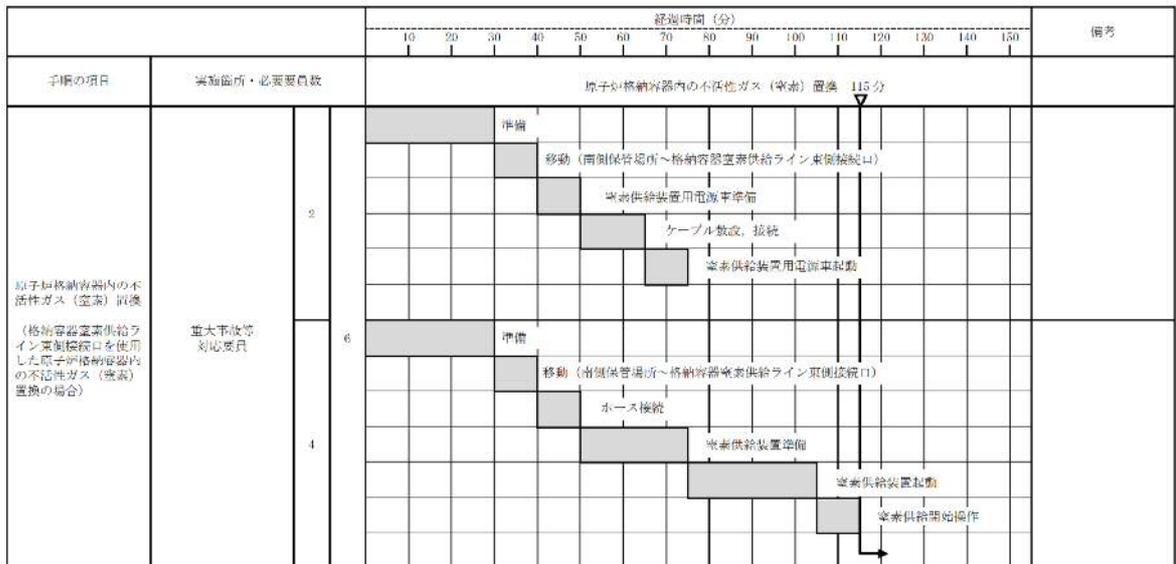
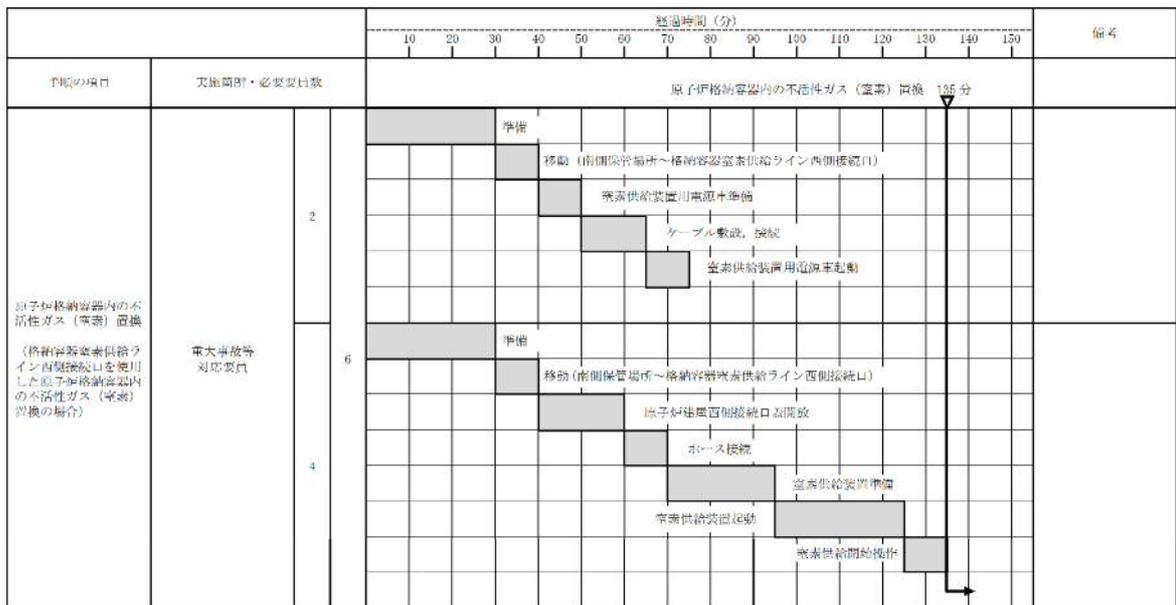
凡例

	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

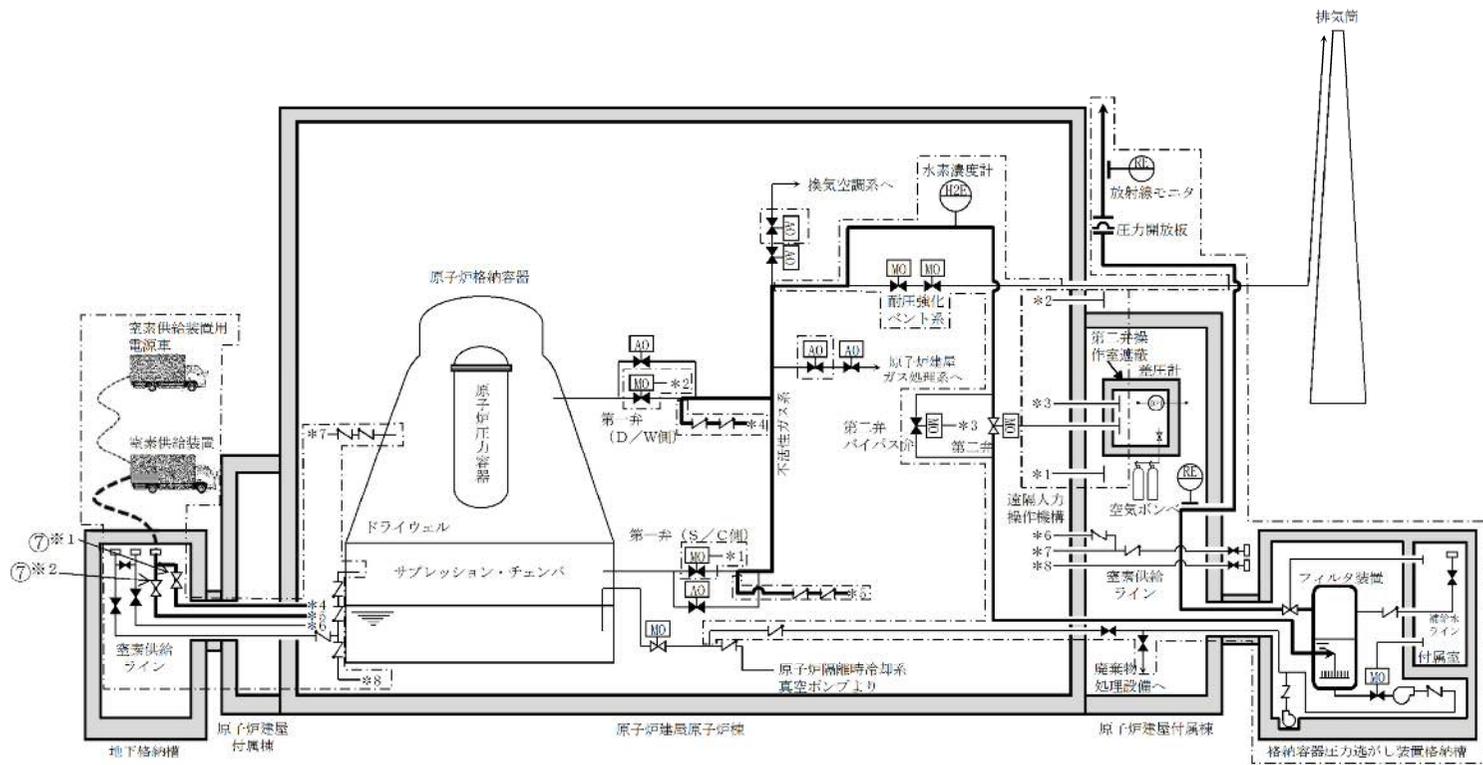
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧, ⑳	窒素ガス補給弁 (S/C側及びD/W側)	⑪※ ¹ , ⑰※ ¹ , ⑳※ ¹	第一弁 (S/C側) バイパス弁
⑪, ⑰, ⑳	第一弁 (S/C側又はD/W側)	⑪※ ² , ⑰※ ² , ⑳※ ²	第一弁 (D/W側) バイパス弁

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

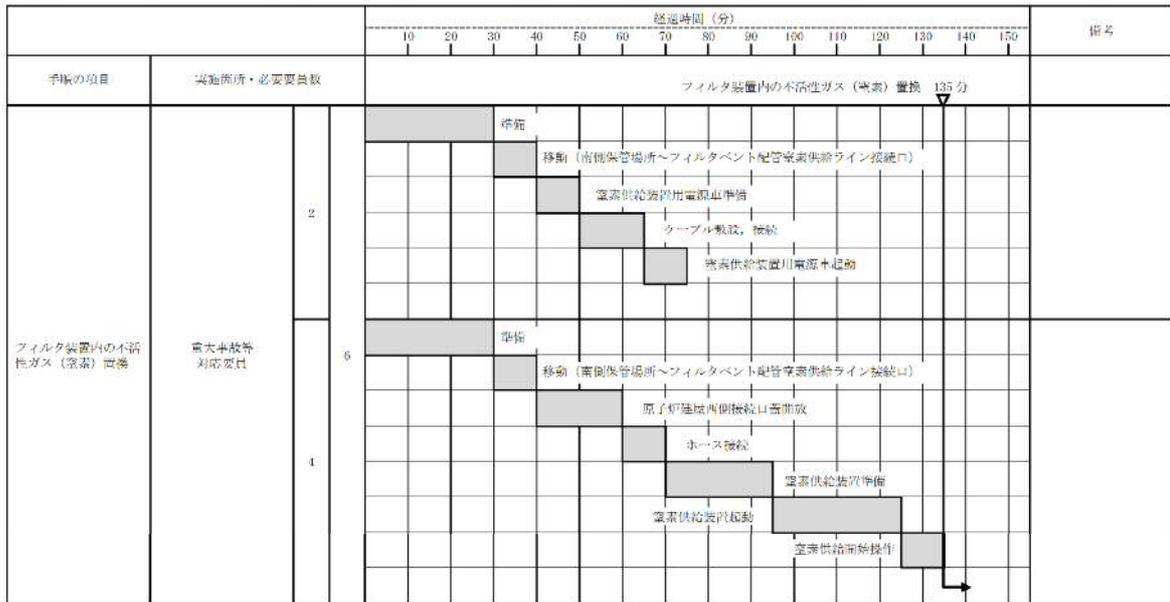


凡例	
	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

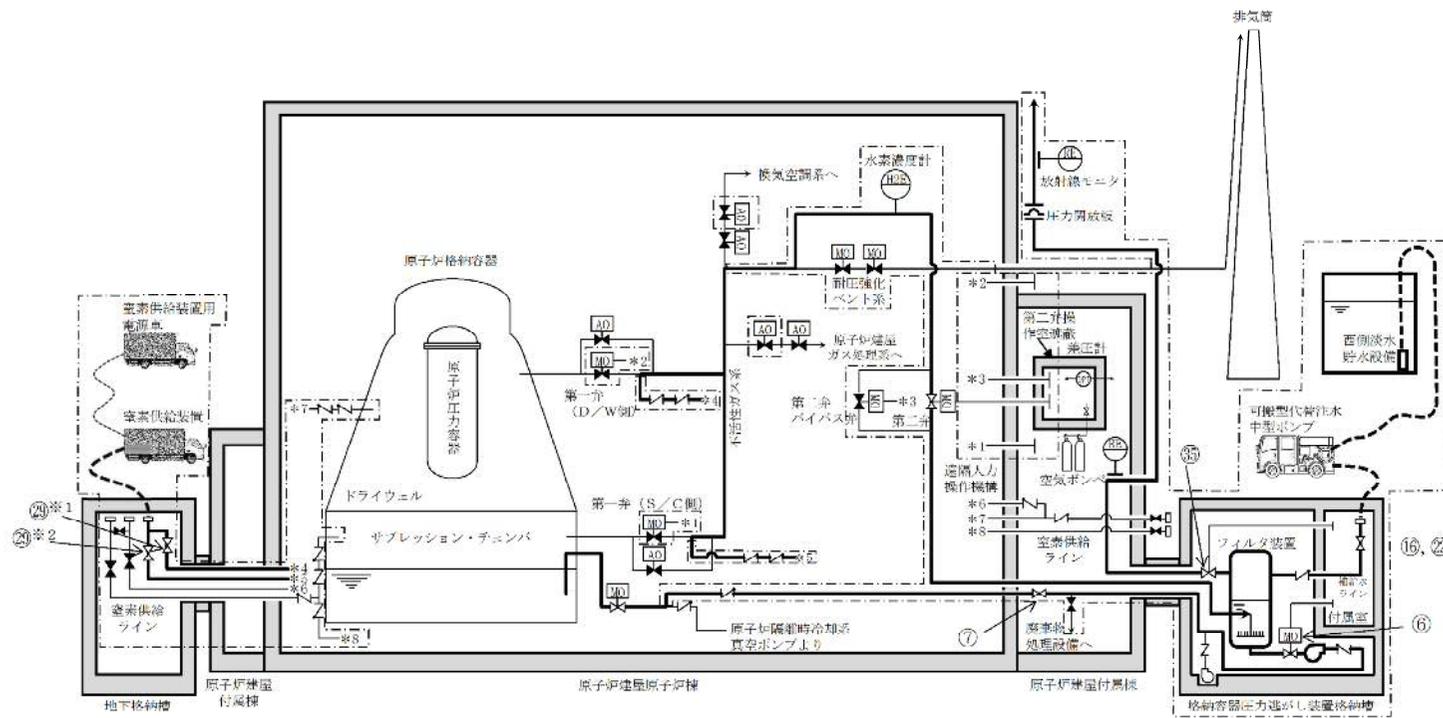
操作手順	弁名称
⑦※1, ⑦※2	フィルタ弁装置窒素供給ライン元弁

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



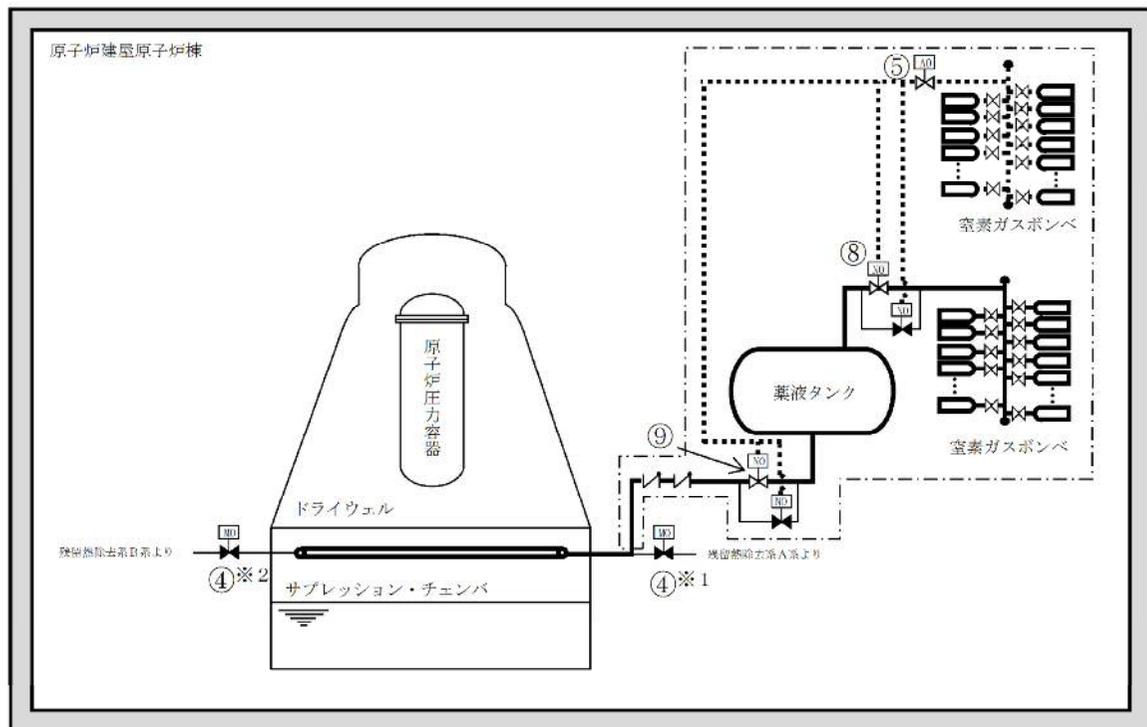
凡例

	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	フィルタバント装置移送ライン止め弁	⑳*1, ⑳*2	フィルタバント装置窒素供給ライン元弁
⑦	フィルタバ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
⑯, ㉒	フィルタバ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



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

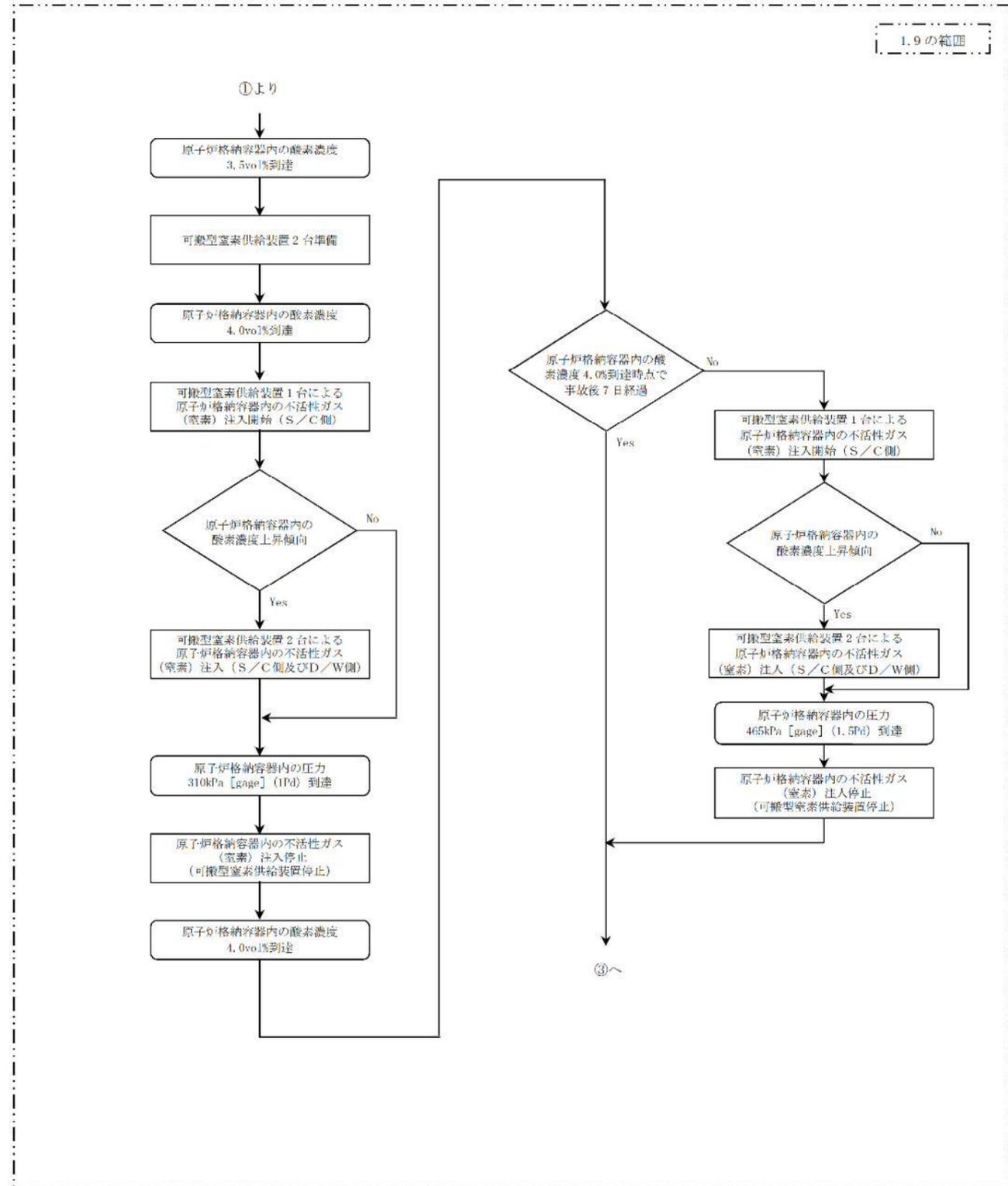
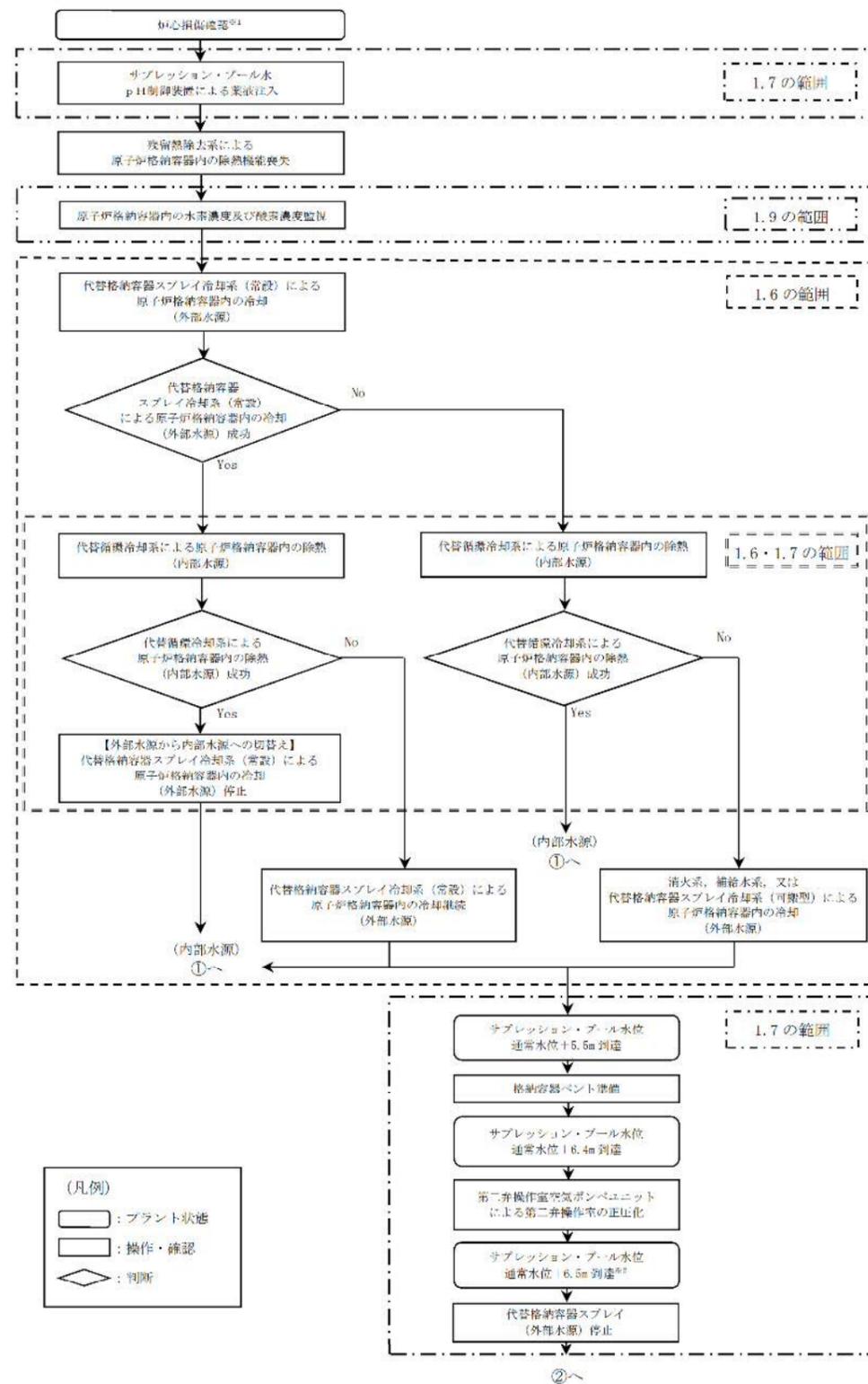
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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。

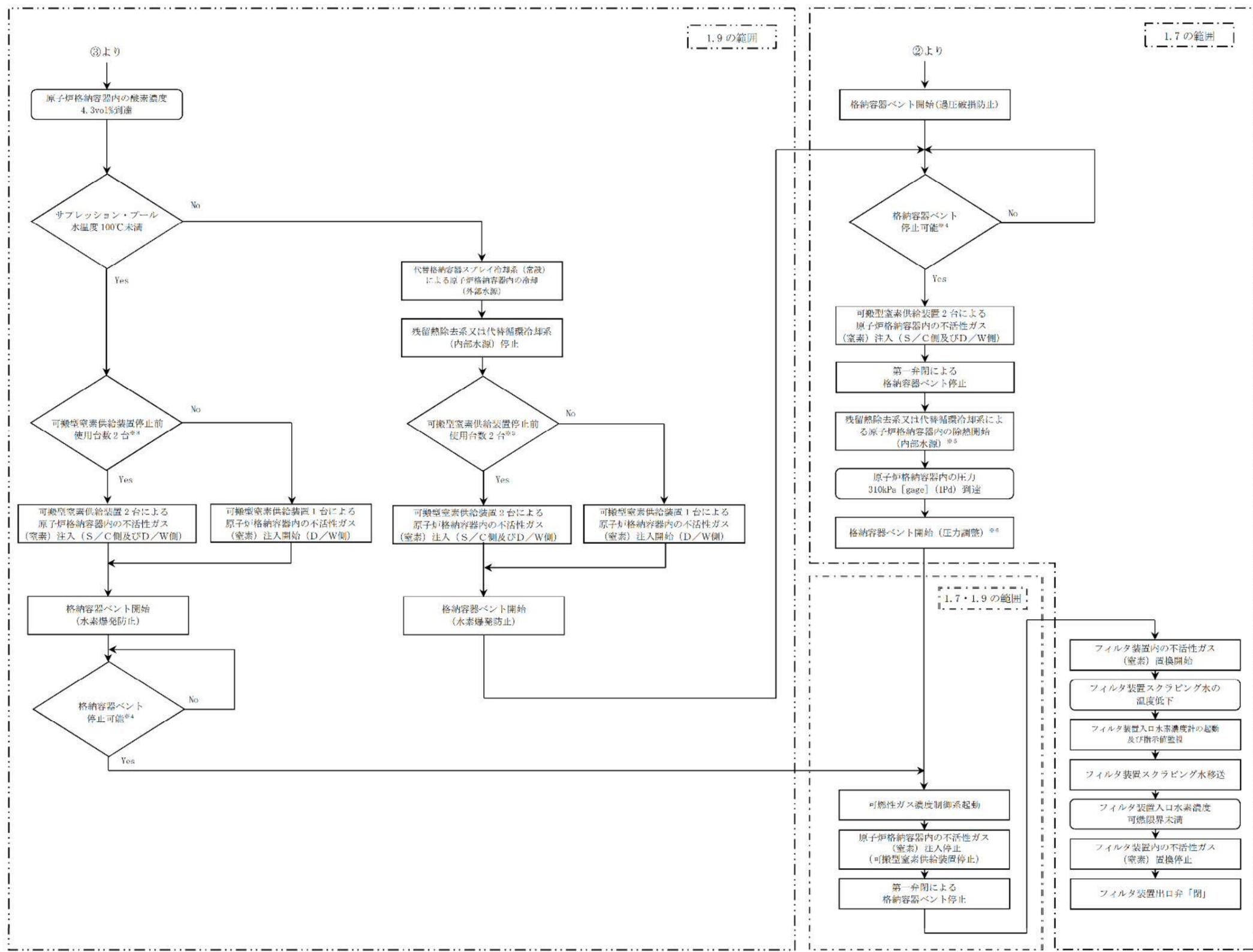
第 1.7-14 図 サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)												備考								
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24									
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)	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		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)開による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

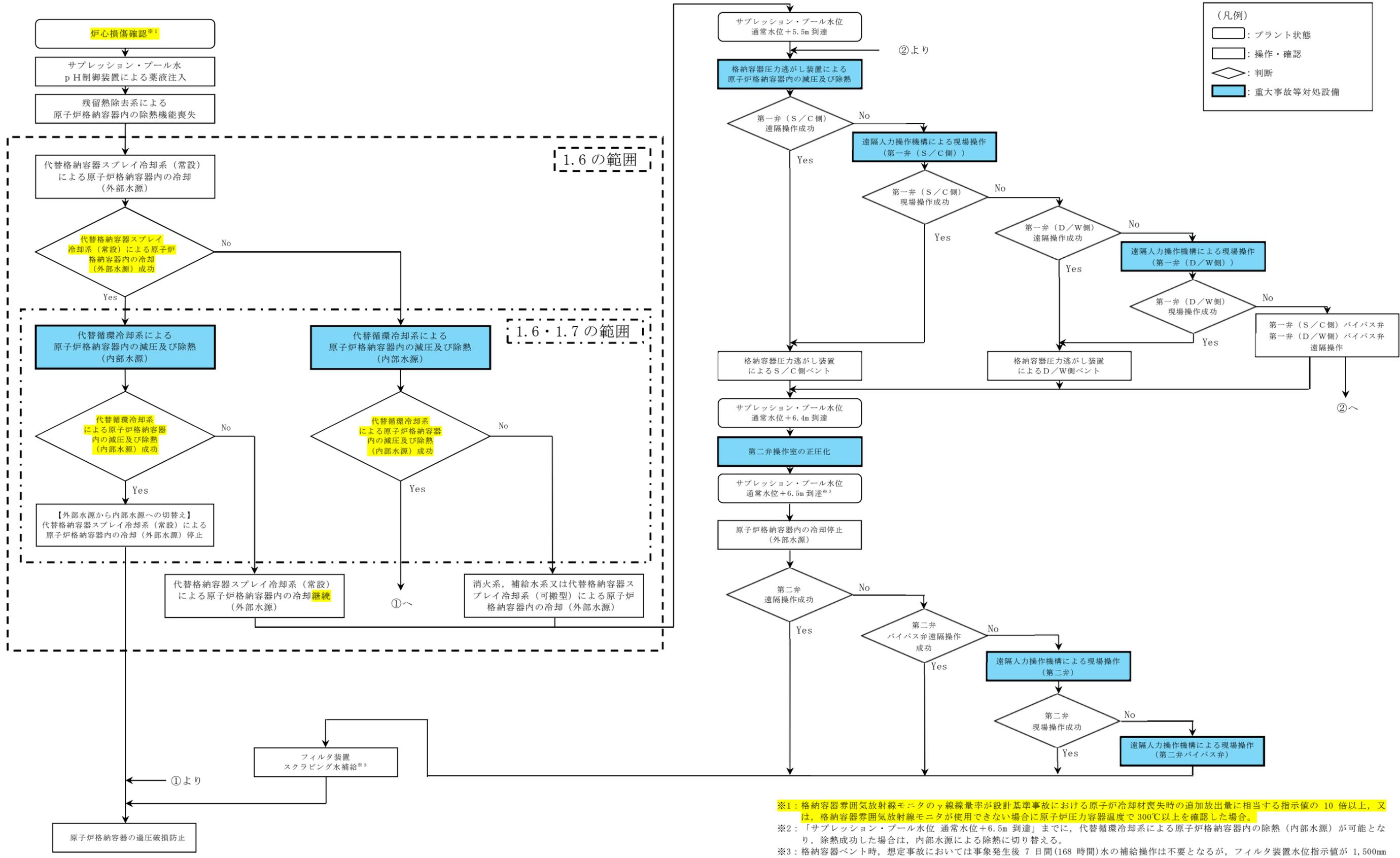
※4: 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (IPd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

