

別添資料－1

格納容器フィルタベント系について

目次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 設計方針	3
2.1 系統設計	3
2.2 機器設計	5
2.3 電気・計装設計	5
2.4 耐震設計及び耐津波設計	5
2.5 その他考慮事項	6
2.6 設計条件	6
2.7 格納容器フィルタベント系	13
2.7.1 系統構成	13
2.7.2 フィルタ装置	16
2.7.3 配管及び弁類	25
2.8 附帯設備	36
2.8.1 計装設備	36
2.8.2 電源設備	42
2.8.3 補給設備	45
2.8.4 可搬式窒素供給装置	47
2.8.5 排水設備	51
3. フィルタ装置の性能	53
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	53
3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理	53
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	58
3.2 運転範囲	62
3.3 性能検証試験結果	63
3.3.1 性能検証試験の概要	63
3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価	67
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価	72
3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項	76
4. 運用方法	80
4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法	80
4.1.1 炉心が損傷していない場合	80
4.1.2 炉心が損傷している場合	83
4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について	88

4.2	現場における操作について	112
4.2.1	隔離弁の現場操作	112
4.2.2	スクラビング水・薬剤の補給	114
4.2.3	窒素の供給及び水素濃度測定	117
4.2.4	排水操作	118
4.3	一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用	119
4.4	格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項	120
4.5	格納容器フィルタベント系の維持管理	121
5.	新規規制基準への適合性	126
5.1	設置許可基準規則への適合性	126
5.1.1	第38条 重大事故等対処施設の地盤	126
5.1.2	第39条 地震による損傷の防止	128
5.1.3	第40条 津波による損傷の防止	129
5.1.4	第41条 火災による損傷の防止	130
5.1.5	第43条 重大事故等対処設備	131
5.1.6	第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	141
5.1.7	第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	143
5.1.8	第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	148

別 紙

- 別紙 1 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響について
- 別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮について
- 別紙 3 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム
- 別紙 4 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について
- 別紙 5 圧力開放板の信頼性について
- 別紙 6 格納容器減圧に伴うベント管からサプレッション・チェンバへの冷却水の流入について
- 別紙 7 主ライン・弁の構成について
- 別紙 8 ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について
- 別紙 9 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙 10 エアロゾルの保守性について
- 別紙 11 フィルタ装置における化学反応熱について
- 別紙 12 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について
- 別紙 13 フィルタ装置（スクラバ容器）の基数の違いによる影響について
- 別紙 14 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について
- 別紙 15 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について
- 別紙 16 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明
- 別紙 17 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
- 別紙 18 第 1 ベントフィルタ格納槽内における漏えい対策について
- 別紙 19 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について
- 別紙 20 ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について
- 別紙 21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
- 別紙 22 フィルタ装置の各構成要素における機能について
- 別紙 23 スクラビング水の pH について
- 別紙 24 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について
- 別紙 25 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙 26 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について
- 別紙 27 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図
- 別紙 28 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて
- 別紙 29 計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について
- 別紙 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
- 別紙 31 電源構成の考え方について
- 別紙 32 窒素供給装置の容量について
- 別紙 33 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について
- 別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

- 別紙 35 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計
- 別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
- 別紙 37 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について
- 別紙 38 銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発, 吸着材の容量減少及び変質について
- 別紙 39 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について
- 別紙 40 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について
- 別紙 41 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について
- 別紙 42 ベント停止手順について
- 別紙 43 格納容器 pH制御について
- 別紙 44 設備の維持管理についての補足事項
- 別紙 45 銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について
- 別紙 46 格納容器からの異常漏えい時における対応について
- 別紙 47 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について
- 別紙 48 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について
- 別紙 49 適合性審査において確認を行う事項(第50条等, FCVS)に対する記載事項について
- 別紙 50 セシウムの放出割合の評価方法
- 別紙 51 高温使用時におけるフランジ漏えい評価について
- 別紙 52 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

1. 概要

1.1 設置目的

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び熱を外部に放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を、限界圧力及び限界温度未満に維持することで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。

排気ラインに設置するスクラバ容器により、サプレッション・チェンバの排気ラインまたはドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器フィルタベント系使用時の環境