※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。

(凡例)
 □ : プラント状態
 □ : 操作・確認
 ◇ : 判断

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)



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】 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】 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、原子炉格納容器パウンドリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】 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、原子炉格納容器パウンドリ（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パウンドリをいう。）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設けなければならない。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンドリを維持」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、「原子炉格納容器パウンドリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンドリ（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パウンドリをいう。）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、「原子炉格納容器パウンドリ（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パウンドリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1)原子炉格納容器の過圧破損の防止 a)炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、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。 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。 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。 a)格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a)格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪

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。	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。	—
(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	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。	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 ⑬
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	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。	⑭ ⑮ ⑯
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑦	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
(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	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 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					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①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩	-	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③	代替循環冷却系ポンプ
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	サブプレッション・チェンバ	既設				サブプレッション・チェンバ
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水系ストレーナ	新設				代替循環冷却系配管・弁
	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・スプレイヘッド
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設				原子炉圧力容器
	原子炉圧力容器	既設				原子炉格納容器
	原子炉格納容器	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料給油設備
	燃料給油設備	新設				-
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	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設				-
	サブプレッション・チェンバ	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				-
	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・スプレイヘッド	既設				-
	原子炉圧力容器	既設				-
	原子炉格納容器	既設				-
	常設代替交流電源設備	新設				-
	燃料給油設備	新設				-
-	-	-	-	-	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プ
-	-	-	-	-		サブプレッション・チェンバ
-	-	-	-	-		残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド
-	-	-	-	-		サブプレッション・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 (4/8)

重大事故等対処設備					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①	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑰ ⑱ 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②	フィルタ装置
	第一弁 (S/C側)	既設				第二弁
	第一弁 (D/W側)	既設				第二弁バイパス弁
	第二弁	新設				圧力開放板
	第二弁バイパス弁	新設				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
	第二弁操作室遮蔽	新設				第二弁操作室遮蔽
	第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンペ)	新設				第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンペ)
	差圧計	新設				差圧計
	遠隔人力操作機構	新設				遠隔人力操作機構
	可搬型窒素供給装置	新設				可搬型窒素供給装置
	フィルタ装置遮蔽	新設				フィルタ装置遮蔽
	配管遮蔽	新設				配管遮蔽
	移送ポンプ	新設				移送ポンプ
	可搬型代替注水中型ポンプ	新設				可搬型代替注水中型ポンプ
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	西側淡水貯水設備	新設				西側淡水貯水設備
	代替淡水貯槽	新設				代替淡水貯槽
	不活性ガス系配管・弁	既設				不活性ガス系配管・弁
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				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	新設				格納容器圧力逃がし装置配管・弁
	原子炉格納容器	既設				原子炉格納容器
	真空破壊弁	既設				真空破壊弁
	窒素供給配管・弁	新設				窒素供給配管・弁
	第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)	新設				第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)
	移送配管・弁	新設				移送配管・弁
	補給水配管・弁	新設				補給水配管・弁
	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
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
可搬型代替直流電源設備	新設	可搬型代替直流電源設備				
燃料給油設備	新設	燃料給油設備				
-	-	-	淡水タンク			

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					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 ⑯	-		
	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					
-	-	-	-	-	サブ プレッ ション 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 サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・スプ レイヘッド サブプレッション・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)

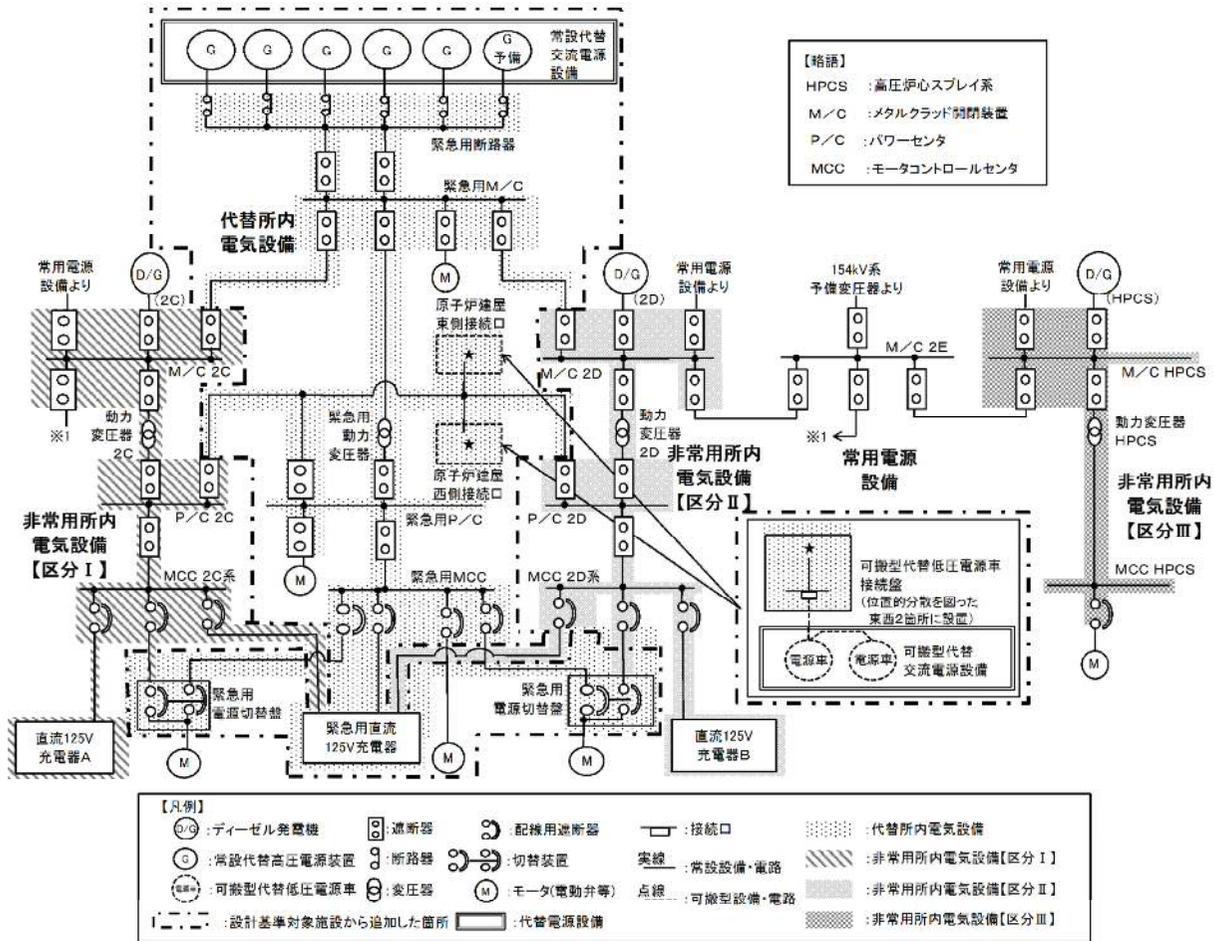
技術的能力審査基準 (1.7)	適合方針
(4)放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置からの被ばくを低減する手段として，フィルター装置遮蔽及び配管遮蔽を整備する。

自主対策設備仕様

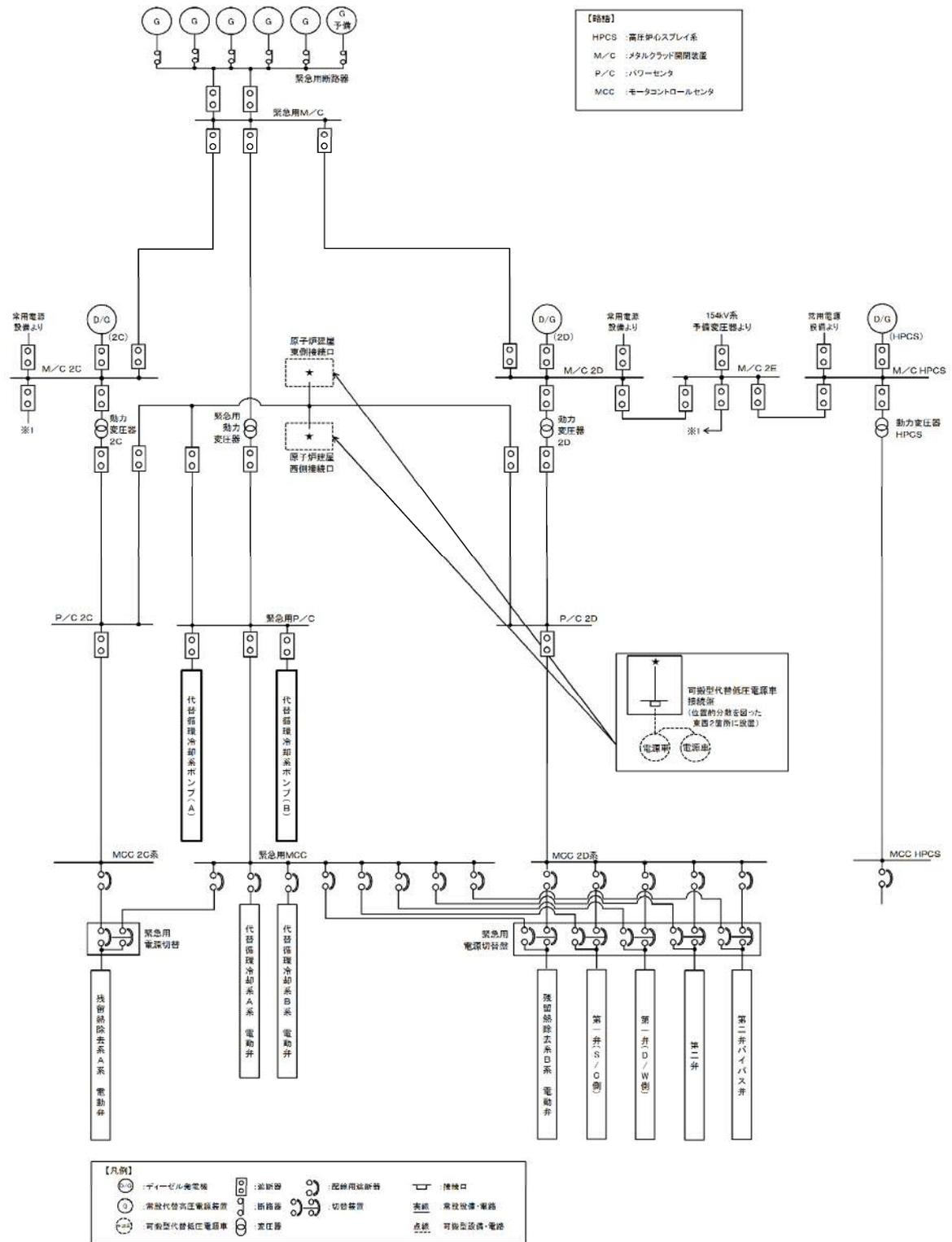
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※ ¹	約 1,320m ³ /h (1台当たり)	約 140m	4台
蓄圧タンク加圧用窒素ガス ボンベ	可搬	—	約 47L (1本当たり)	—	30本
薬液タンク※ ²	常設	Sクラス	7m ³	—	1基

※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



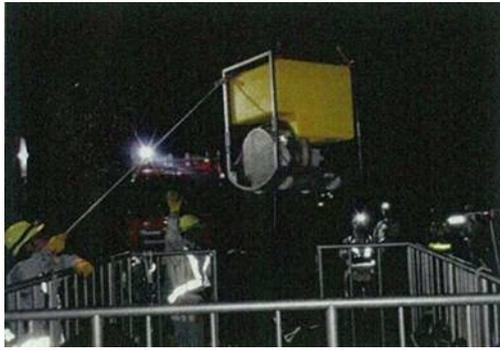
車両操作訓練（ポンプ起動）



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プレッション・プールに移送する。

(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）

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・プール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。

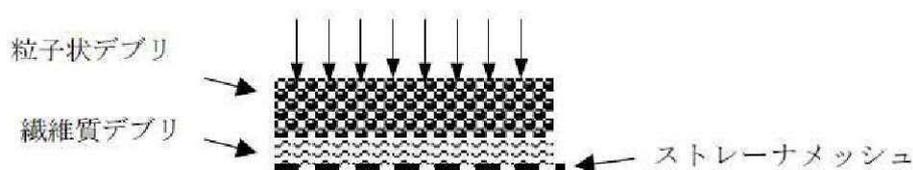
重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL部（ドライウェル部）に蓄積することからサブプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからオーバフローし、ベント管を通じてサブプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻

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）



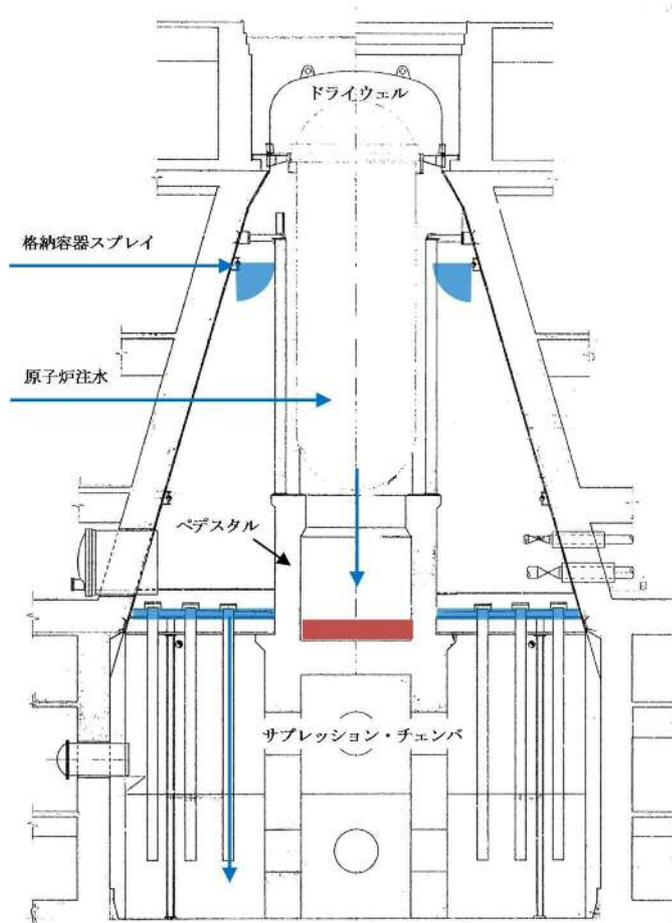
第1図 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC 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、GSI-191 において議論されているサンプ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 (ドライウェル部) であり、代替循環冷却系の水源となるサブプレッション・プール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 (ドライウェル部) 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・プールへ流入することとなる。(第 2 図)

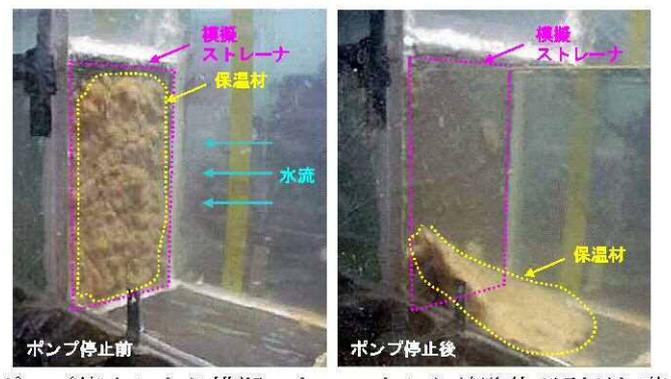
粒子化した熔融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、熔融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



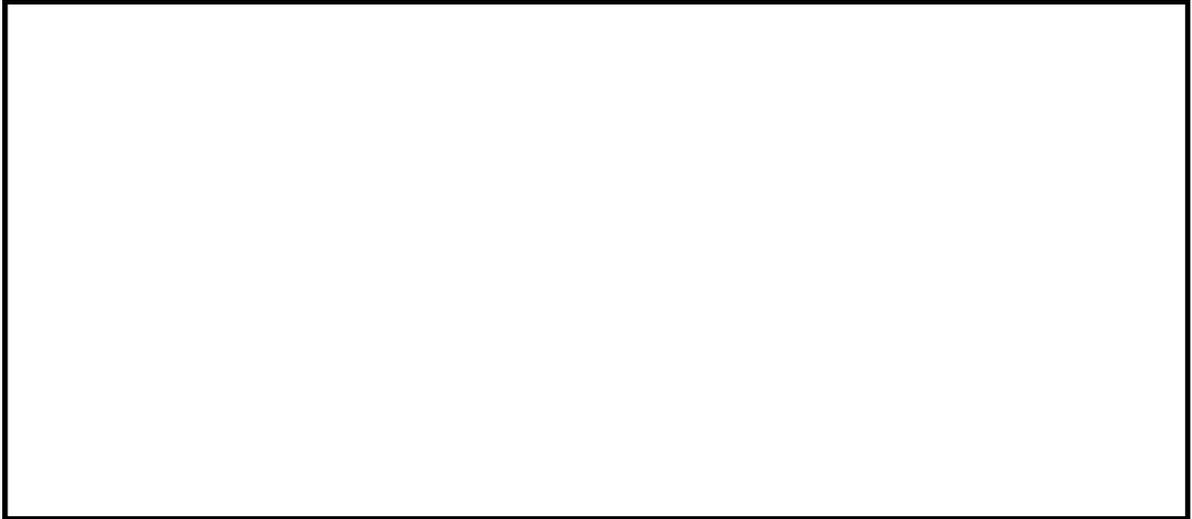
第 2 図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※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)

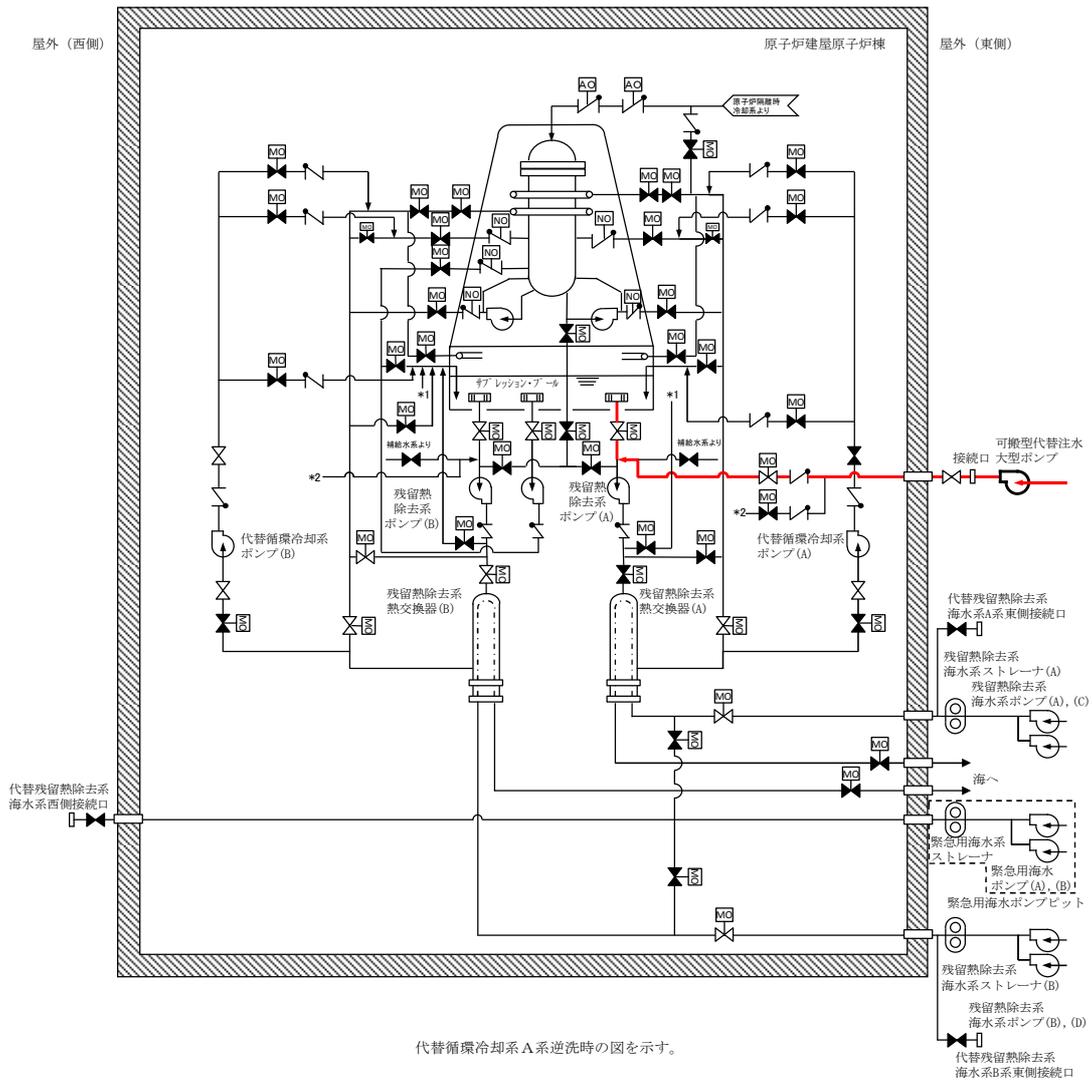


第 4 図 非常用炉心冷却系ストレナ

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。

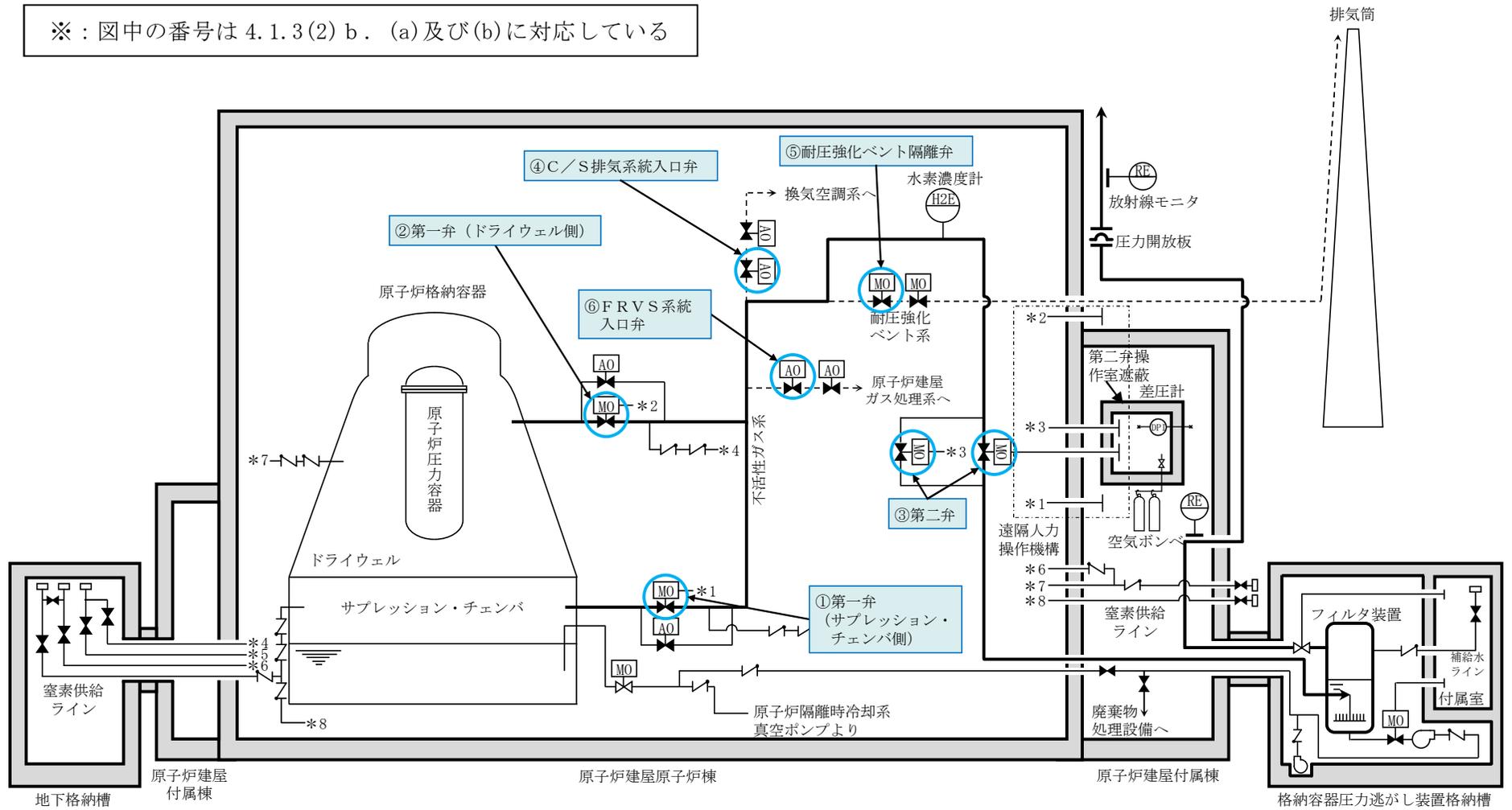
ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

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、炉内内蔵量の割合約 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

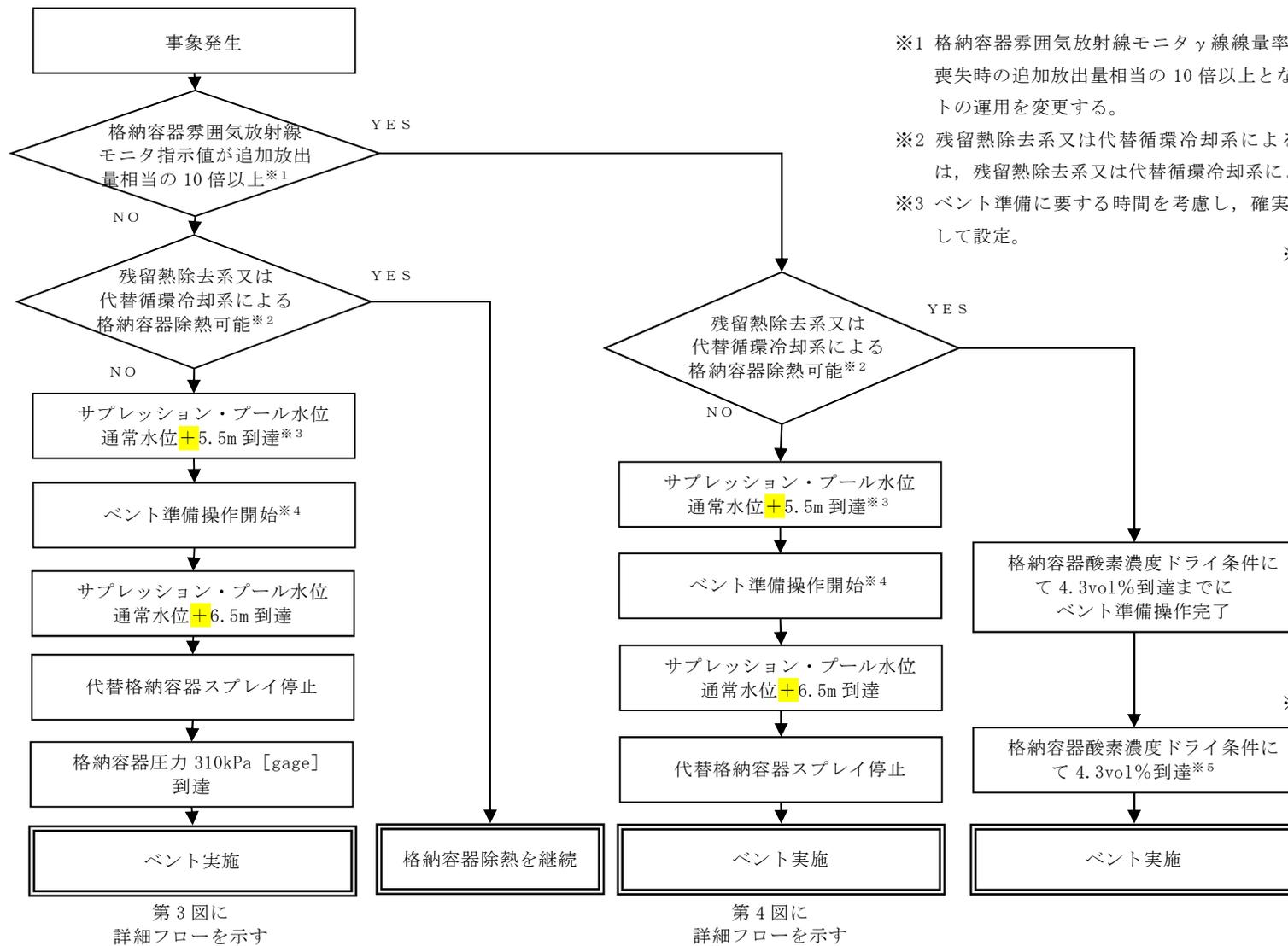
重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

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。

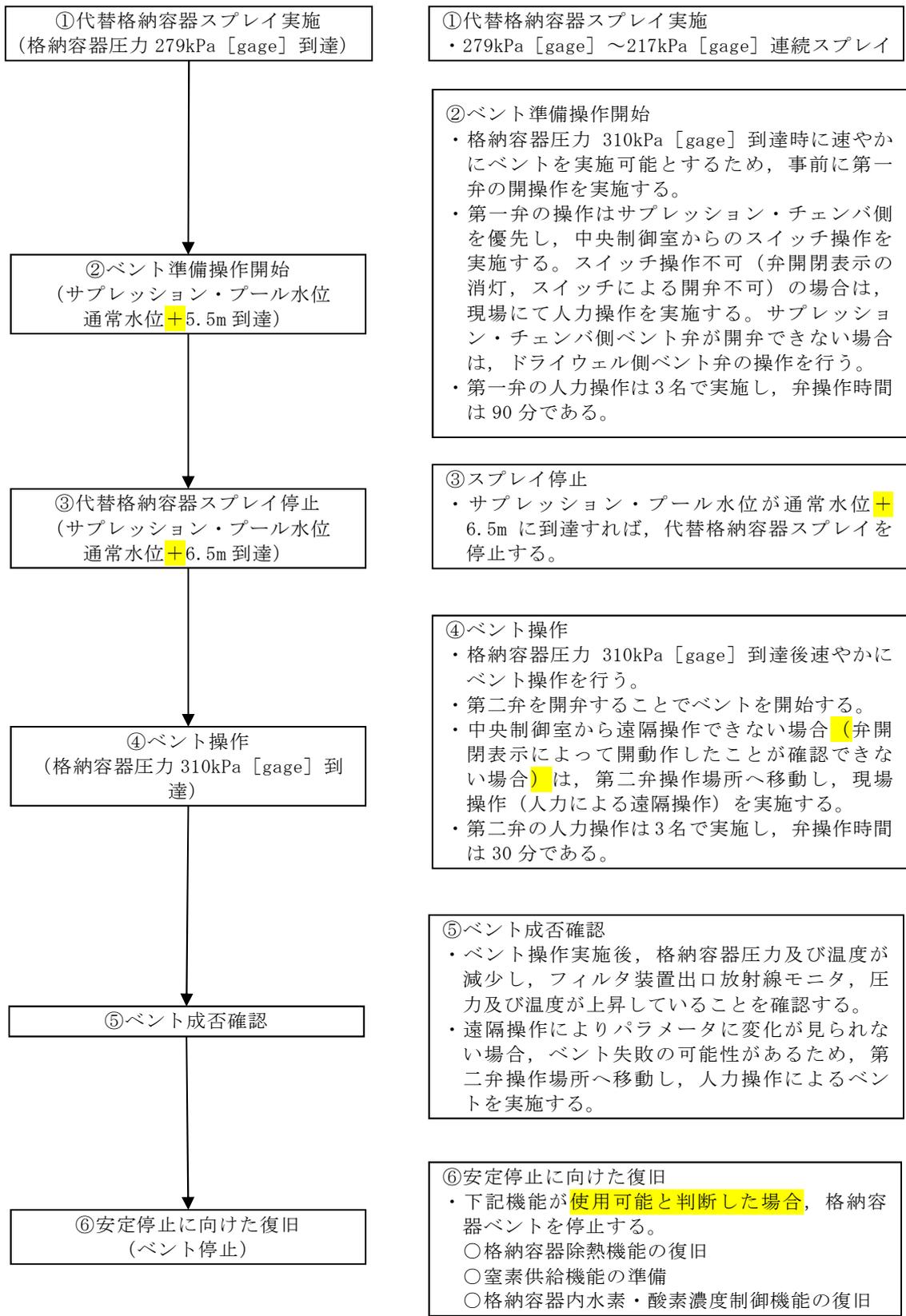
※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。

※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。

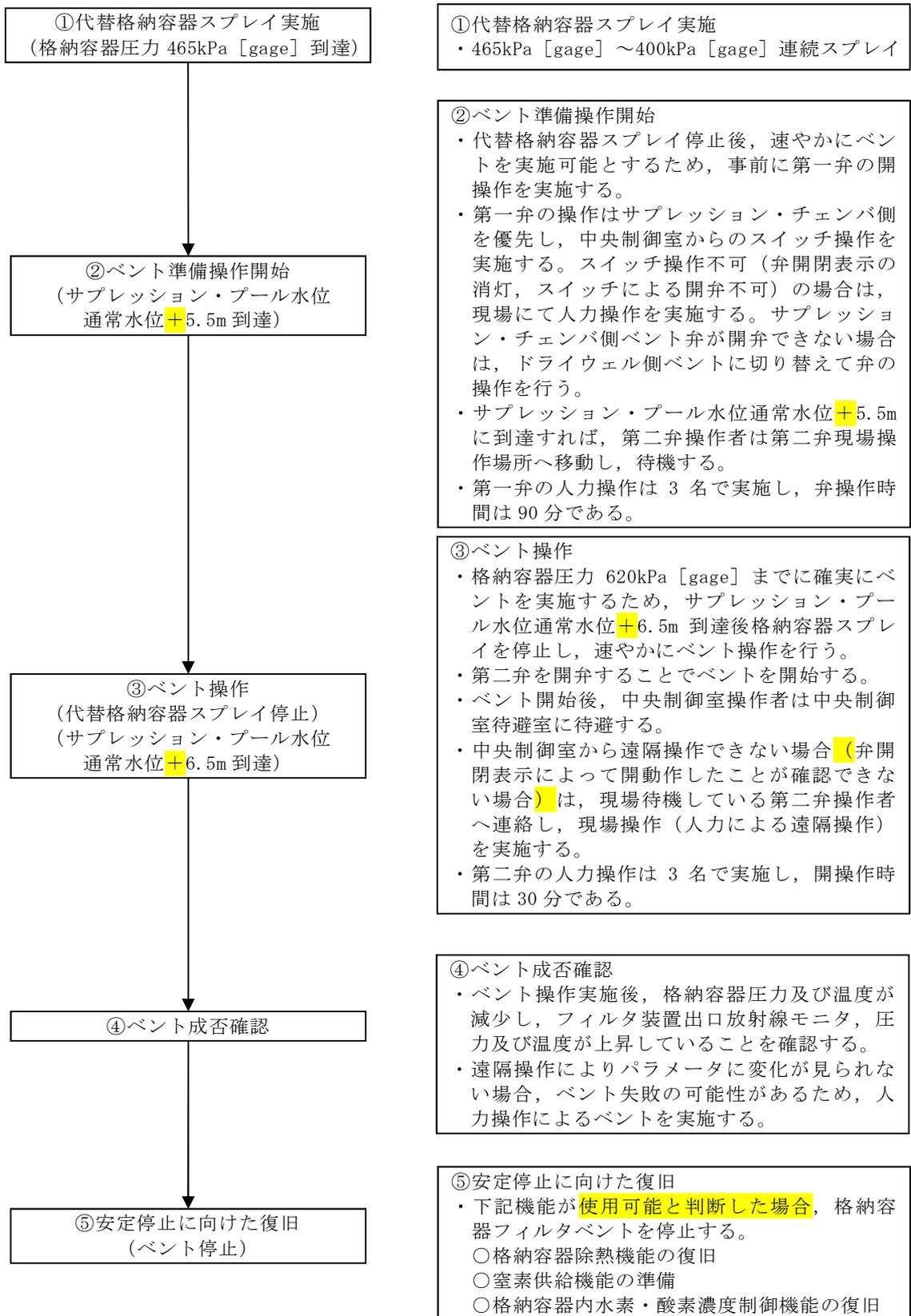
※4 ベント準備は、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンパ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。また、炉心損傷を判断した場合において、格納容器過圧破損防止のためのベント準備に際しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、第二弁操作場所に移動し、待機する。

※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（ドライウェル側）

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

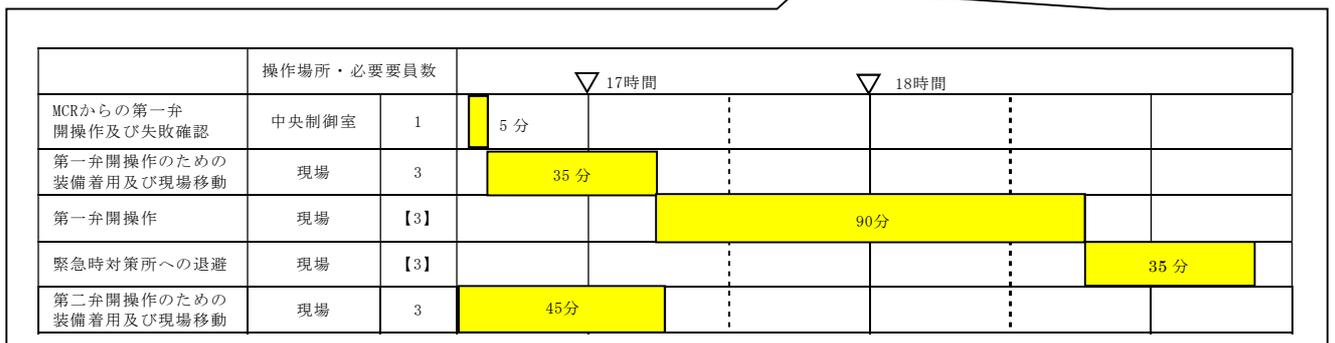
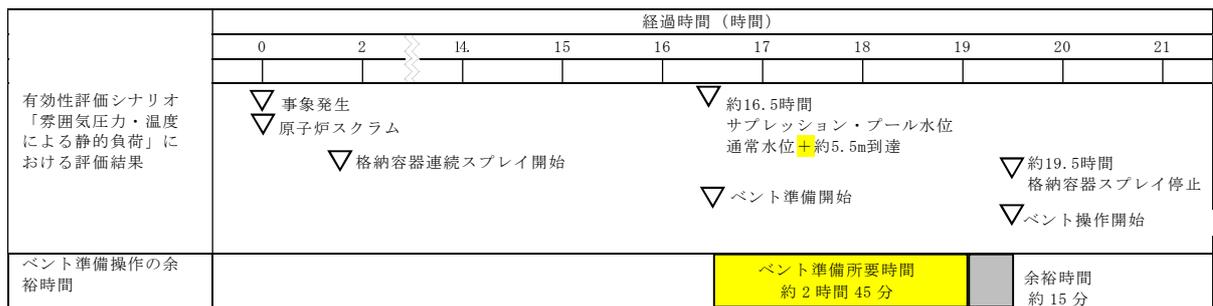
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線量	照明	その他	
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約60mSv/7日間			
第一弁開操作 (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。	携帯型有線通話装置、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】 約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 (S A)

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。

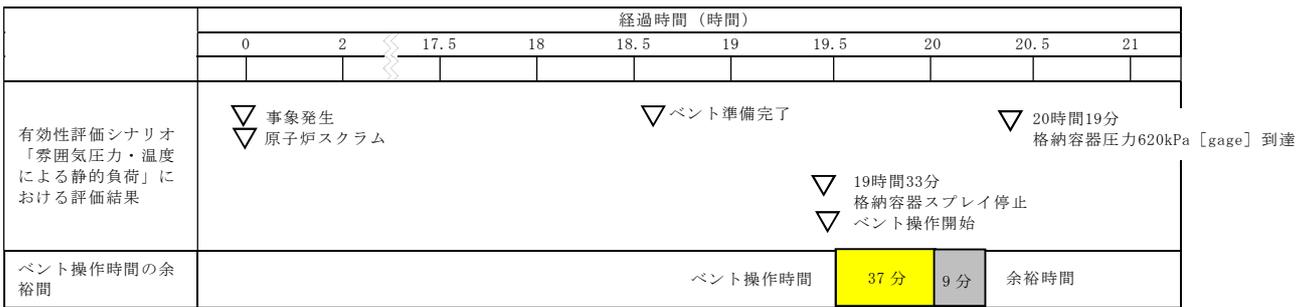
第6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

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】 約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。	携帯型有線通話装置、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。



	操作場所・必要員数	19.5時間	20時間
格納容器スプレイ停止操作	中央制御室 1	3分	
MCRからの第二弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	2分	
MCRからの第二弁バイパス弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	2分	
第二弁開操作	現場 3	30分	

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
サブプレッション・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】 約 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】 約 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。

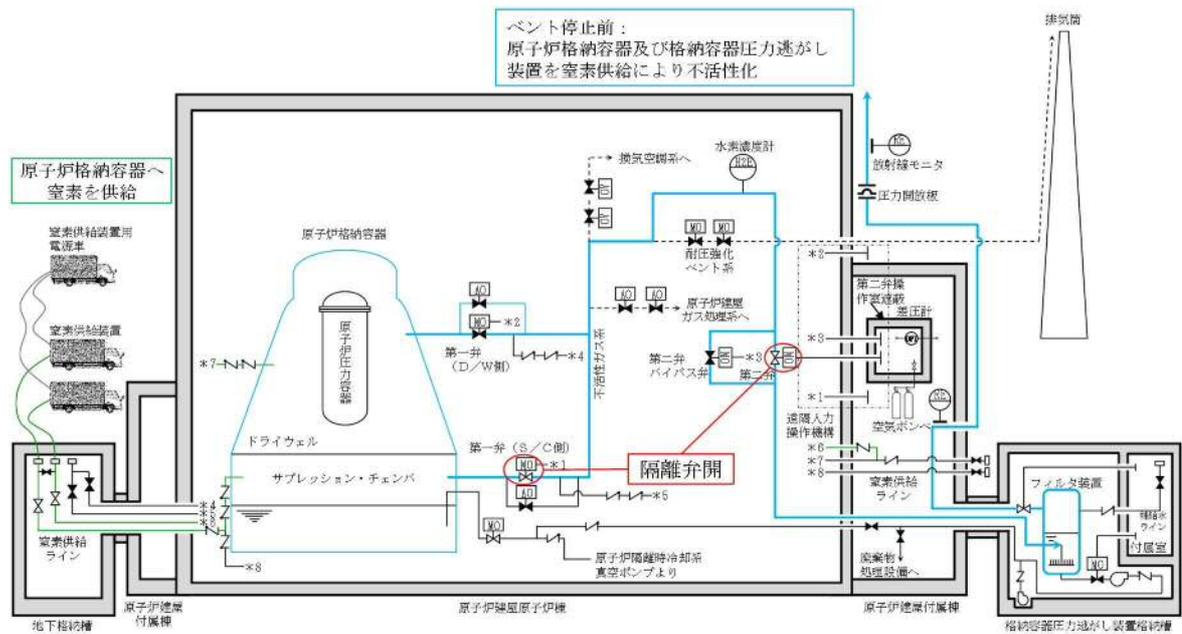
第 12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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

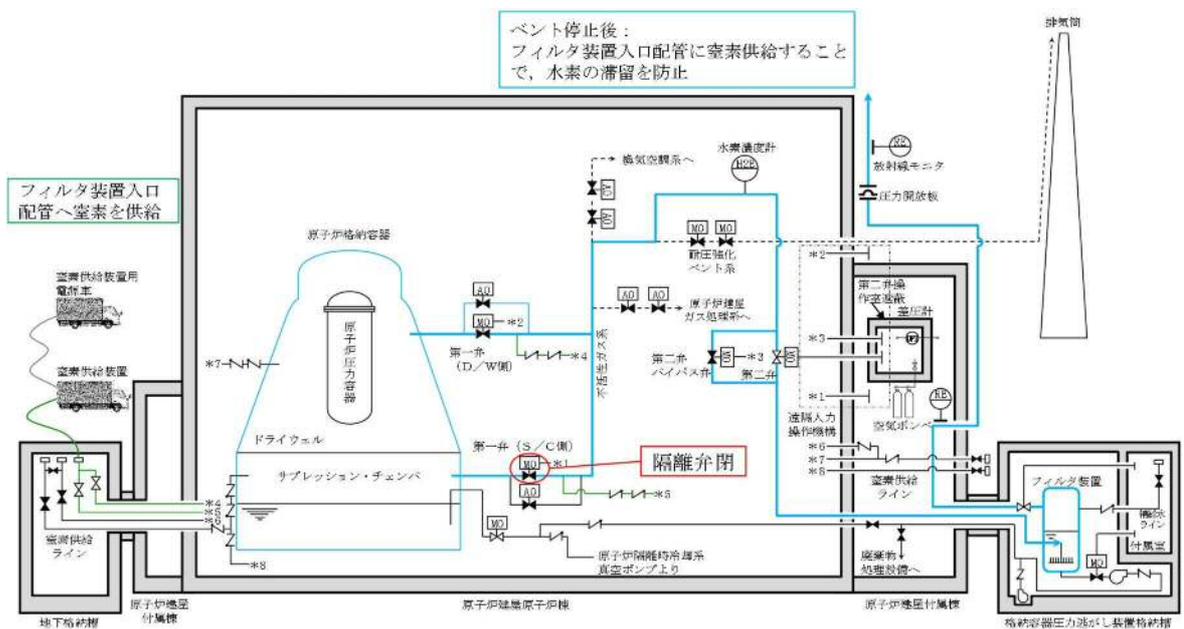
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

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（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）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、空気ポ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(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 2.9×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.2×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.8×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.3×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.5×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.5×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	「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 格納容器ベント:事象発生から約19h後	MAAP解析結果
格納容器内pH制御の効果	考慮しない	格納容器内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)

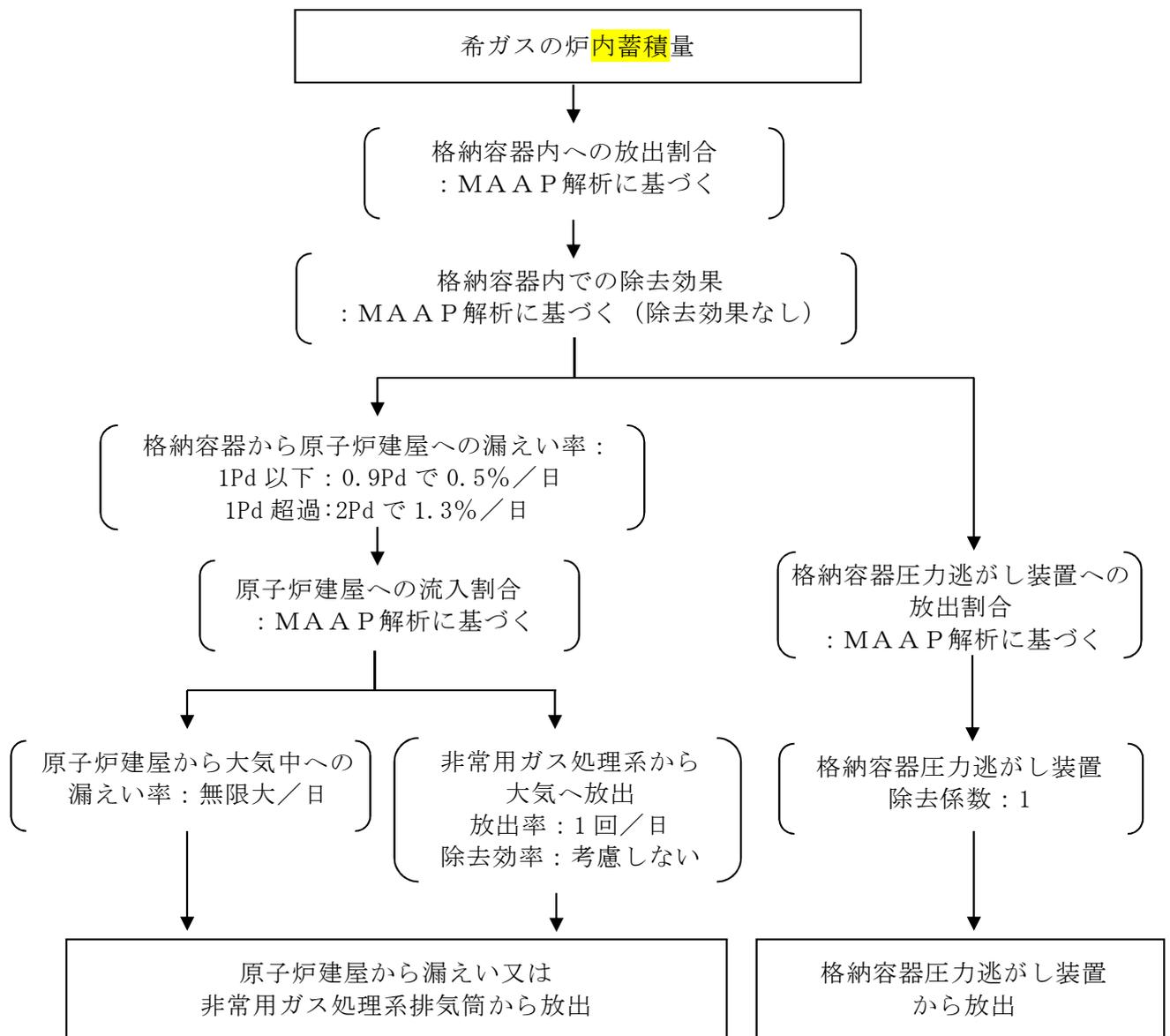
項目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）及びAECの式等に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1.5h後～19.5h後：1.3%/日（一定） その他の期間：0.5%/日（一定）			格納容器の設計漏えい率（0.5%/日）及びAECの式等に基づき設定（格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定）
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
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
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) (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
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 4.4×10^{-3}	MAAP解析結果及びNUREG-1465** ⁴ に基づき設定
	CsI類	：約 6.3×10^{-5}	：約 6.3×10^{-5}	
	CsOH類	：約 3.2×10^{-5}	：約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	：約 6.8×10^{-6}	：約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	：約 6.8×10^{-6}	：約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	：約 2.7×10^{-6}	：約 2.8×10^{-6}	
	BaO類	：約 2.7×10^{-6}	：約 2.8×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	：約 3.4×10^{-7}	：約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	：約 6.8×10^{-8}	：約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	：約 2.7×10^{-8}	：約 2.8×10^{-8}	

第1表 放出量評価条件 (3/3)

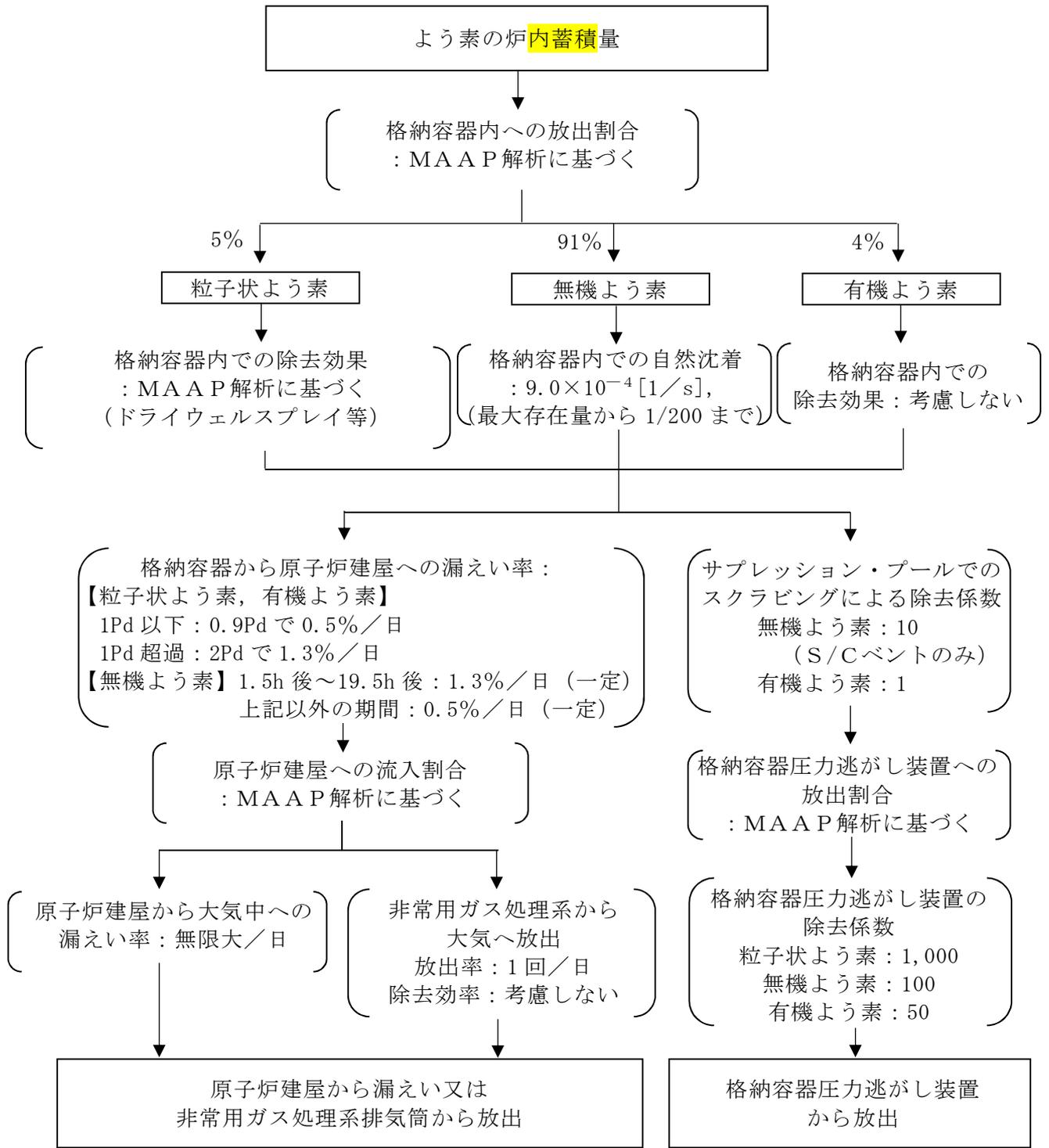
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として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
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	S／Cベント ：約 9.5×10^{-1}	D／Wベント ：約 9.5×10^{-1}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定
	CsI類	：約 1.1×10^{-6}	：約 4.0×10^{-3}	
	CsOH類	：約 4.0×10^{-7}	：約 7.5×10^{-3}	
	Sb類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	TeO ₂ 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	SrO類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	BaO類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	MoO ₂ 類	：約 4.5×10^{-9}	：約 7.2×10^{-5}	
	CeO ₂ 類	：約 9.0×10^{-10}	：約 1.5×10^{-5}	
	La ₂ O ₃ 類	：約 3.6×10^{-10}	：約 5.8×10^{-6}	
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

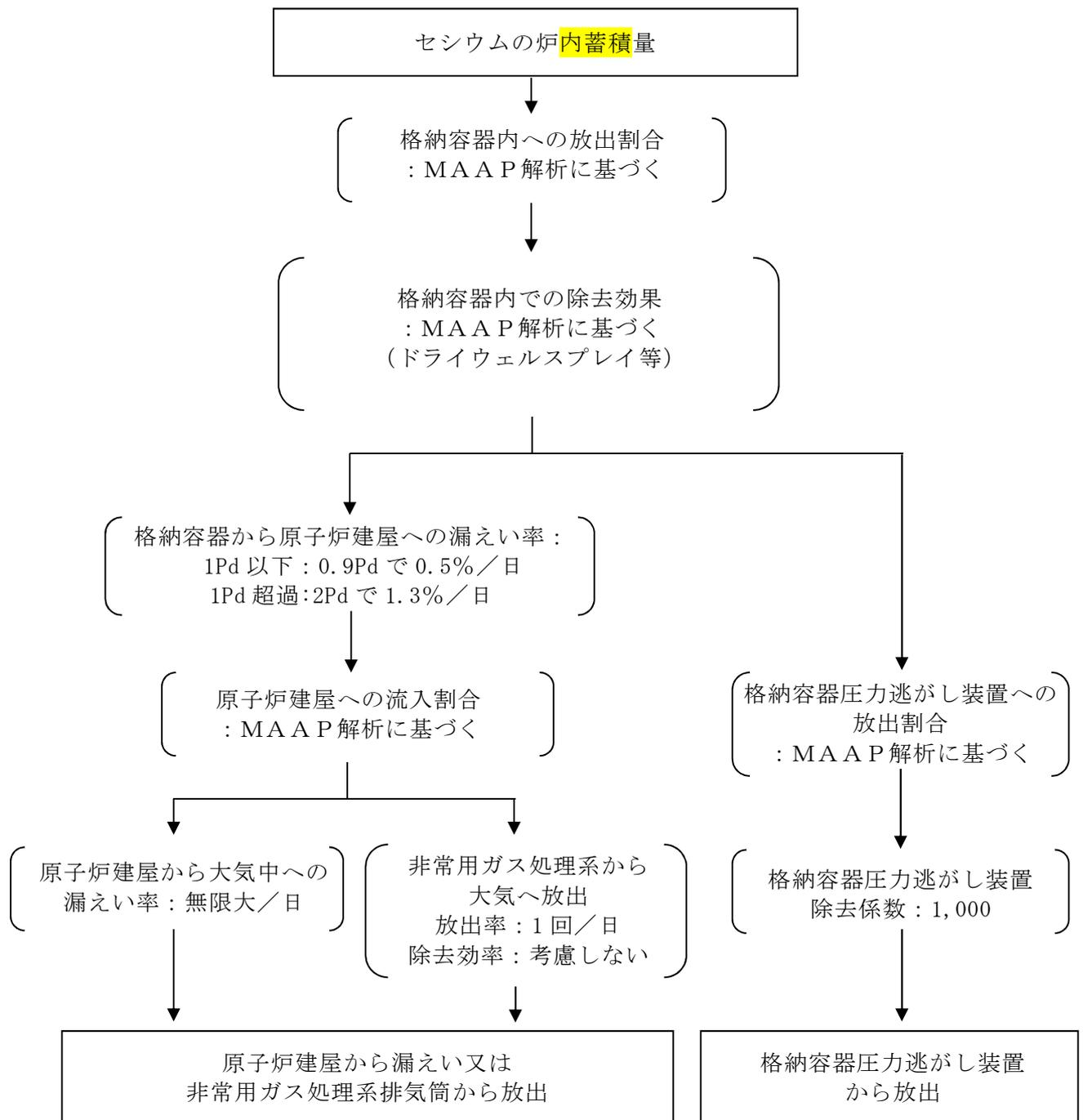
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995



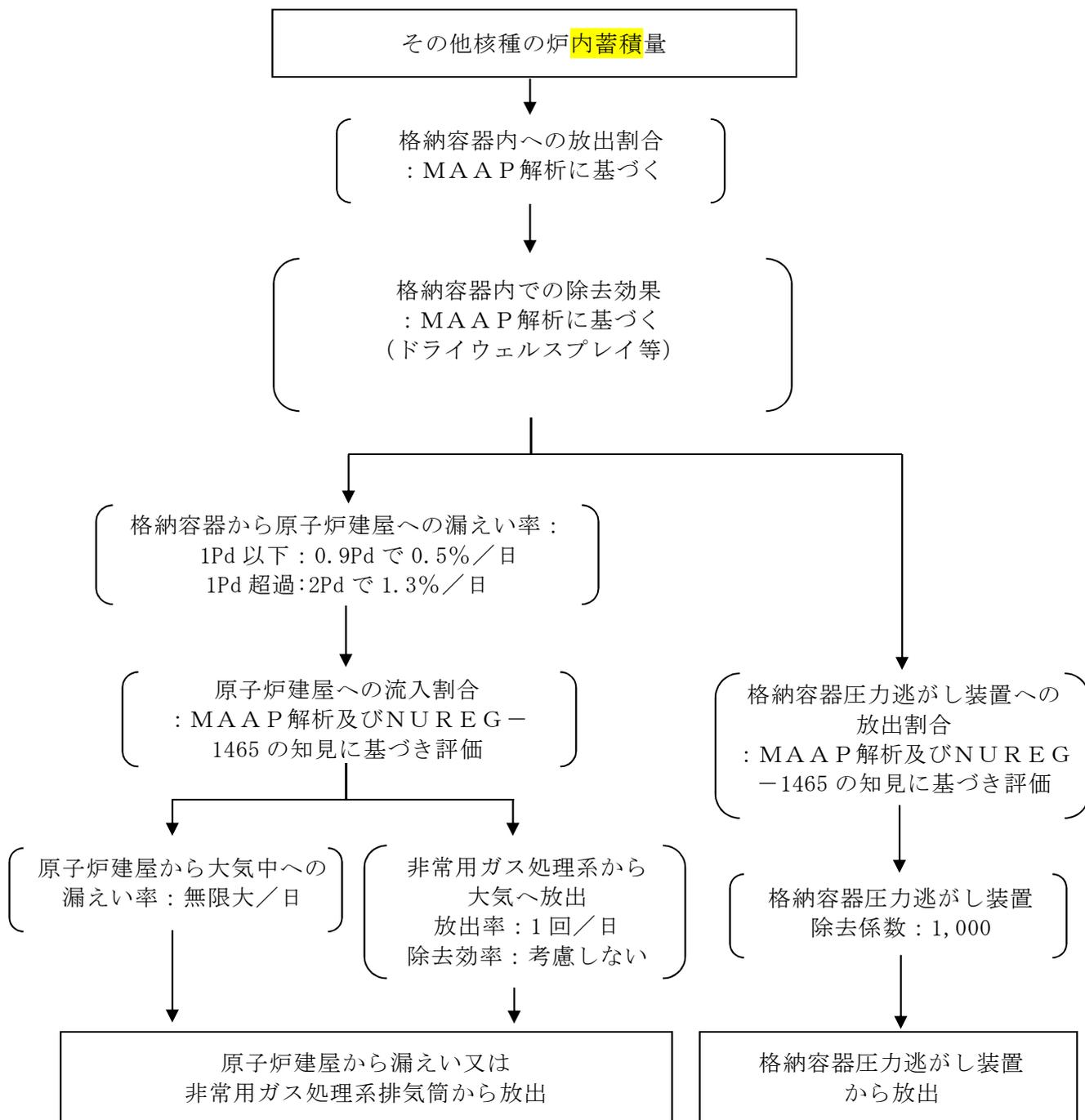
第 1 図 希ガスの大気放出過程



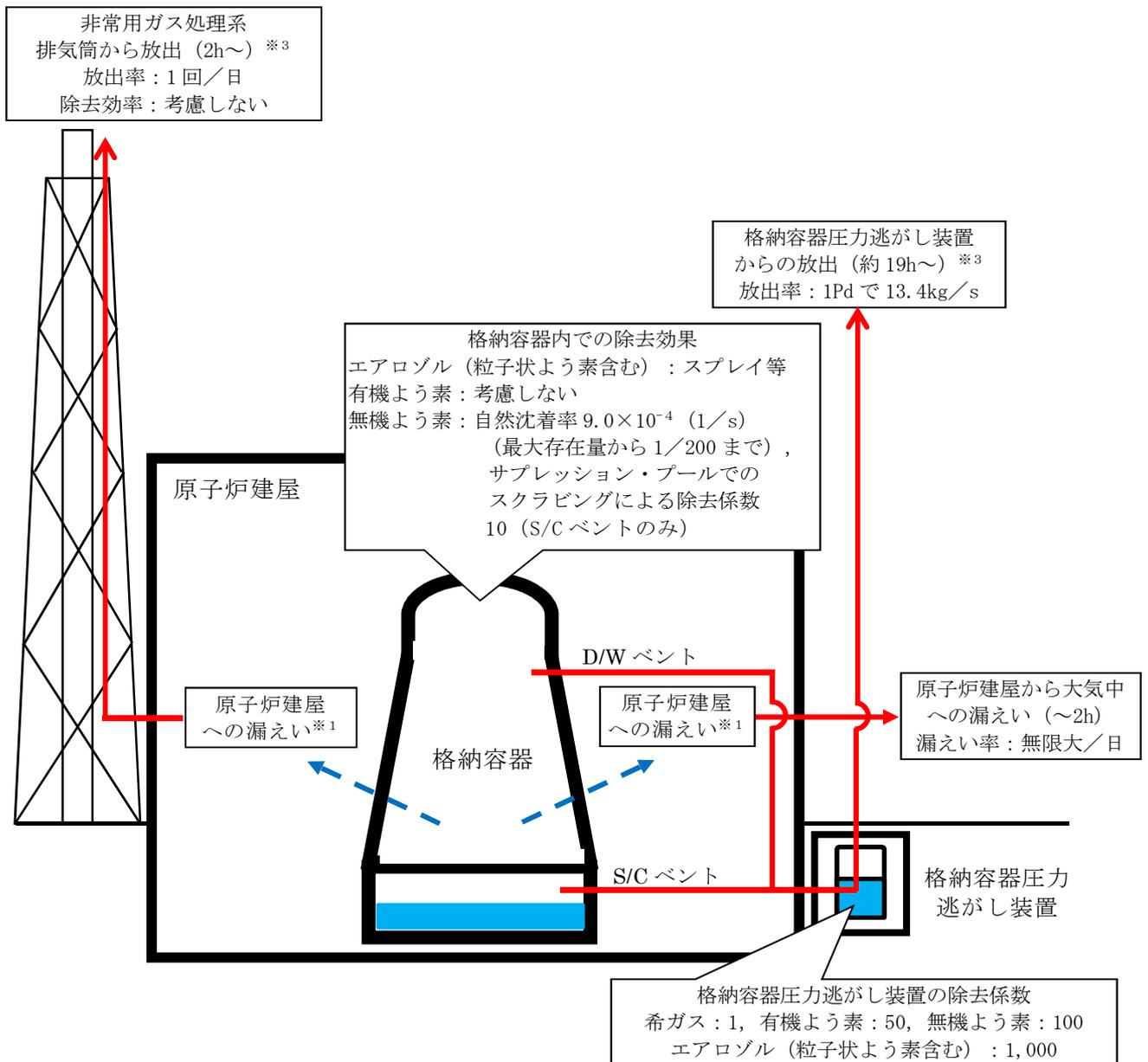
第2図 よう素の大気放出過程



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 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】

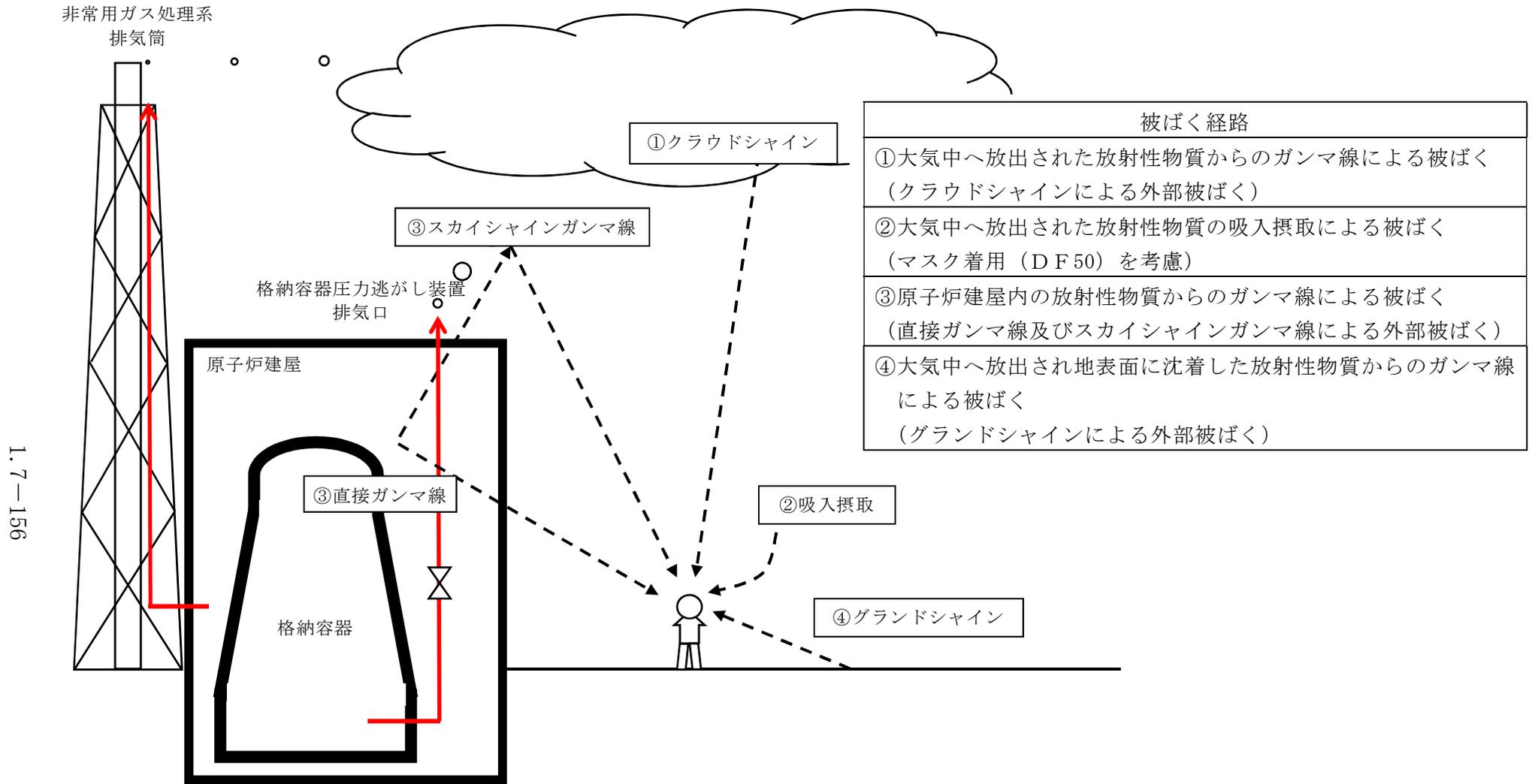
1.5h後～19.5h後：1.3%/日 (一定)，上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

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。

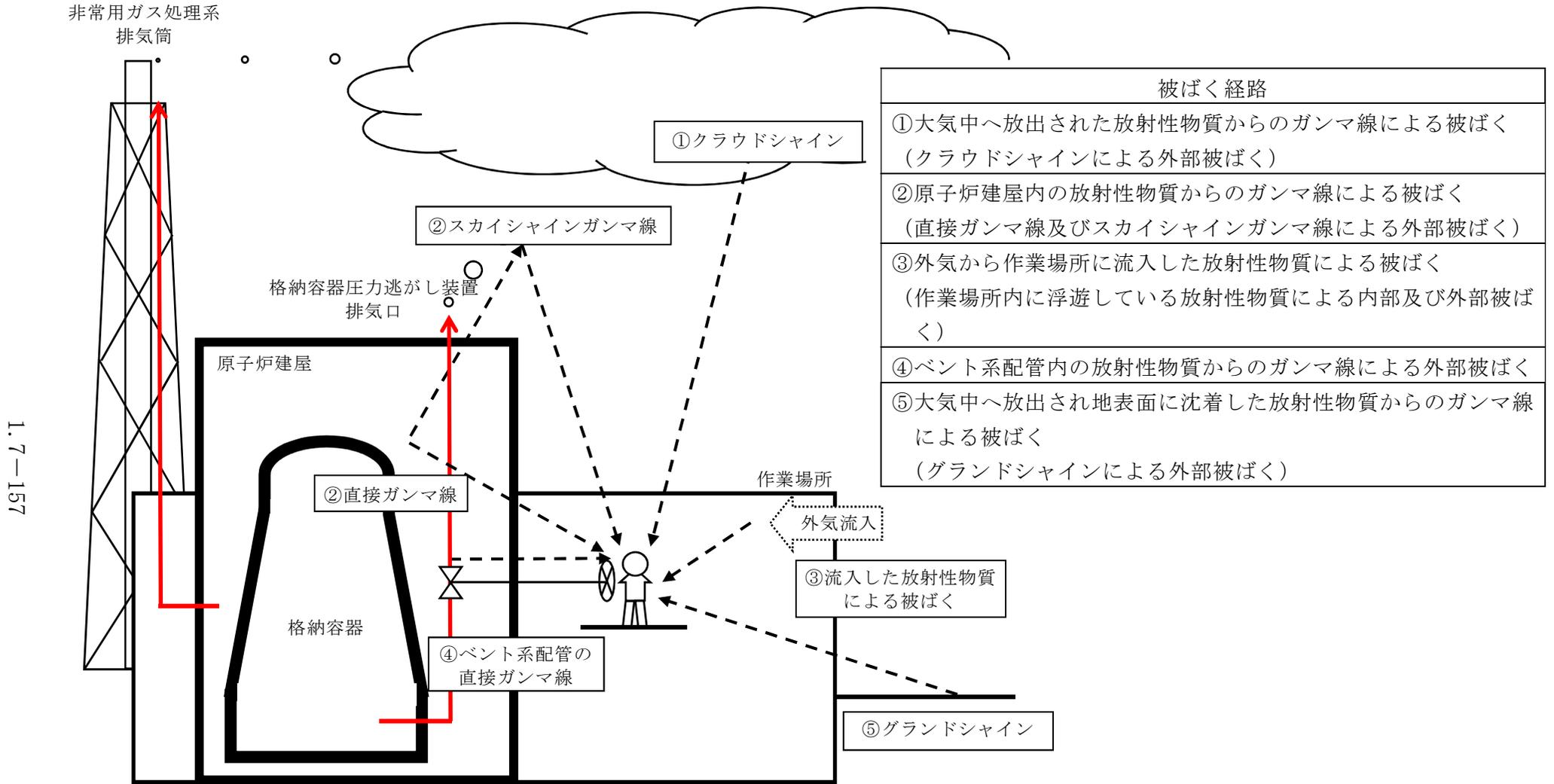
※3 事象発生後19h以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



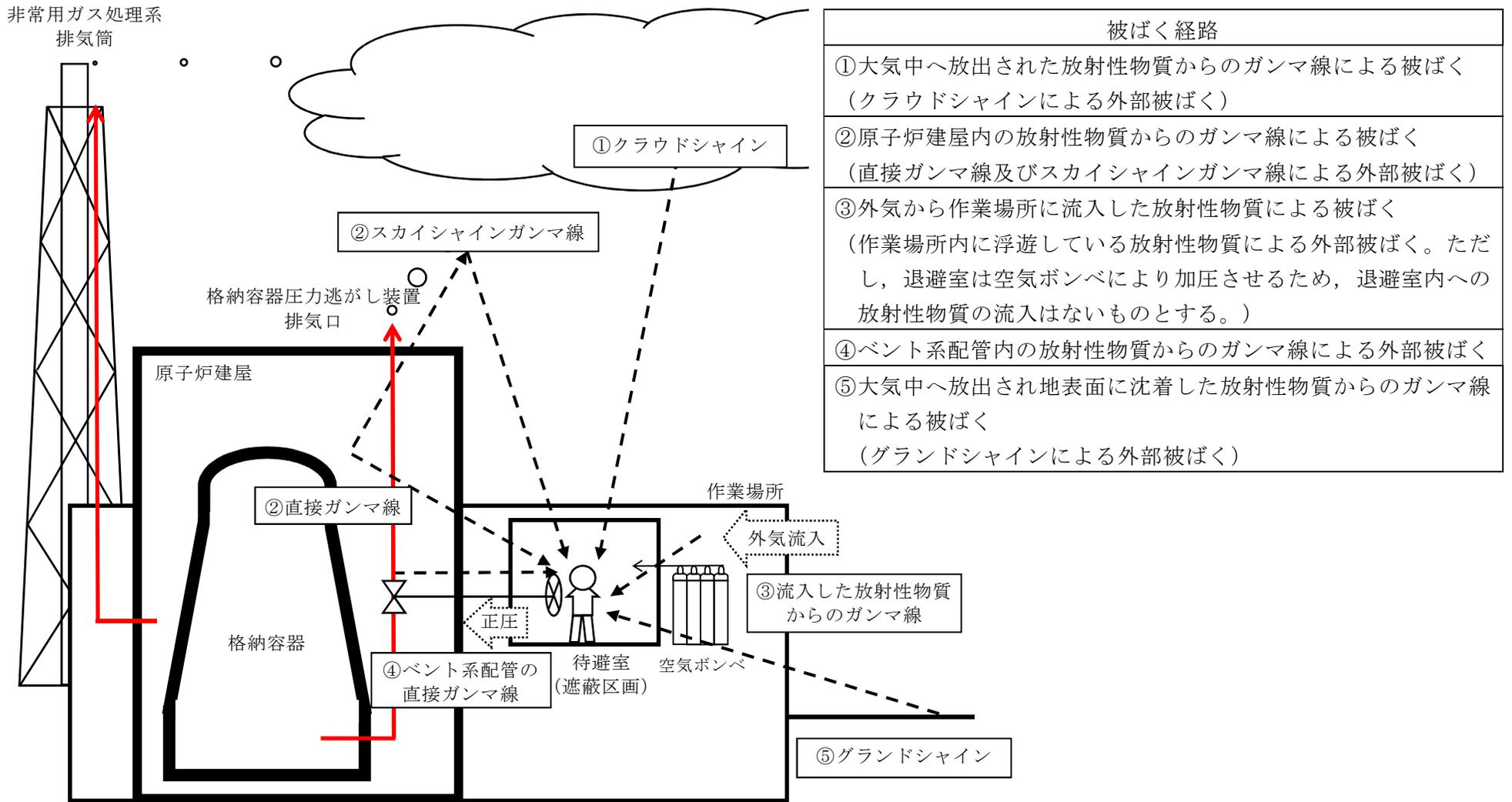
1.7-156

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)



1.7-157

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"/> (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 ※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	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 : 0.5 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

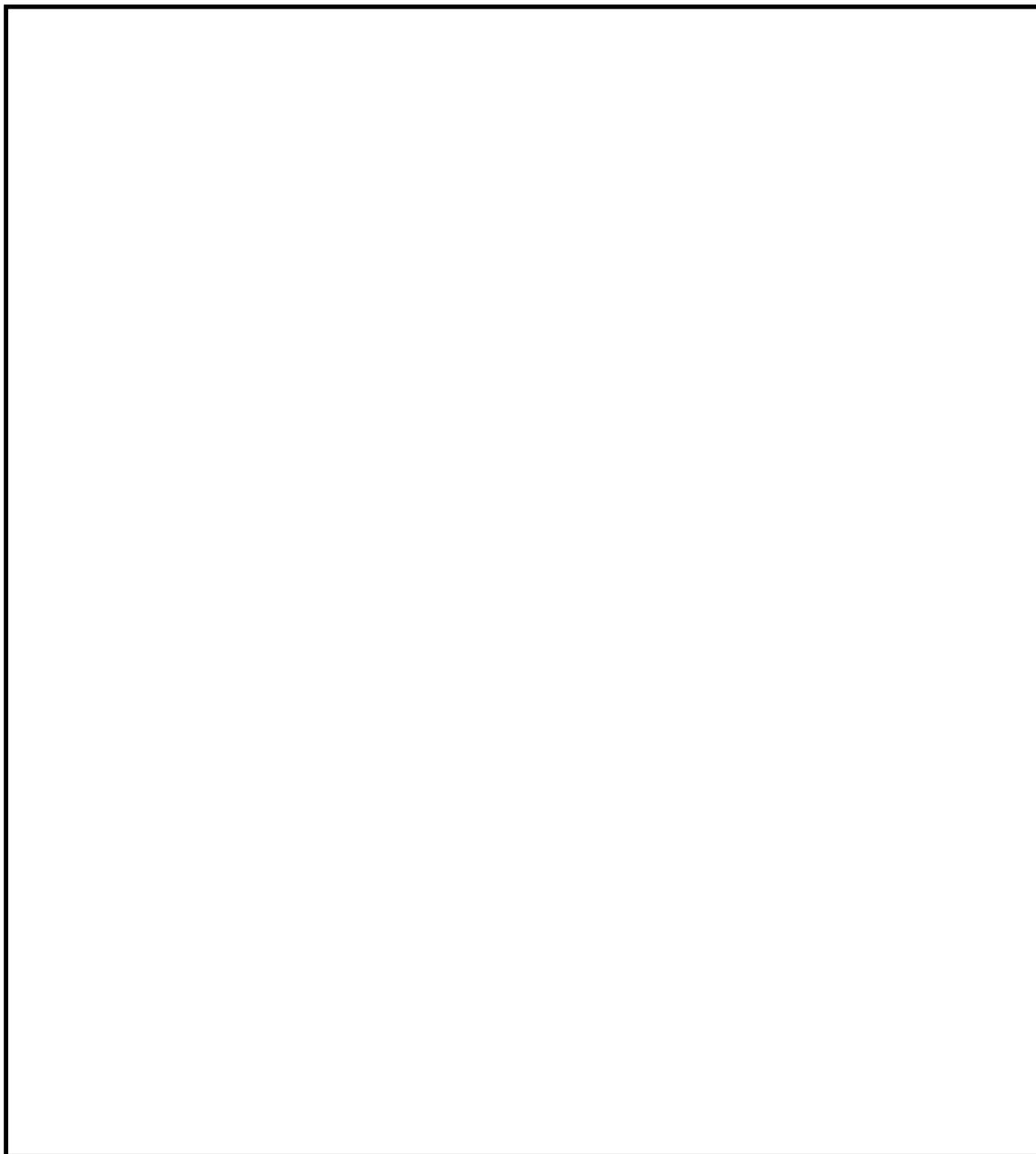
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※	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		

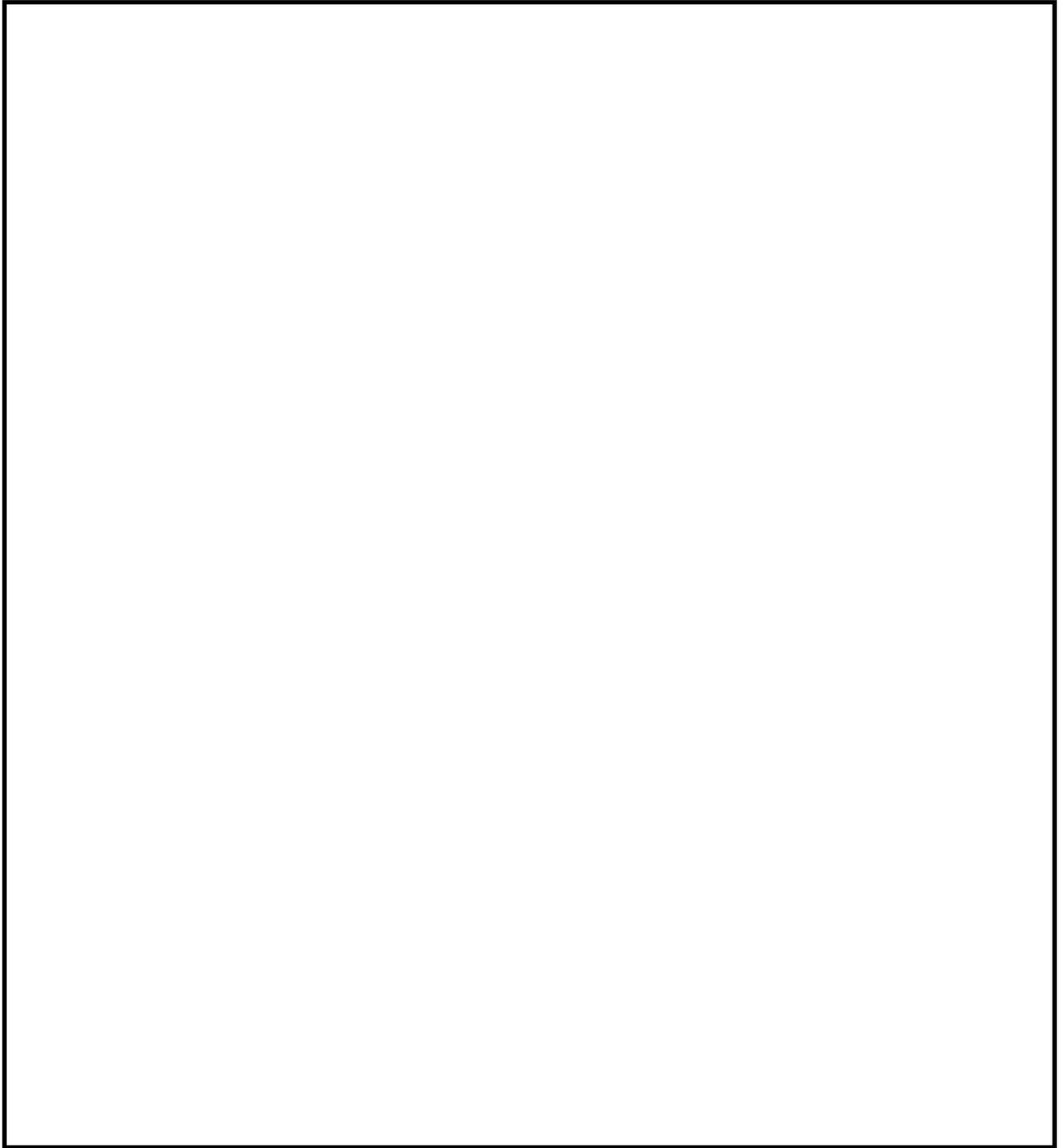
※遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

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

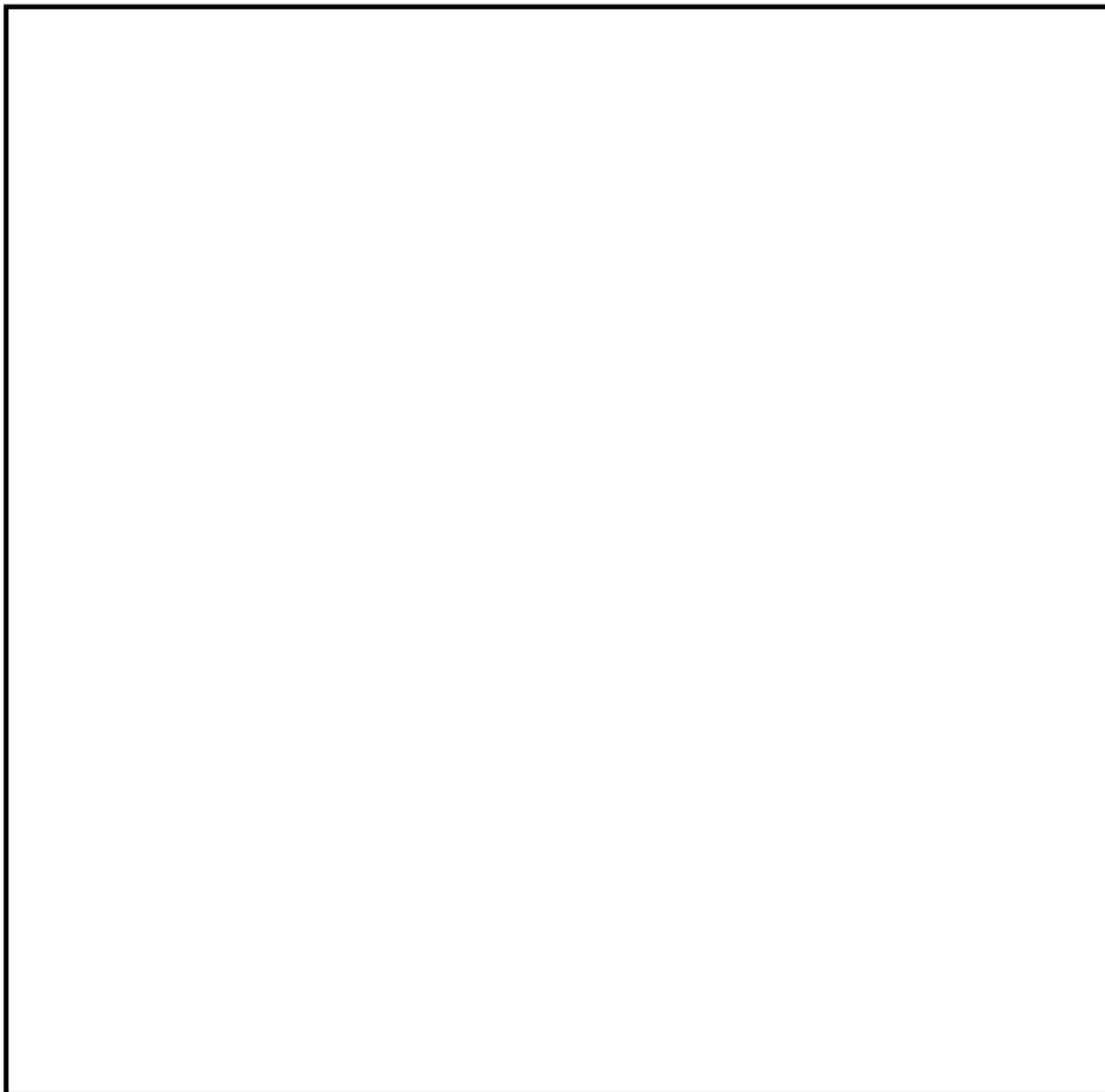
項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ



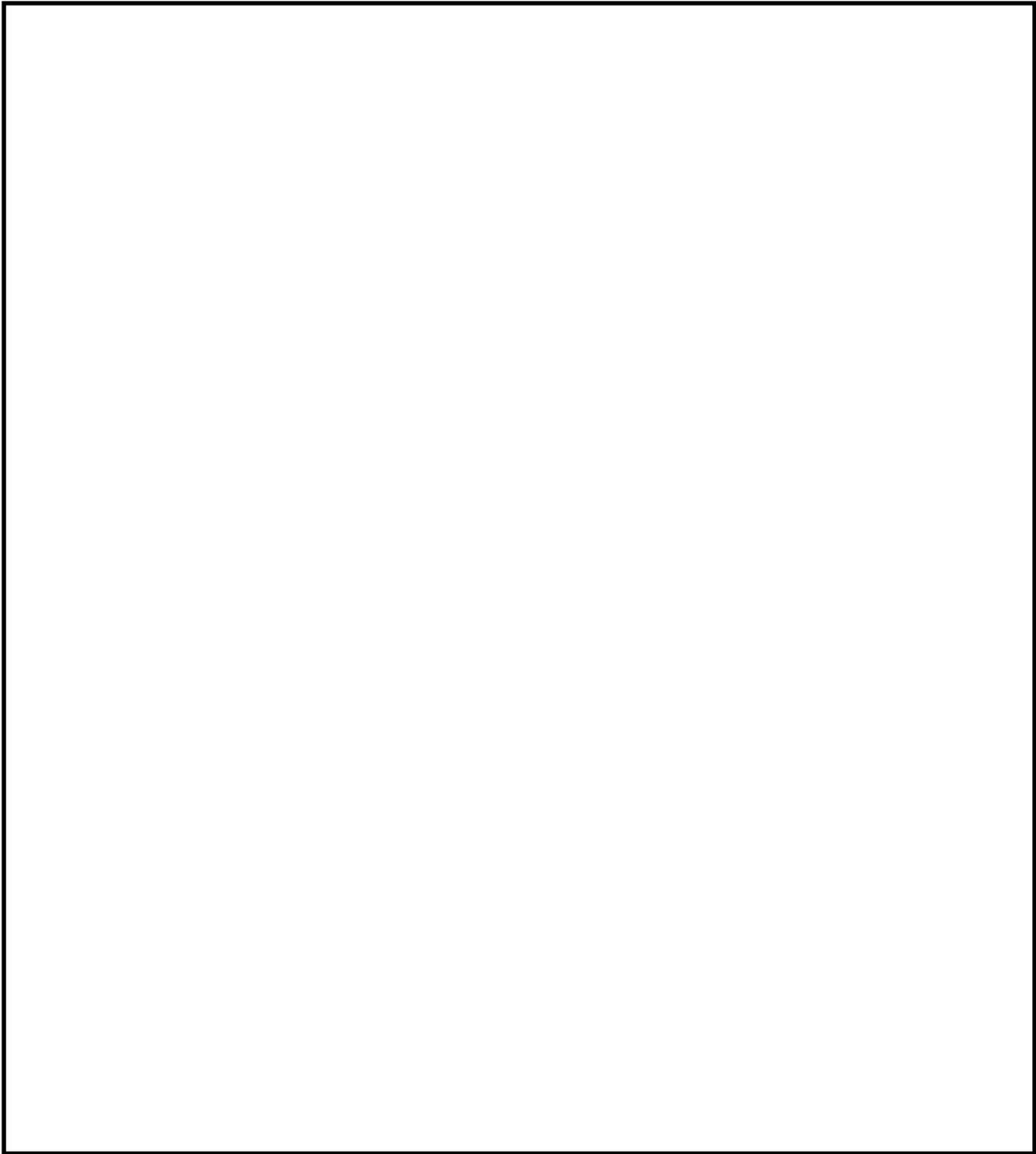
第9図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



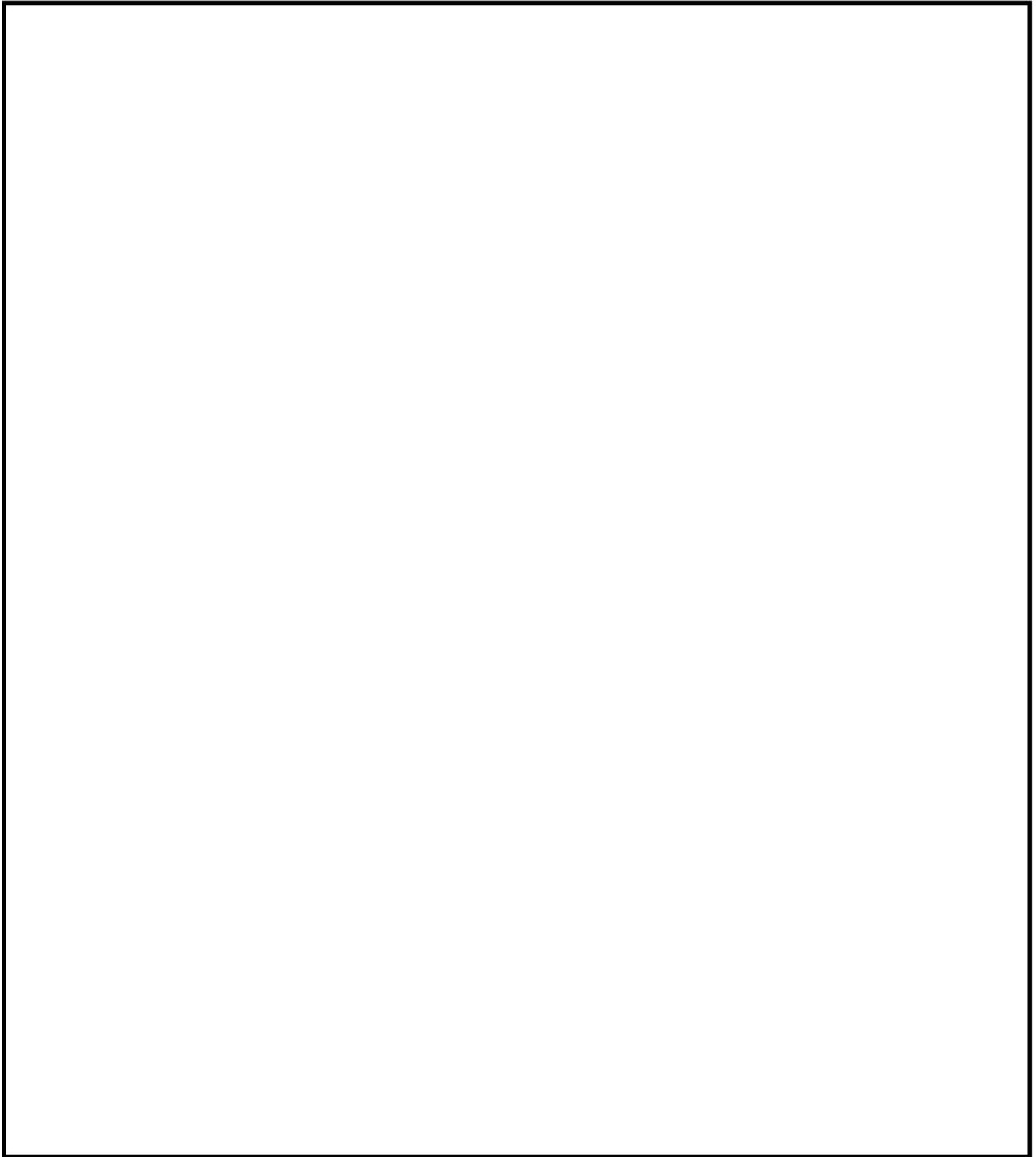
第 10 図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



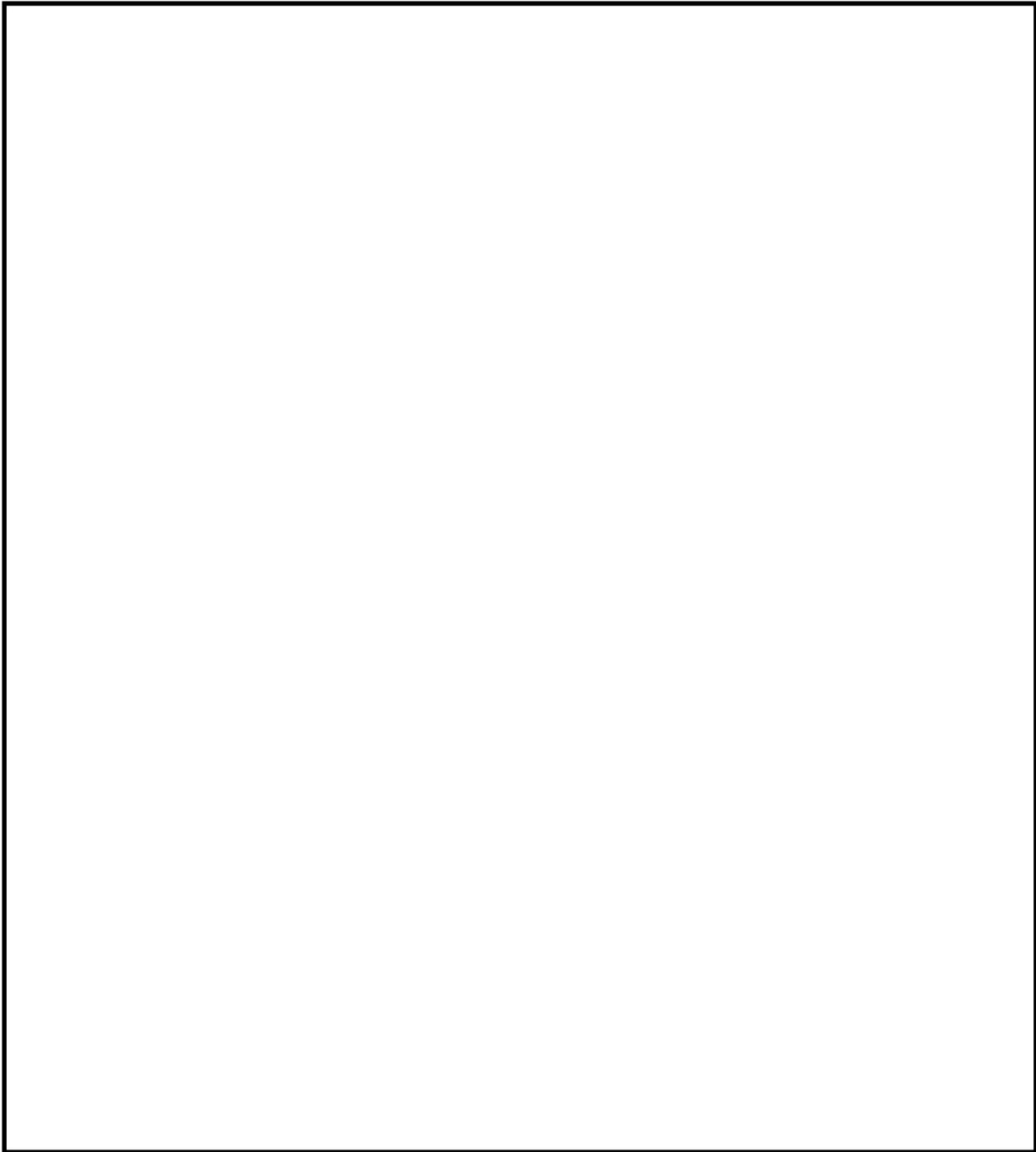
第 11 図 第一弁（S / C 側）操作場所及びアクセスルート



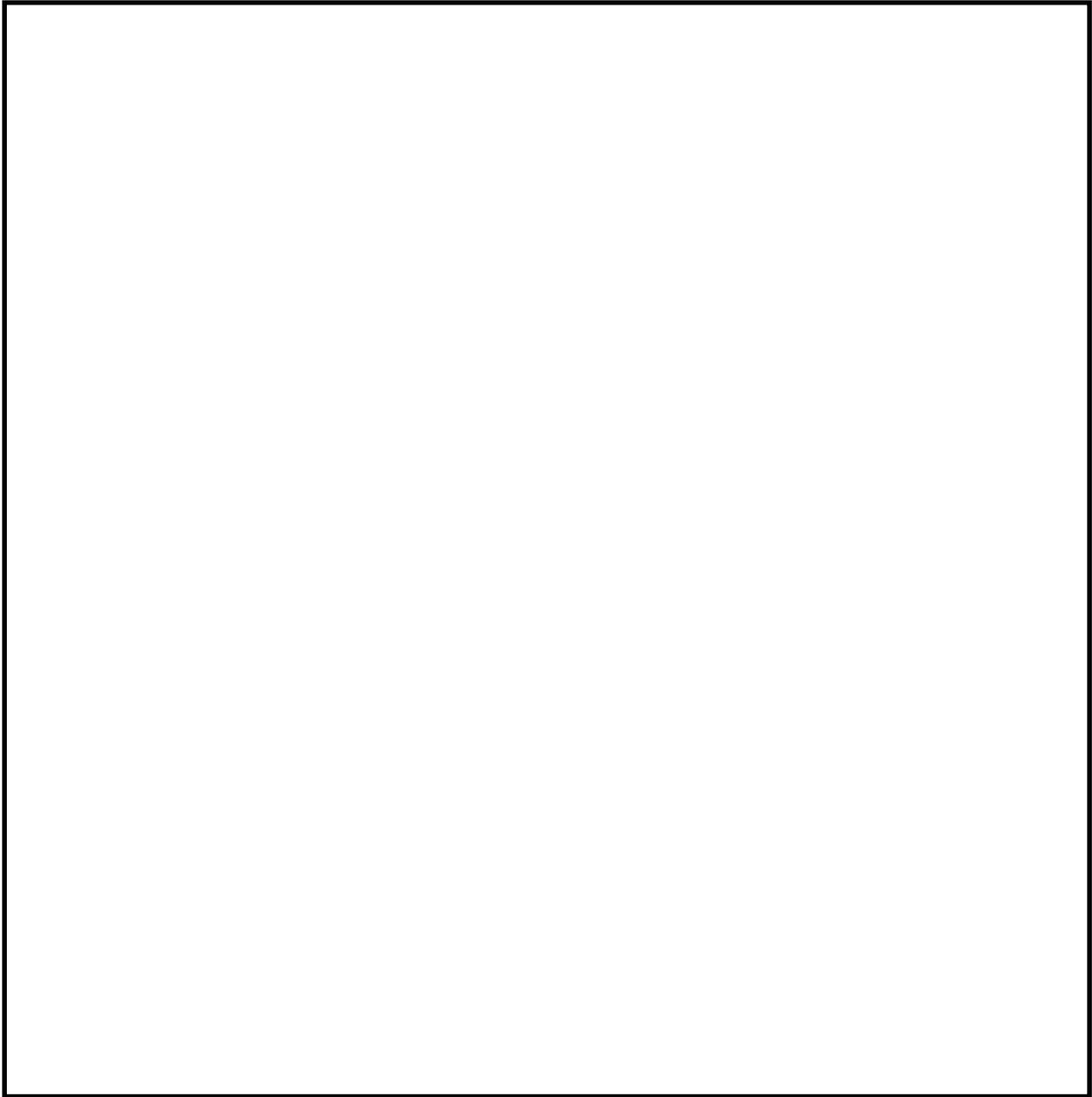
第 12 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



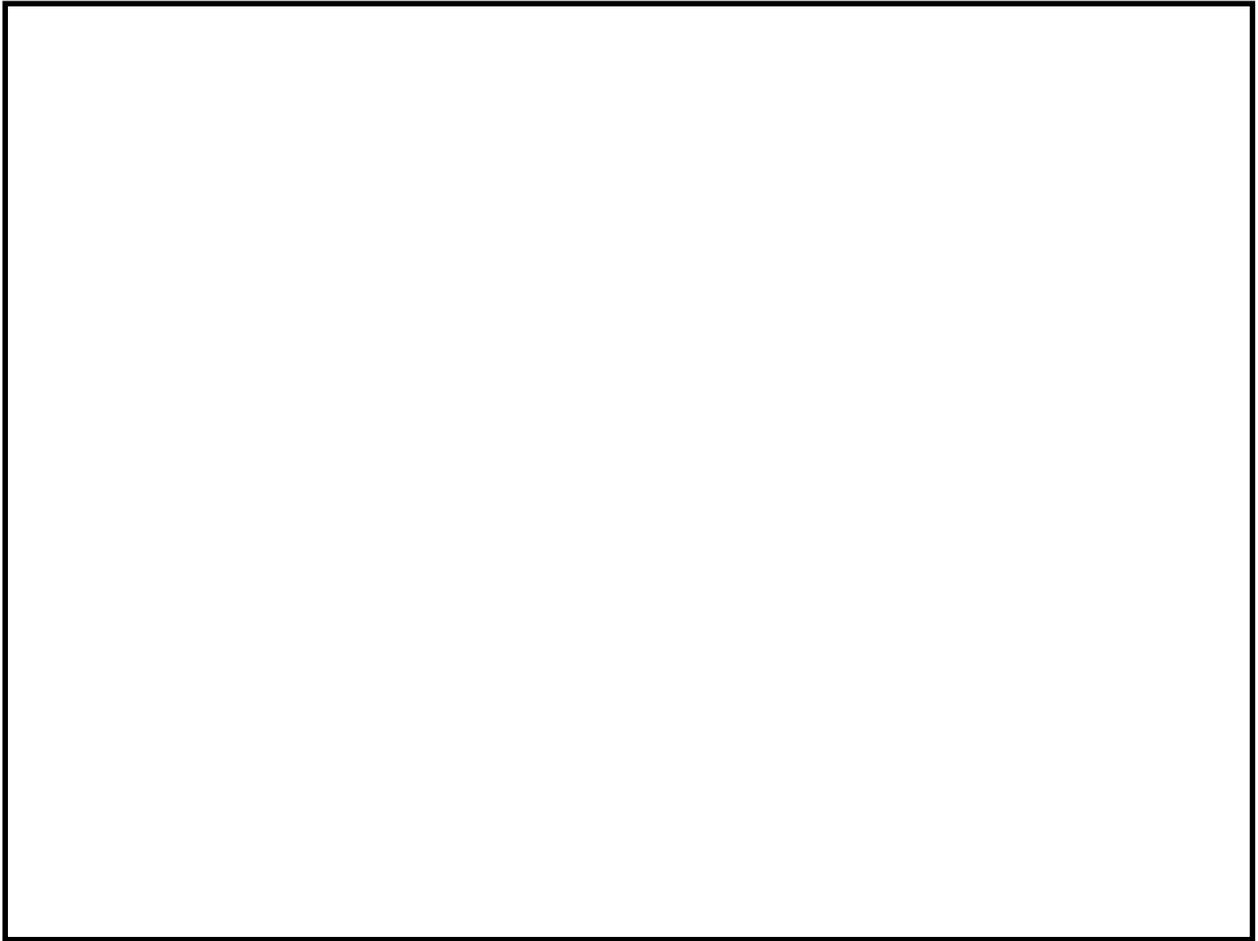
第 13 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



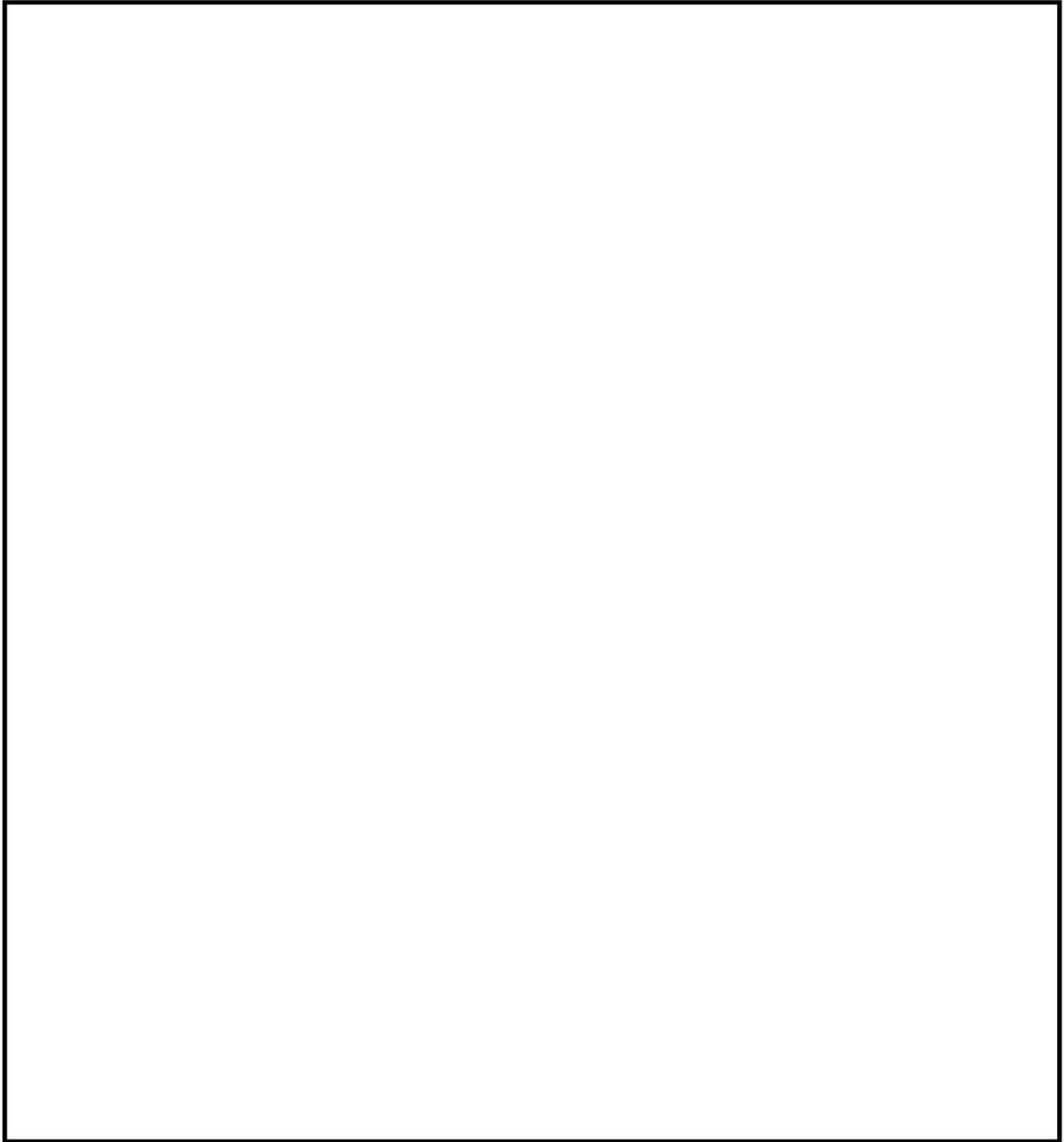
第 14 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



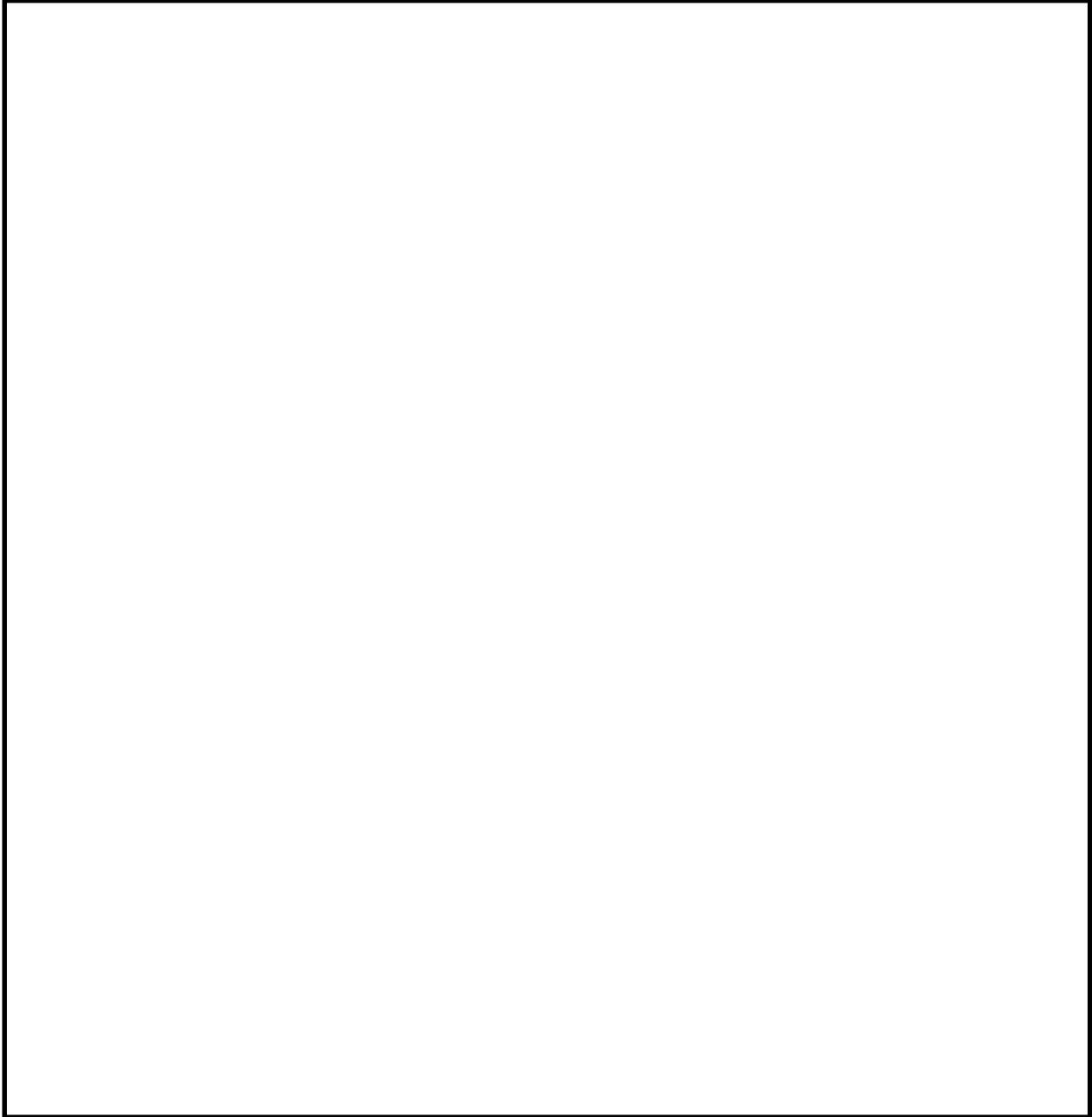
第 15 図 第一弁（D/W側）操作場所及びアクセスルート



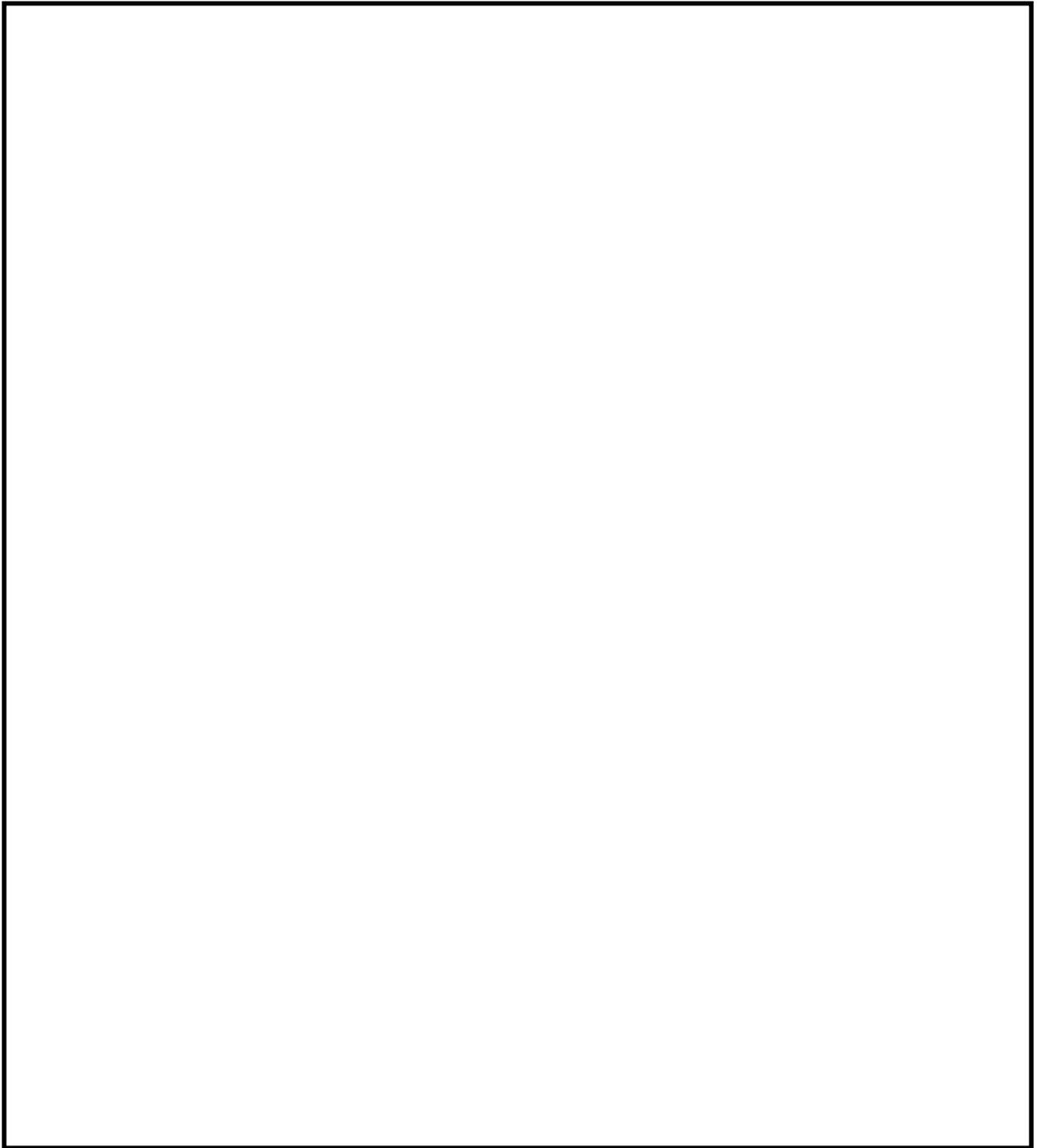
第 16 図 屋外移動時のアクセスルート



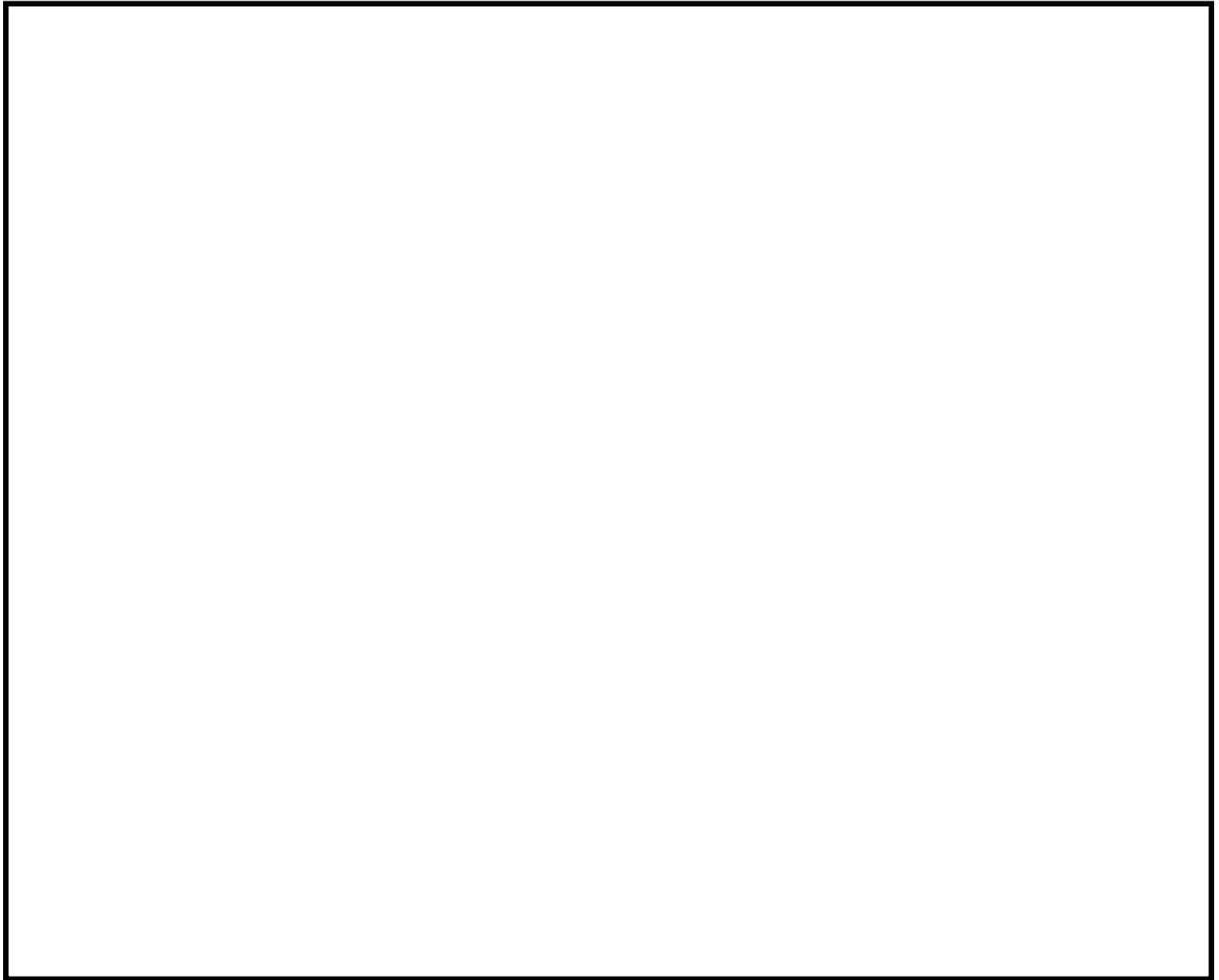
第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



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 4.8×10^{-2}
	内部被ばく			約 8.3×10^{-3}	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※	
	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※	
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 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-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
作業員の实効線量（合計）		約 2.8×10^1 mSv							

※ 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※	
	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※	
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 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-2}	約 3.4×10^{-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							

※ 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フィルタ装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統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。

原子炉建屋及びフィルタ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フィルタ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 2～3 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 (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 $2. 9 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 2 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 8 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 3 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 5 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 5 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種毎の炉内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載)	「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 格納容器ベント : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	格納容器内 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 11 表 放出量評価条件 (2/3)

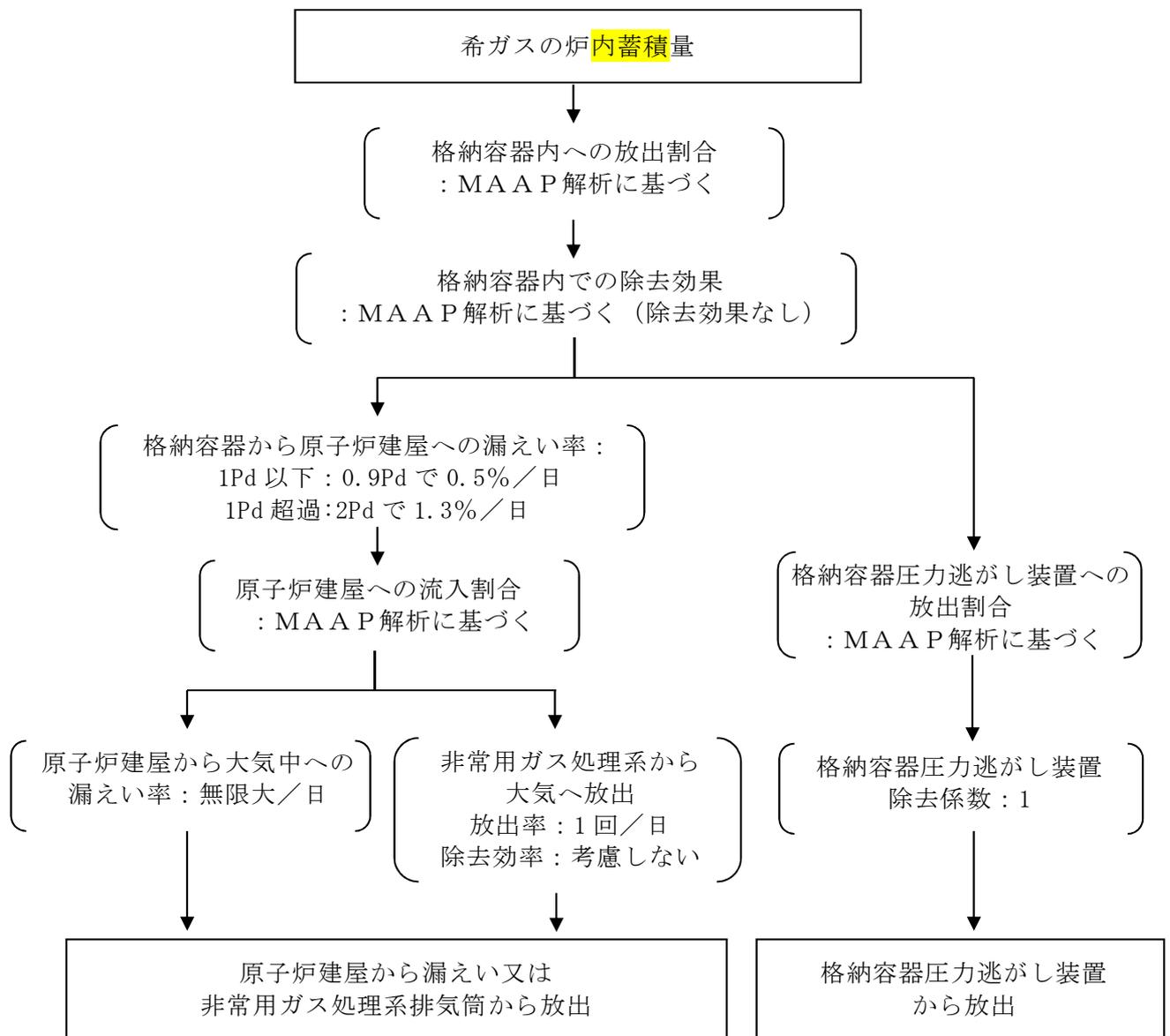
項目	評価条件			選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)			格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が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)
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
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
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) (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 Plan6.5.5 ^{**3} に基づき設定
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 4.4×10^{-3}	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{**4} に基づき設定
	CsI類	: 約 6.3×10^{-5}	: 約 6.3×10^{-5}	
	CsOH類	: 約 3.2×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.8×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	: 約 6.8×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.8×10^{-8}	

第 11 表 放出量評価条件 (3/3)

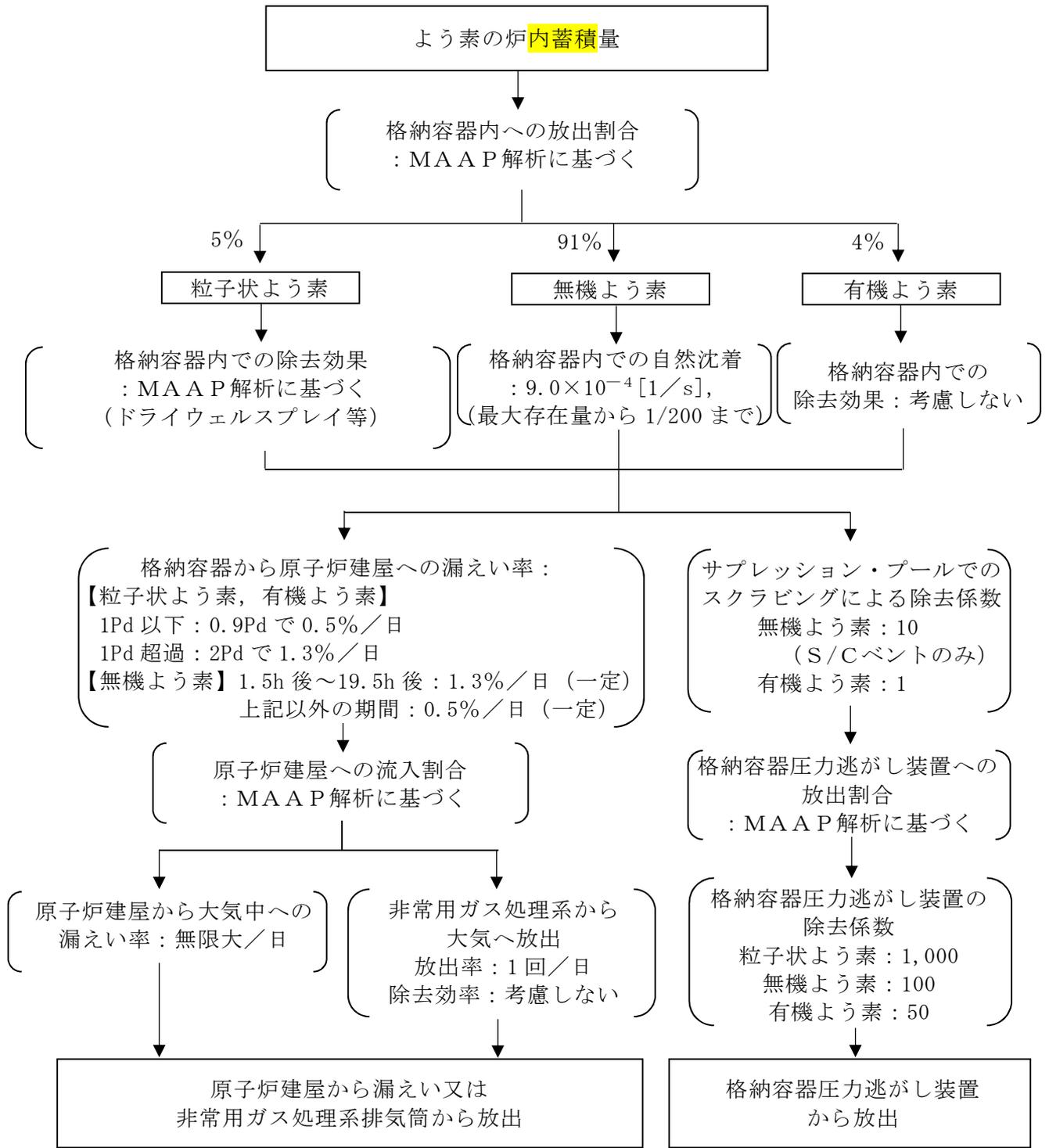
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2h後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として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
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	S／Cベント ：約 9.5×10^{-1}	D／Wベント ：約 9.5×10^{-1}	M A A P 解析結果及びN U R E G - 1465 に基づき設定
	C s I 類	：約 1.1×10^{-6}	：約 4.0×10^{-3}	
	C s O H 類	：約 4.0×10^{-7}	：約 7.5×10^{-3}	
	S b 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	T e O ₂ 類	：約 9.0×10^{-8}	：約 1.5×10^{-3}	
	S r O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	B a O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	M o O ₂ 類	：約 4.5×10^{-9}	：約 7.2×10^{-5}	
	C e O ₂ 類	：約 9.0×10^{-10}	：約 1.5×10^{-5}	
	L a ₂ O ₃ 類	：約 3.6×10^{-10}	：約 5.8×10^{-6}	
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

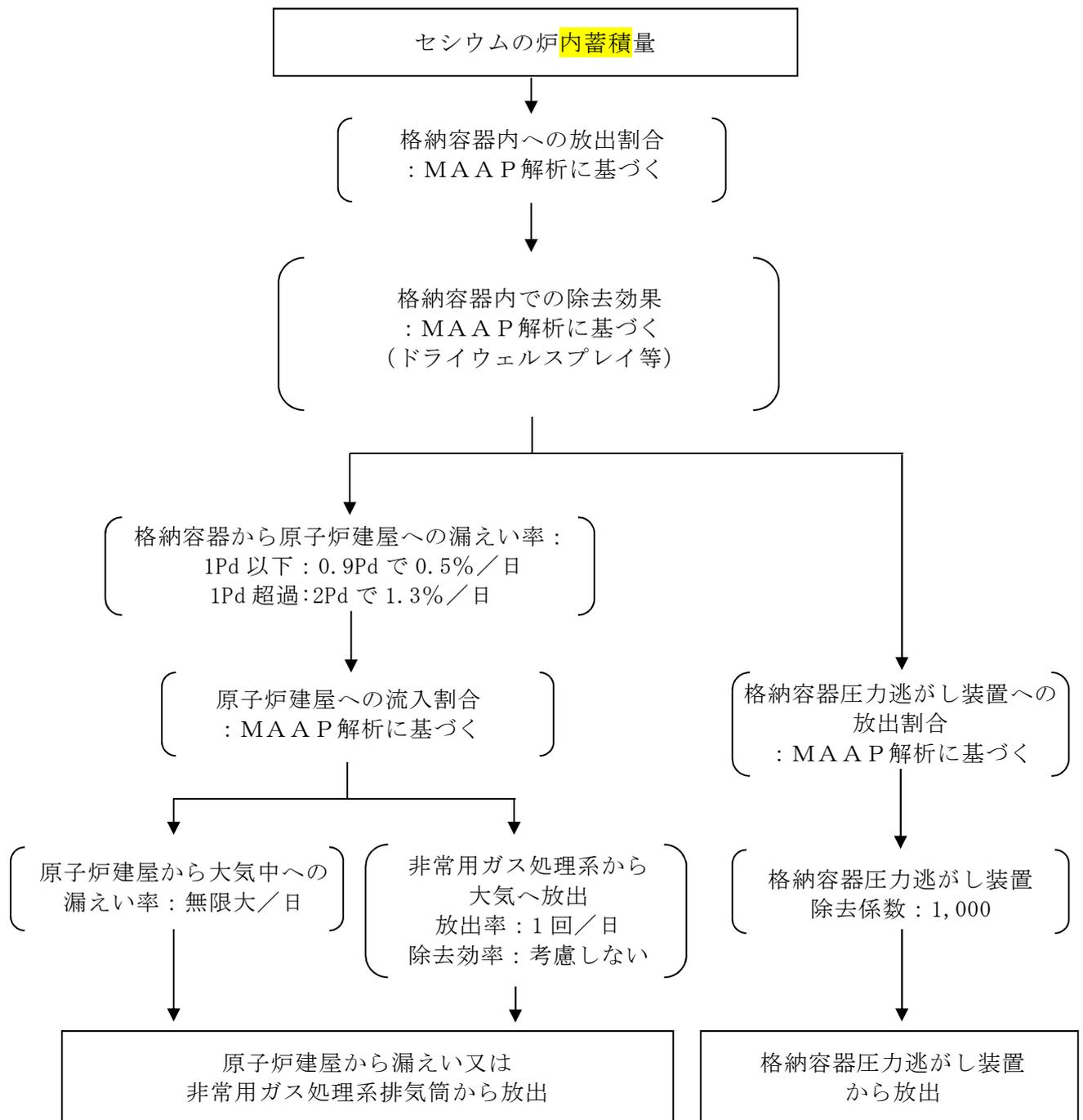
- ※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995



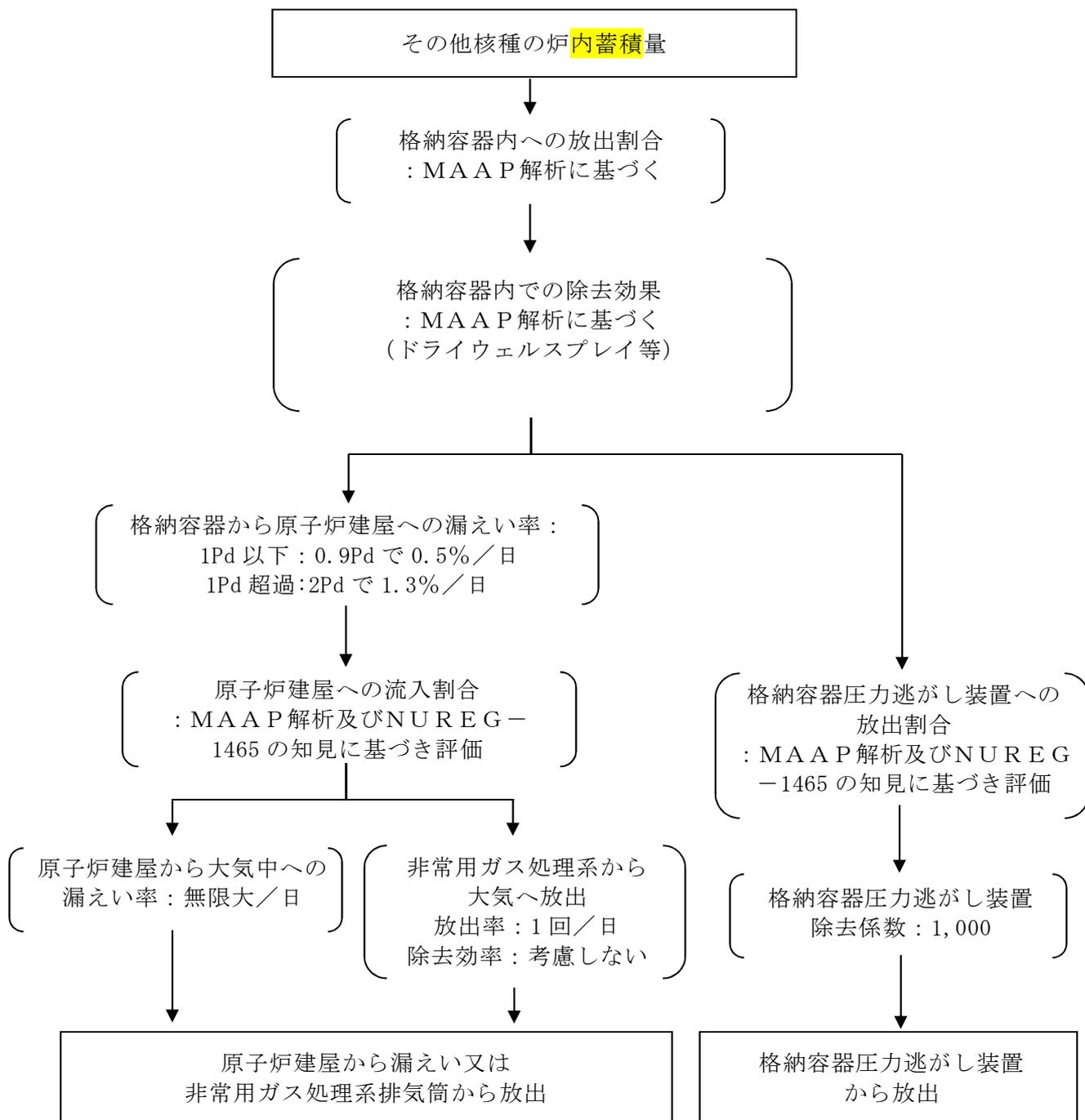
第 21 図 希ガスの大気放出過程



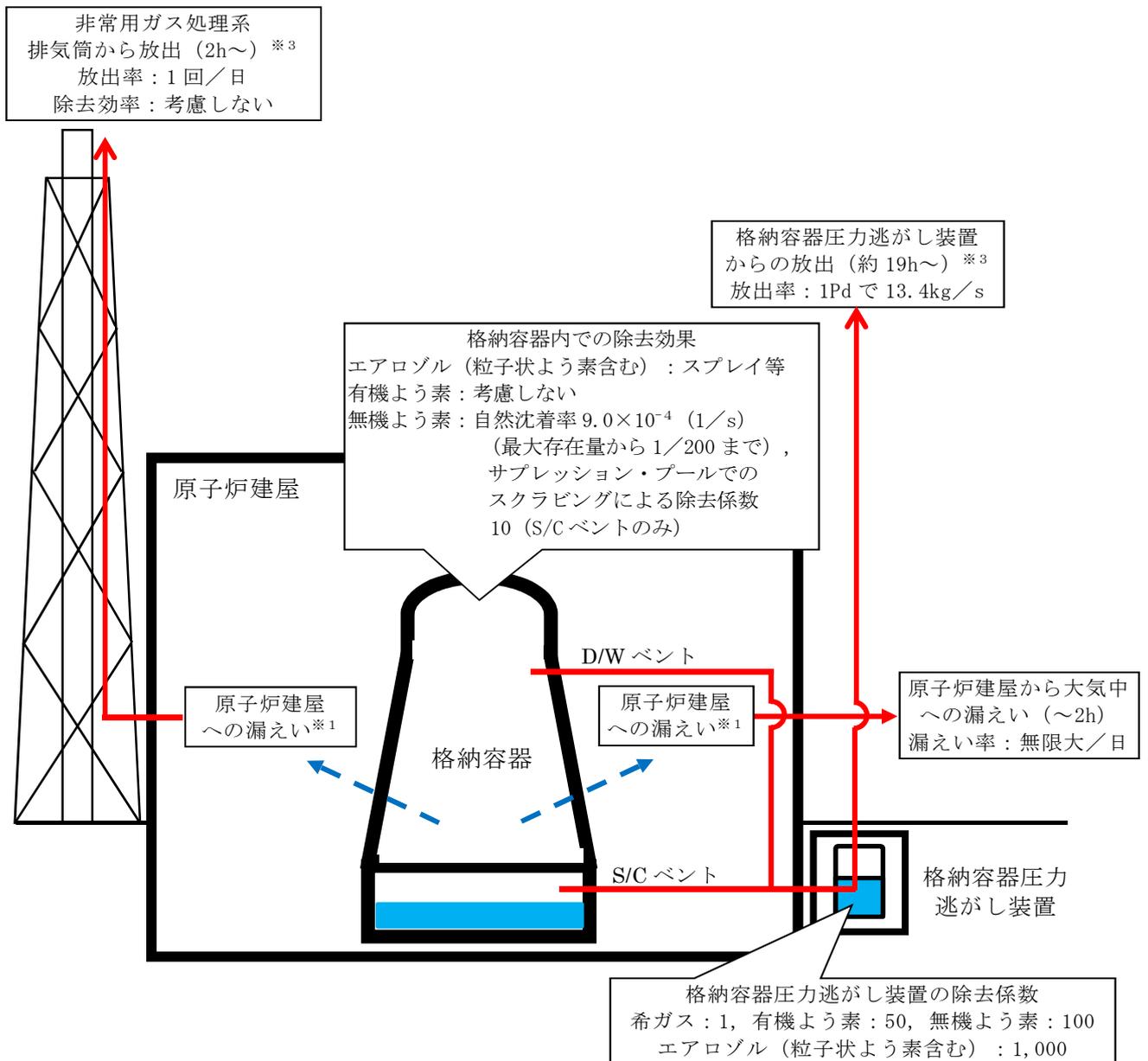
第 22 図 よう素の大気放出過程



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 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】

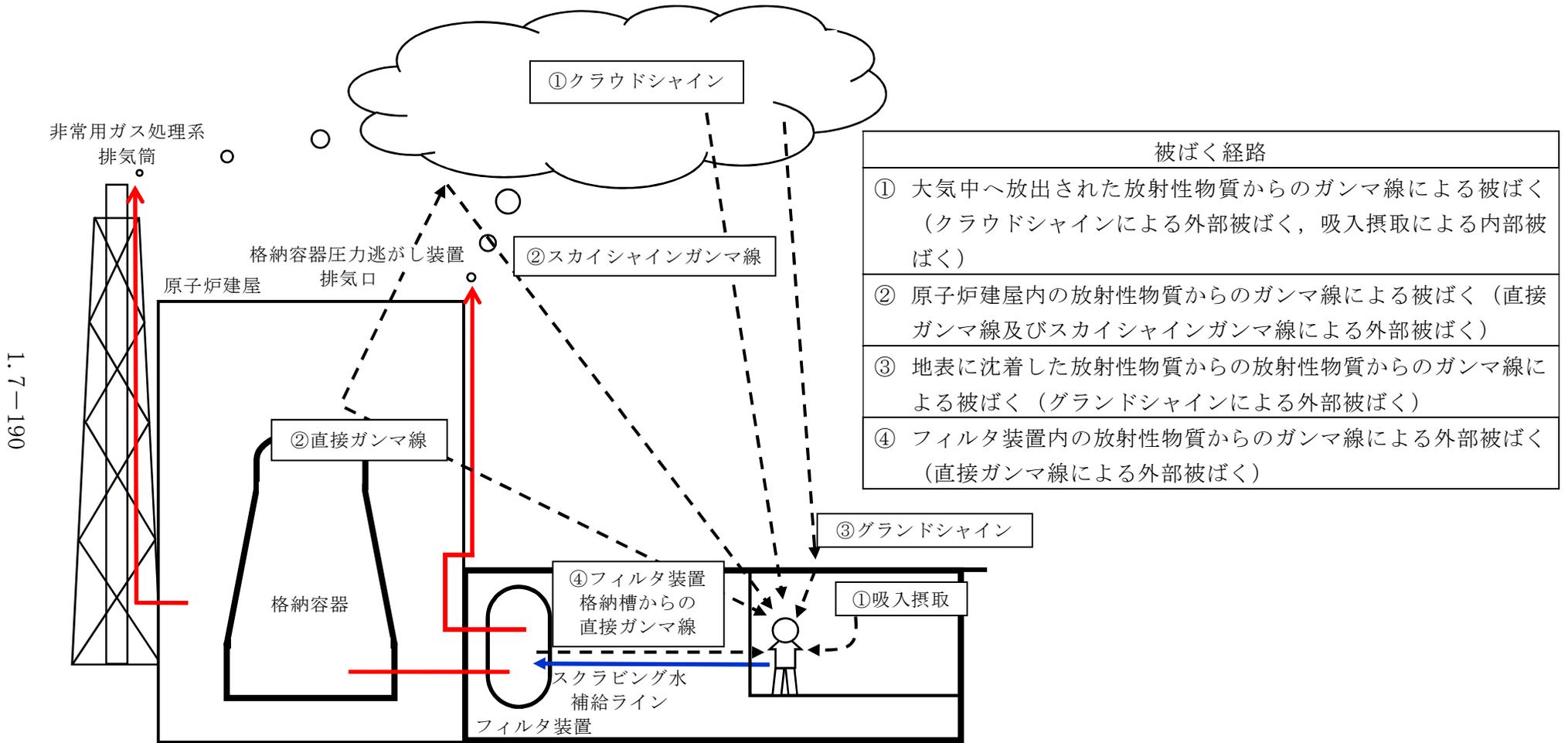
1.5h 後～19.5h 後：1.3%/日 (一定)，上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

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			■	

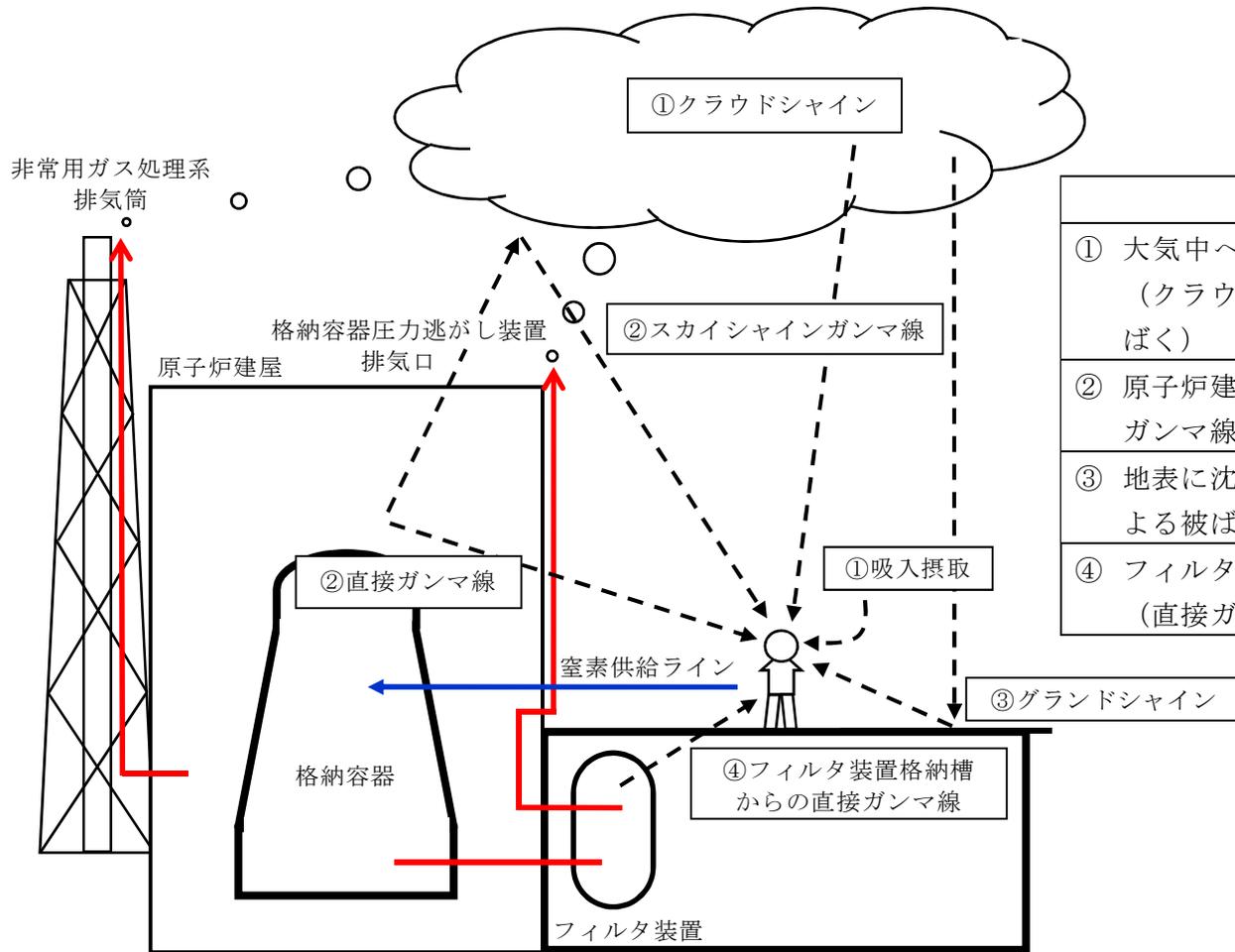
※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※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	フィルタ装置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

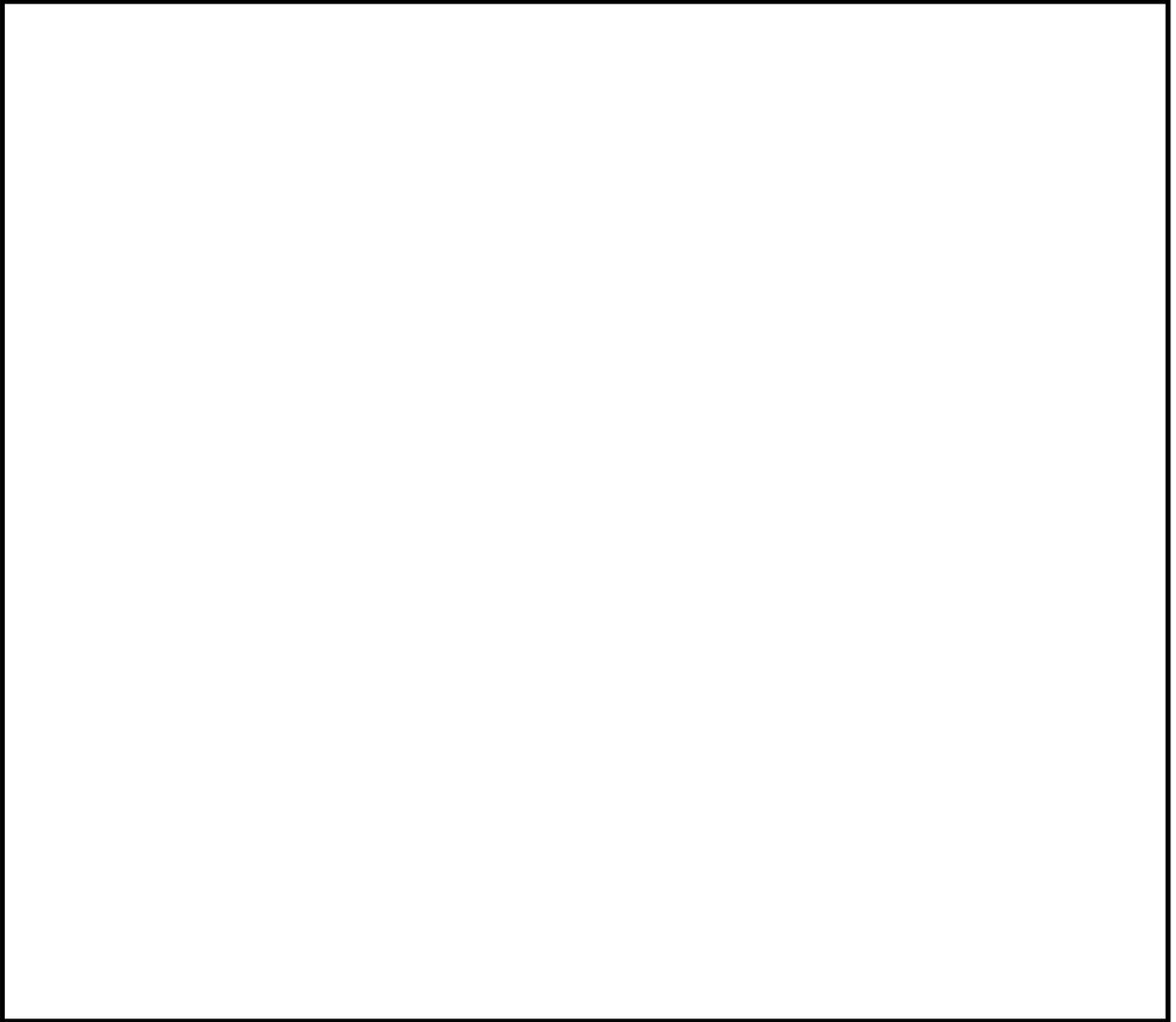
項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 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		フィルタ装置遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定
フィルタ装置格納槽外壁壁厚		フィルタ装置遮蔽設計値（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			
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			
	内部被ばく	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		3.3×10^0	3.3×10^0	2.9×10^0	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		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		1.3×10^1	3.9×10^0	3.6×10^0	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			
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			
	内部被ばく	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		4.5×10^0	4.5×10^0	4.0×10^0	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		1.0×10^1	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}	6.3×10^{-1}
作業線量率		1.5×10^1	5.1×10^0	4.6×10^0	5.1×10^0

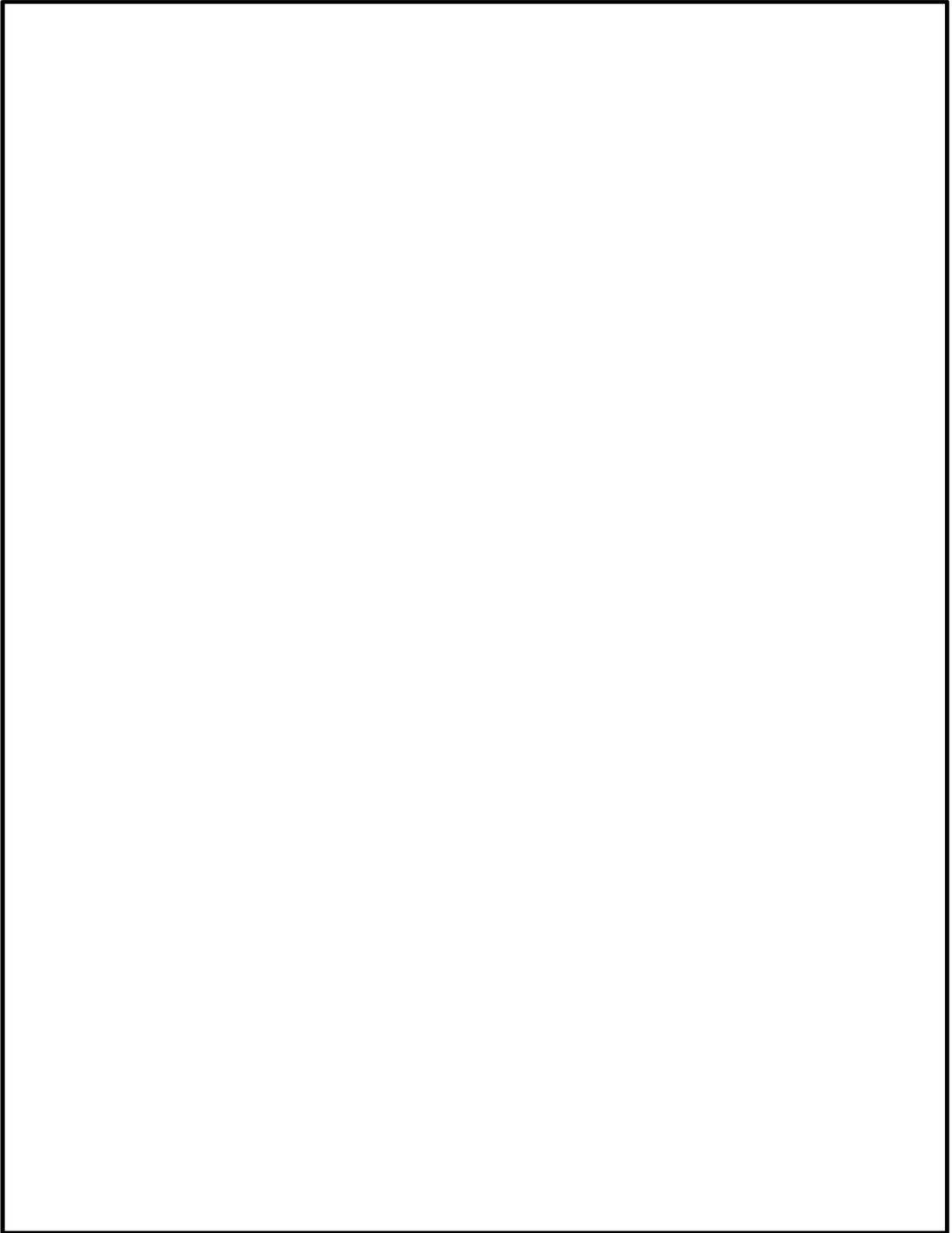
スクラビング水の保有水量の設定根拠について

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、

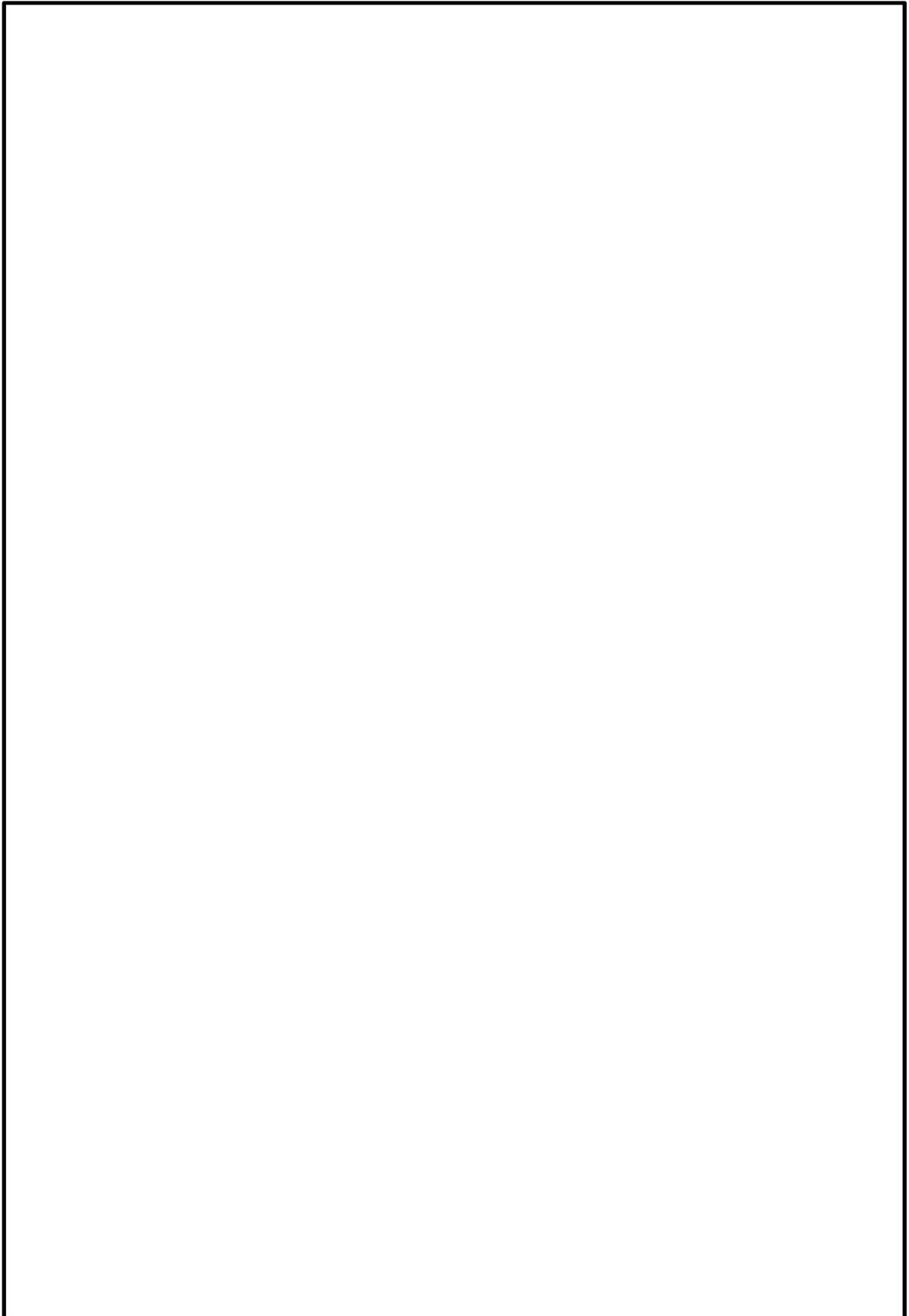
と設定している。

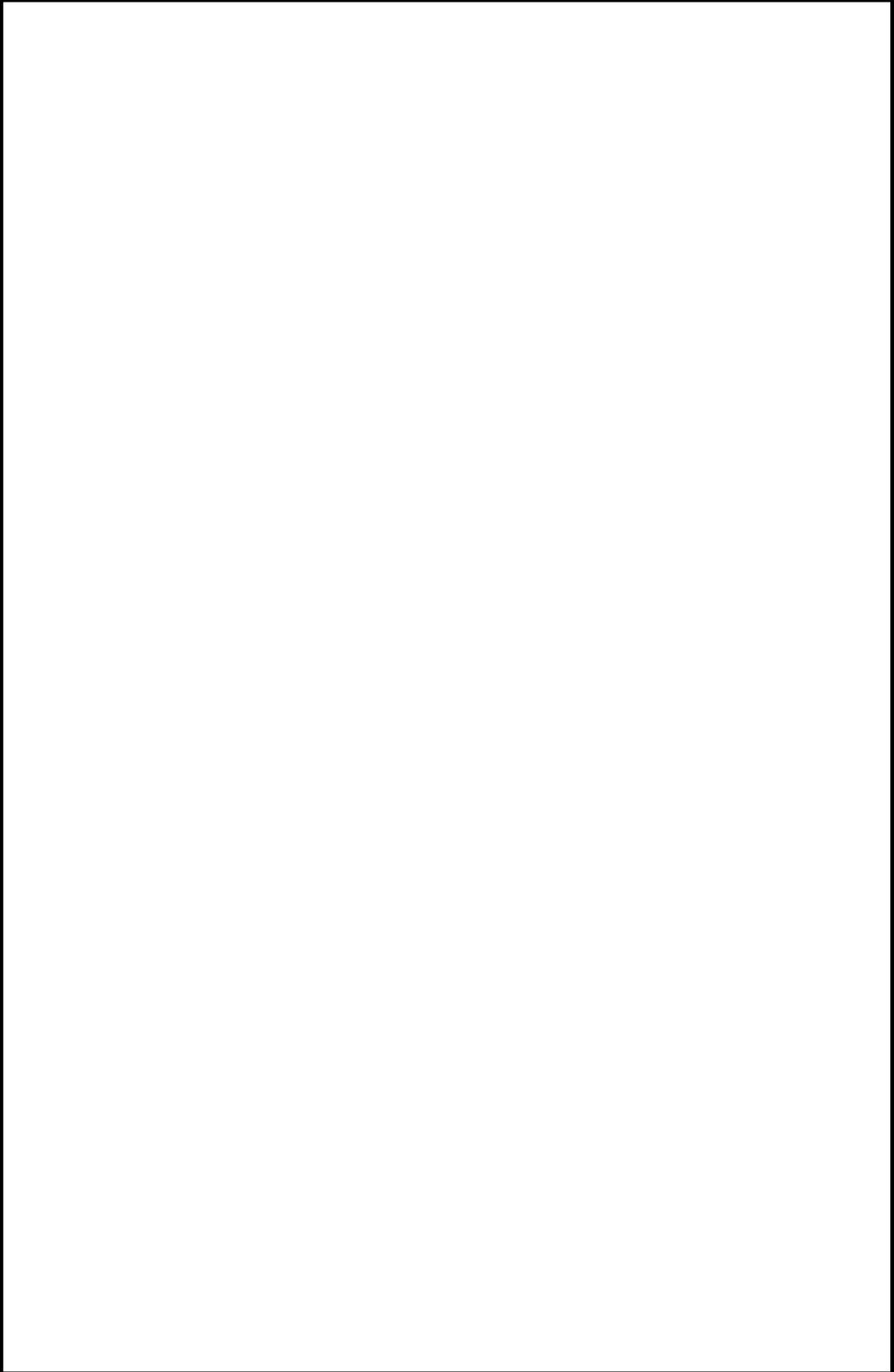
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

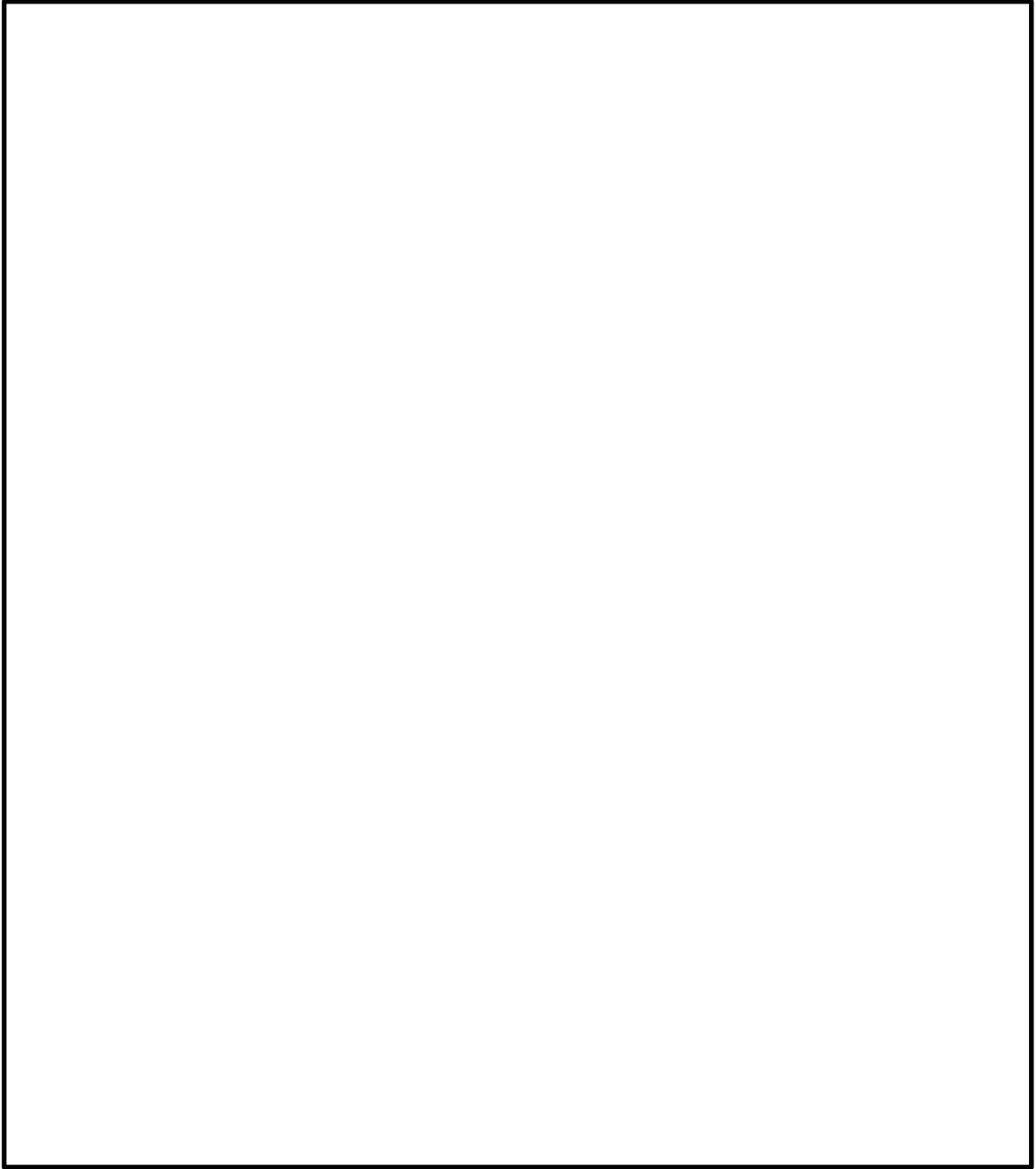
(1) 最大水量について



(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

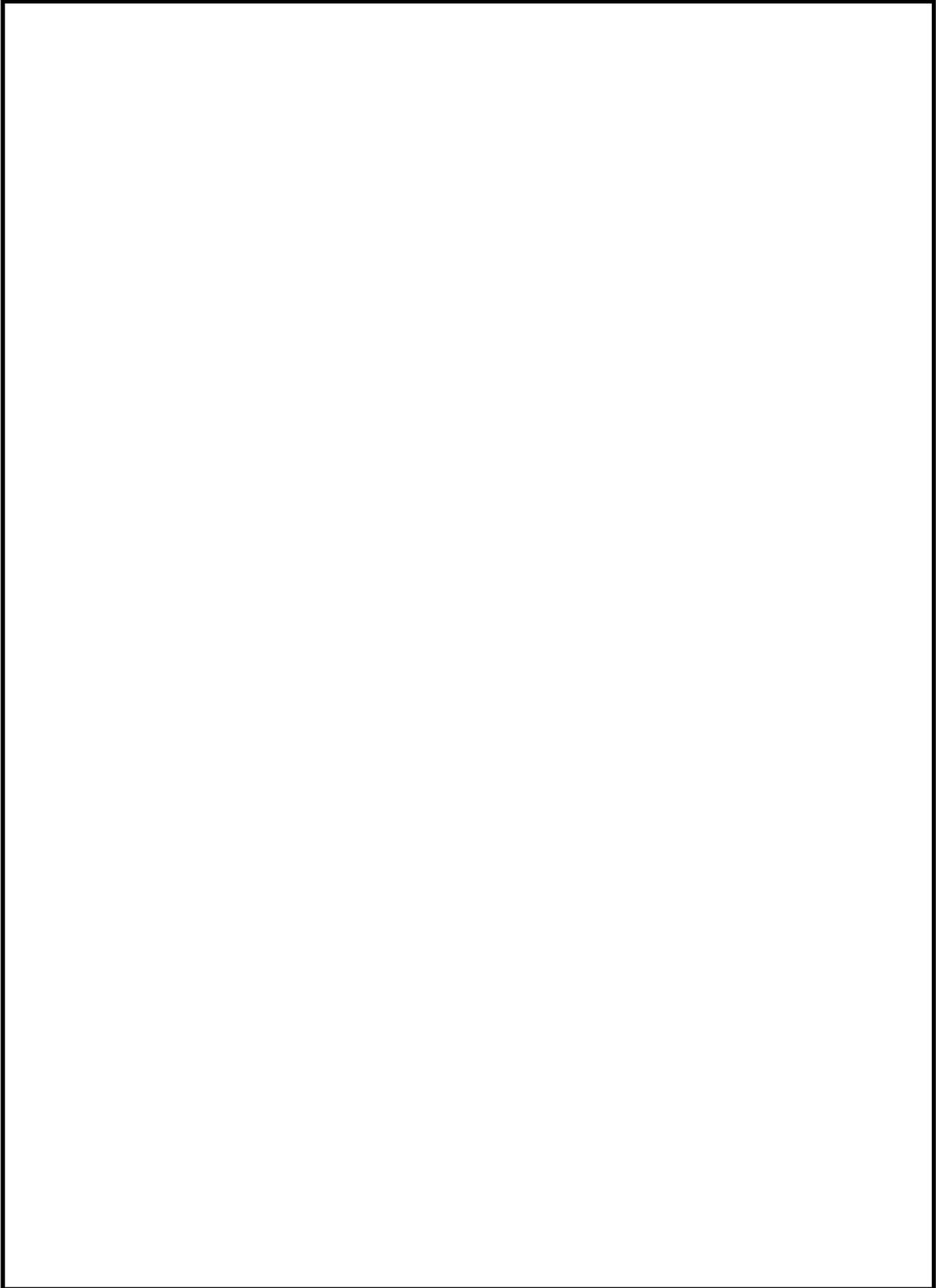
【評価結果】

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。

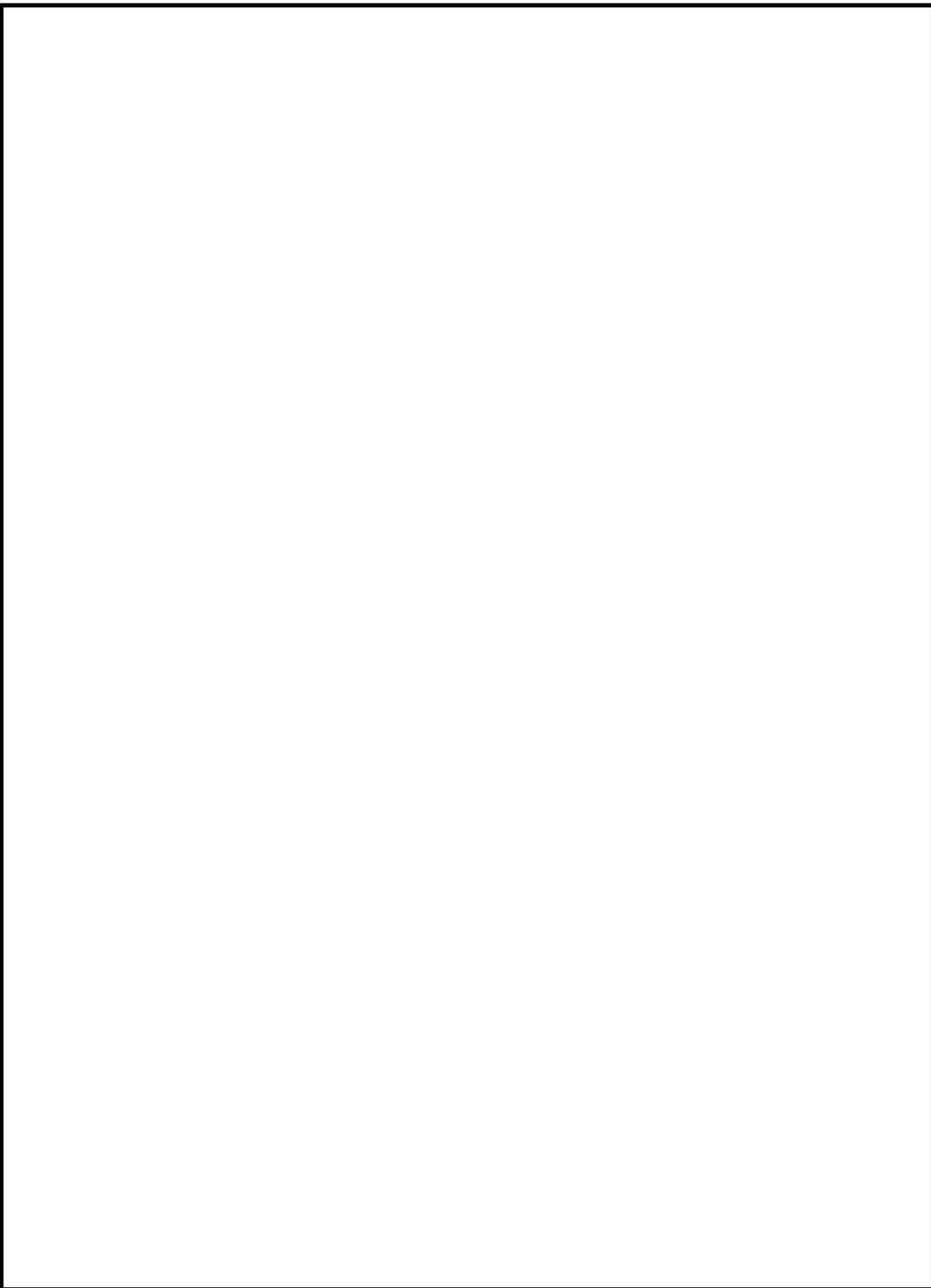
第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	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)

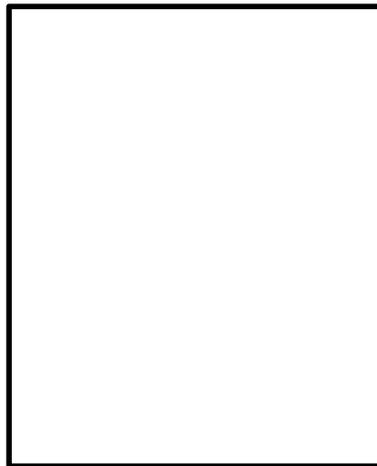


第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(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。



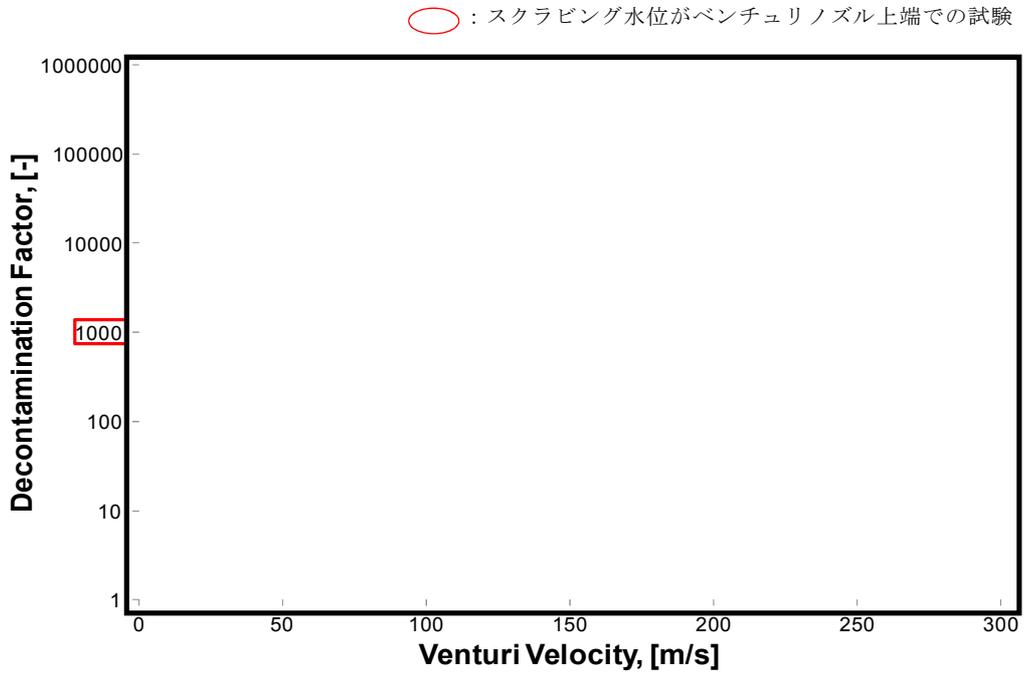
- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴）
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

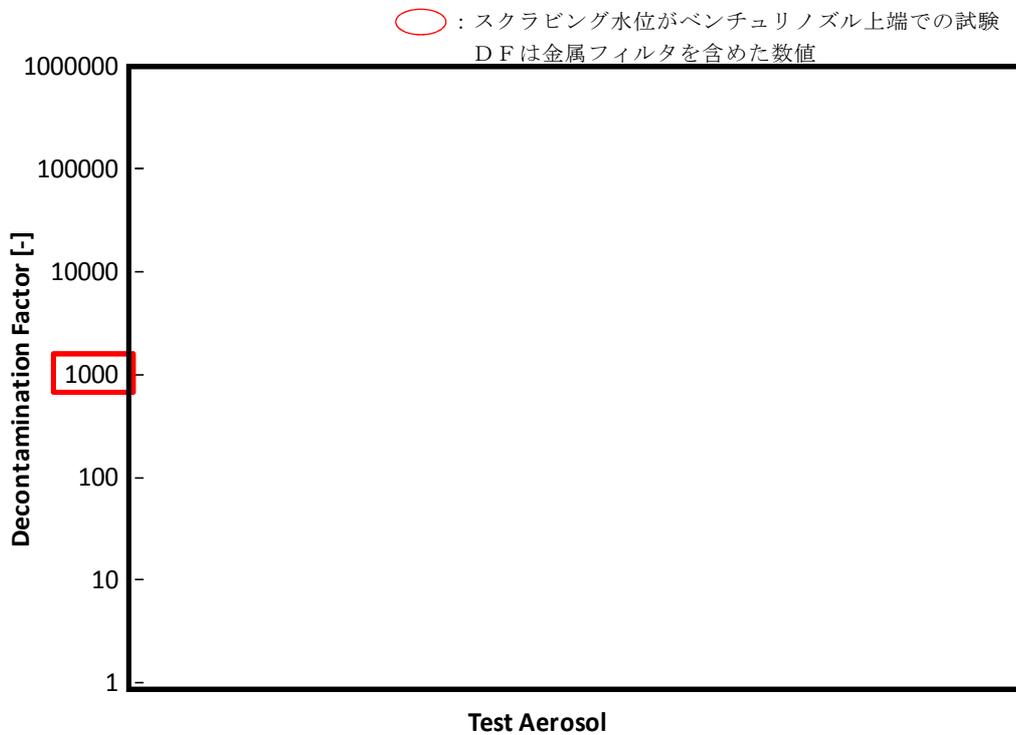
①エアロゾルのDFについて

- 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DF 1,000 以上を十分に確保できている。



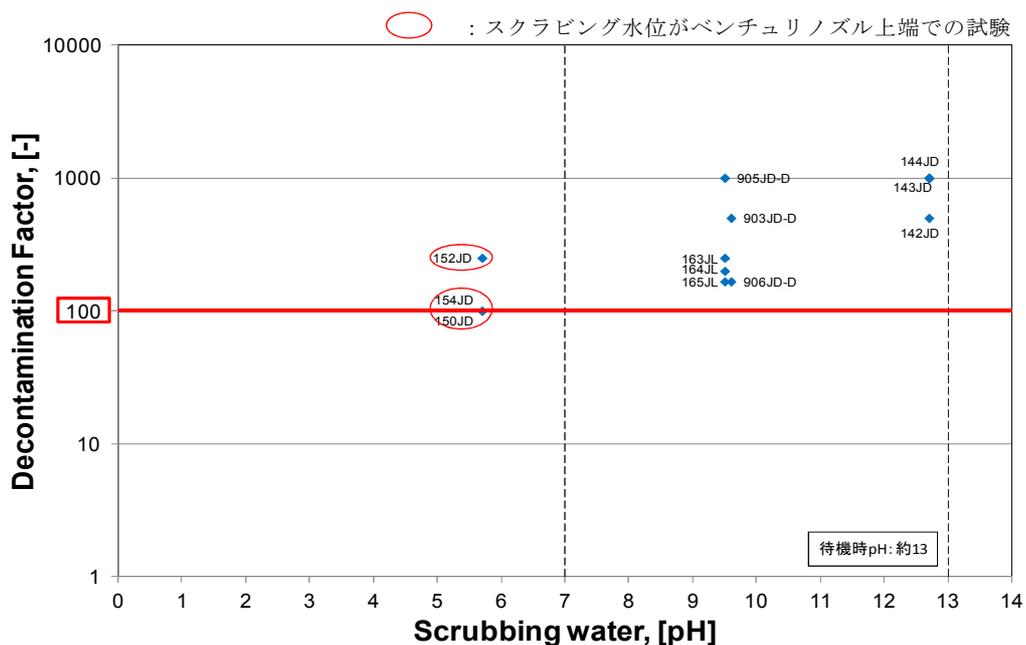
第 5 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDF の関係



第 6 図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDF 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。

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

ここで、

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

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

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{\quad}$ [mm]

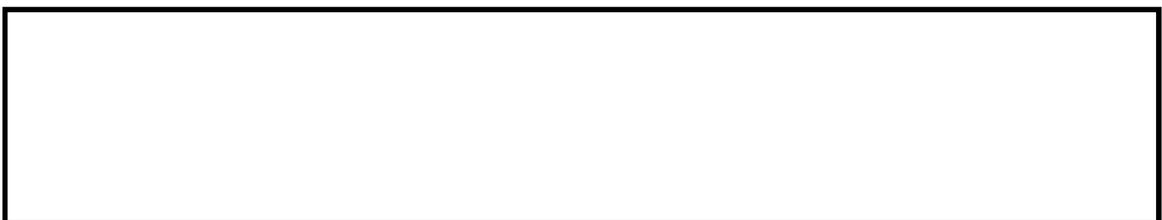
h : スクラビング水上限水位 $\boxed{\quad}$ [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²]

S_A : 応答加速度 $\boxed{\quad}$ [mm/s²]

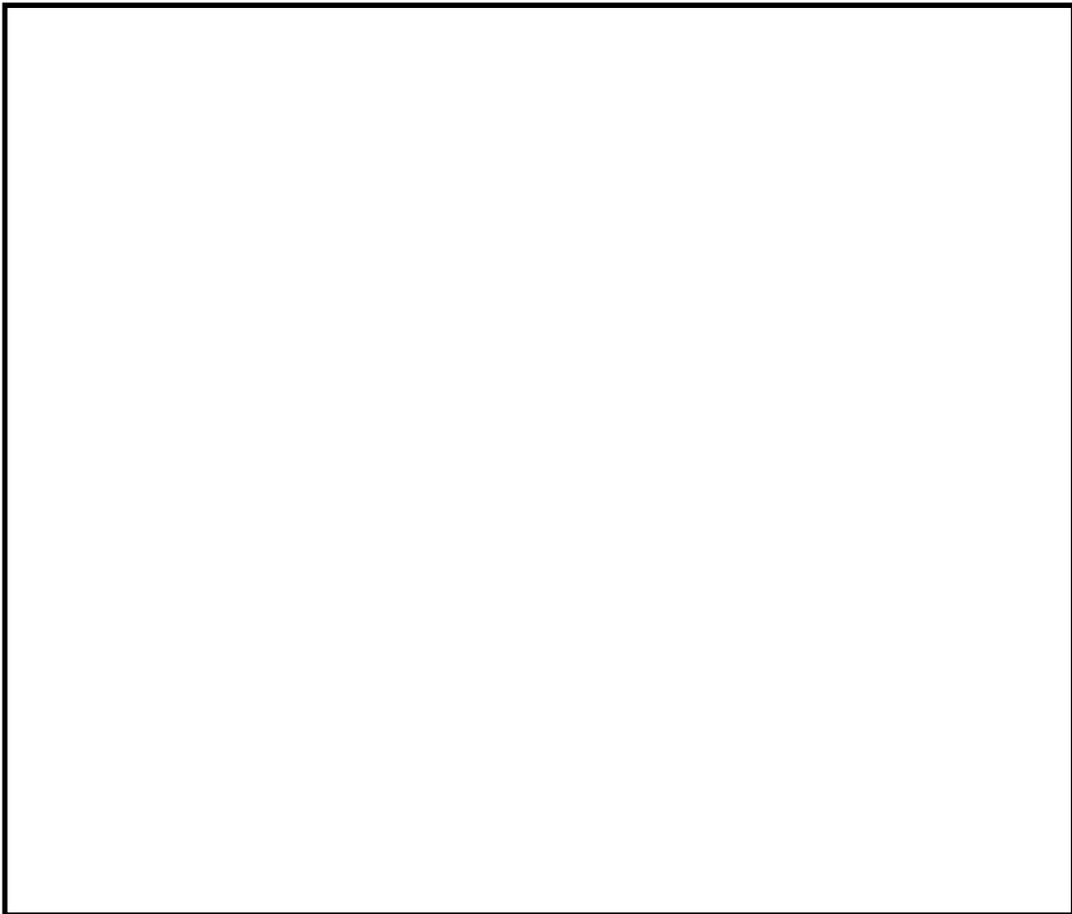
(原子炉建屋の基準地震動 S_s から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{\quad}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{\quad}$ 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压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）	原子炉压力容器	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	原子炉压力容器	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ー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウエルスプレーを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。
- ② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウエルに放出され、ドライウエル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレー）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ド

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

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

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

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

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

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

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

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

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

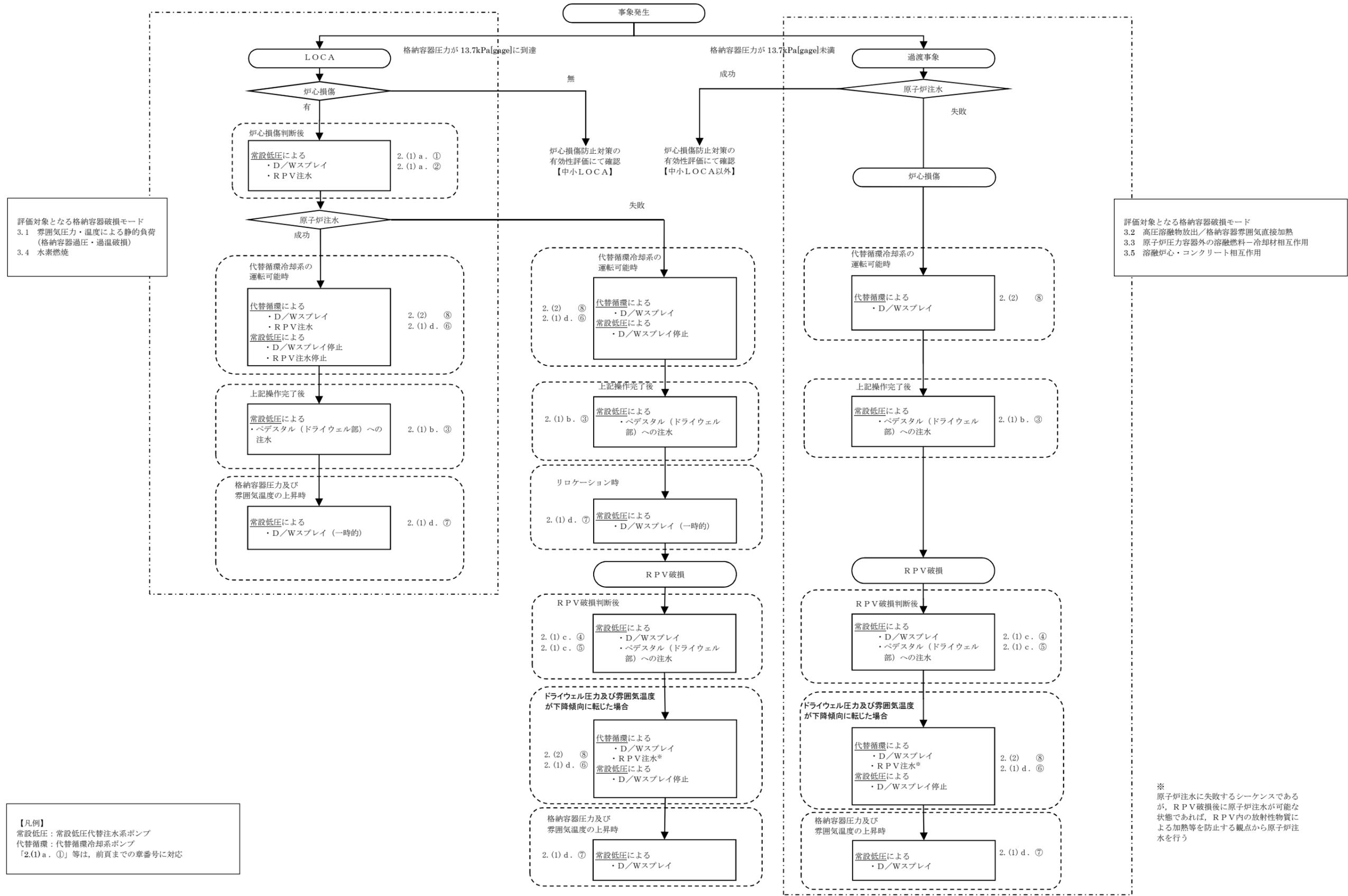
⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

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

3. 各事象の対応の流れについて

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



第1図 事故対応の流れ

4. 長期安定停止に向けた対応について

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

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で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。

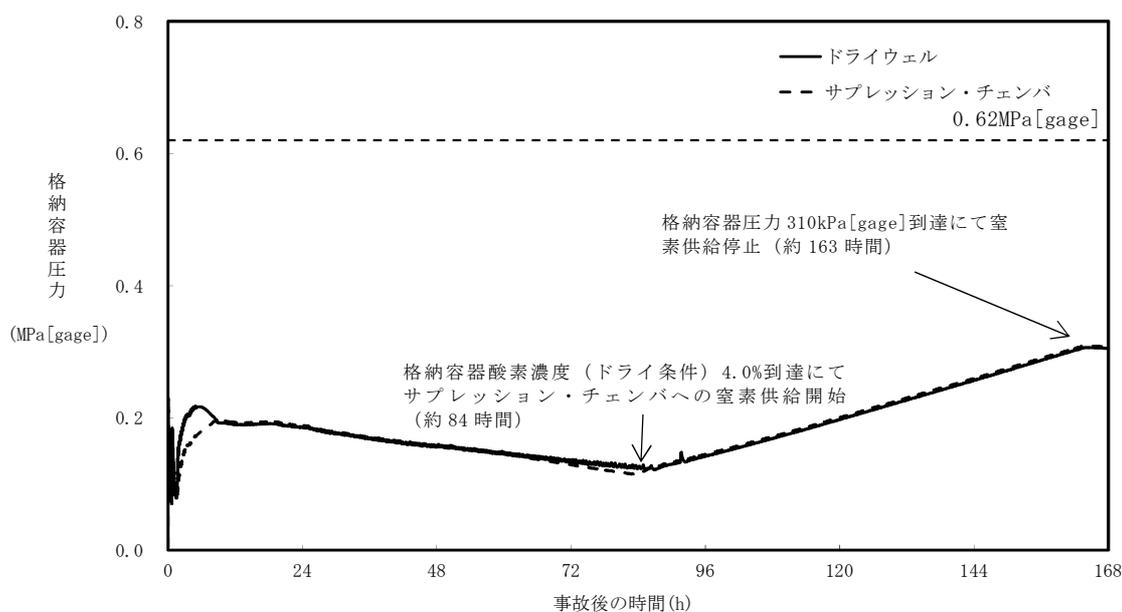
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

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。

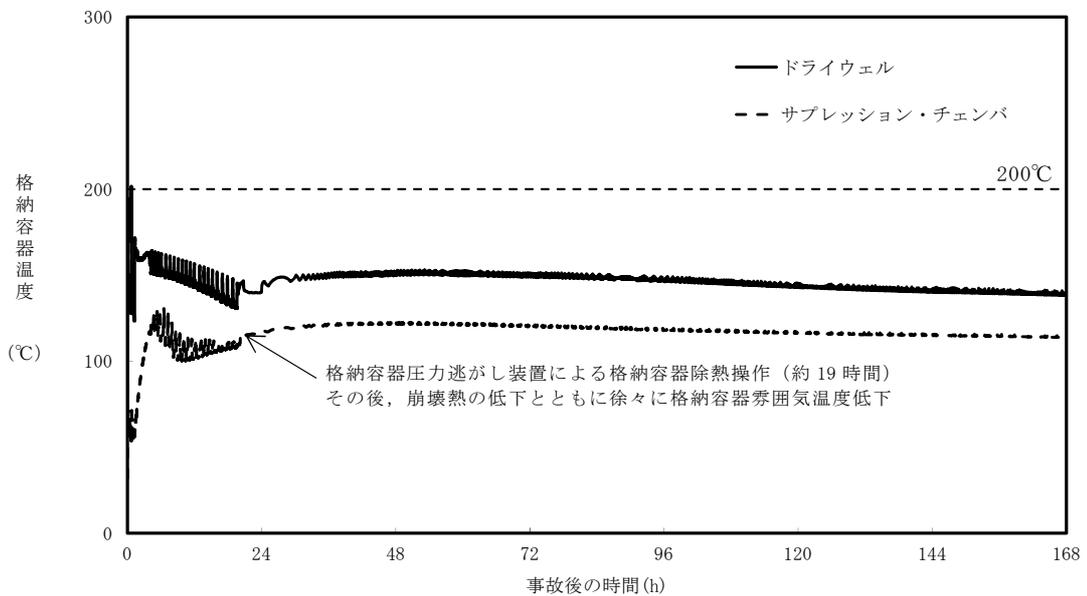


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

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。



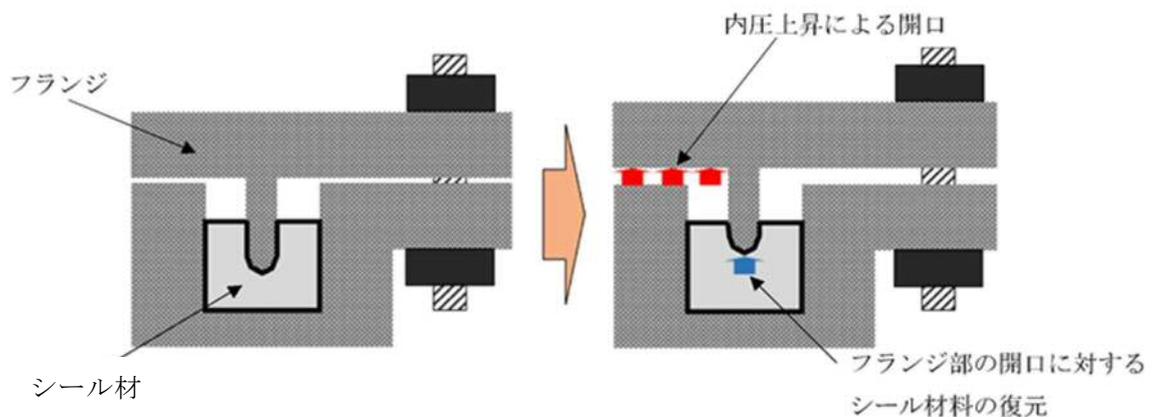
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

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）以降な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

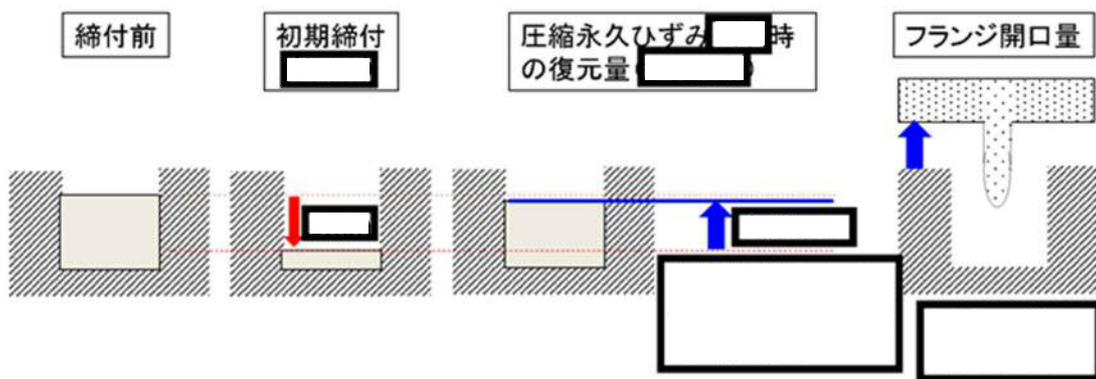
格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

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

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

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



第 4 図 圧縮永久ひずみ [] 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

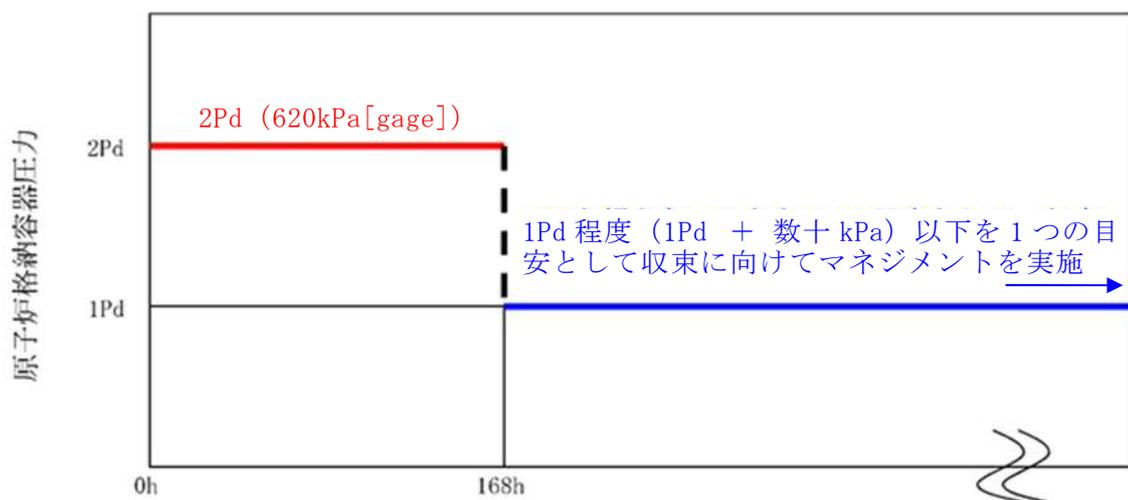
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

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

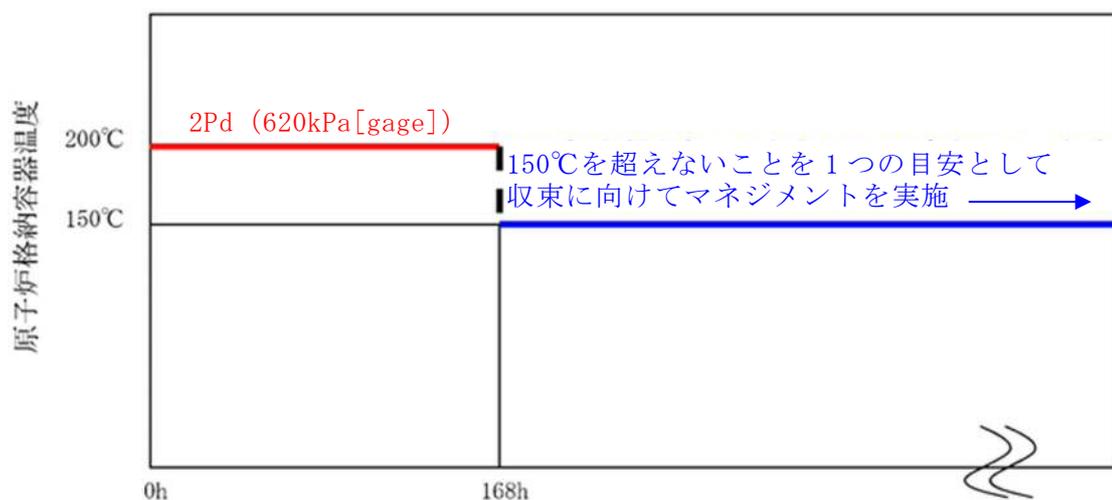
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生に寄与も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力は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 格納容器圧力の168時間以降の考え方



第6図 格納容器温度の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降な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E P D M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E P D M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（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（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、窒素注入操作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. 窒素注入操作の判断基準と作業時間について

窒素注入操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 可搬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) 窒素注入操作の開始基準：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1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1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. 窒素注入操作及び格納容器ベント操作の実施基準について

窒素注入操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準，実施基準の設定根拠を第2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，窒素注入操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

第2表 窒素注入操作及び格納容器ベント操作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%)※	格納容器ベント操作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

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の除熱

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の除熱

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）。

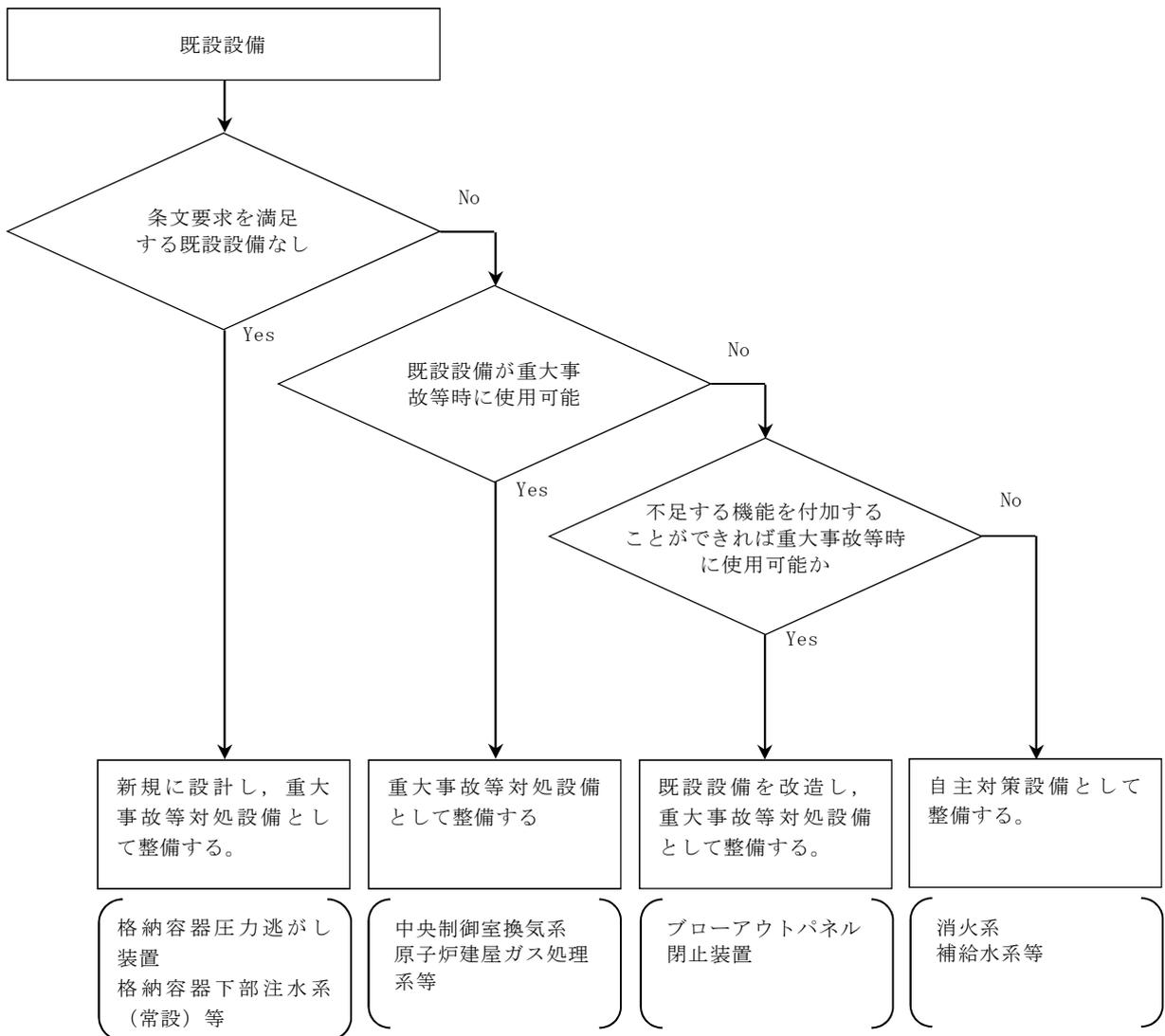
条文要求で整備する重大事故等対処設備とは別に、自主的な対策（自主対策設備）を抽出する場合の考え方として、重大事故等対処設備に要求される機能を満足しないが、同じ目的で使用することができる手段・設備があれば、それを整備することとしている。

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溶融炉心の冷却	ベ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)の床面に落下した溶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・ <u>チェンバ</u> ・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・ <u>チェンバ</u> ・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 ・ <u>可搬型代替注水大型ポンプ</u>
●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 ・ <u>電動駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u>	—
●補給水系 ・ <u>復水移送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u>	—
◎ドライウエル内ガス冷却装置 ・ <u>ドライウエル内ガス冷却装置送風機</u> ・ <u>ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル</u>	—

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プユニット（空気ポンプ） ・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） ・第一弁（S/C側）バイパス弁 ・第一弁（D/W側）バイパス弁 	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プユニット（空気ポンプ） ・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 ・第一弁（S/C側）バイパス弁 ・第一弁（D/W側）バイパス弁
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プユニット（空気ポンプ） ・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プユニット（空気ポンプ） ・差圧計

(2) 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却

ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶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、溶融炉心のペ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 ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u> ・コリウムシールド※ ¹	消火系 ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u> ・コリウムシールド※ ¹
—	補給水系 ・ <u>復水移送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u> ・コリウムシールド※ ¹	補給水系 ・ <u>復水移送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u> ・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 ・ <u>電動駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u>	消火系 ・ <u>ディーゼル駆動消火ポンプ</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>多目的タンク</u>
—	補給水系 ・ <u>復水移送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u>	補給水系 ・ <u>復水移送ポンプ</u> ・ <u>復水貯蔵タンク</u>

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 ・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	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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・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 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋水素濃度

(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 <ul style="list-style-type: none"> 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 	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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室 	可搬型照明（S A）による照明の確保 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> 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、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、IP-FAX） ・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-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 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。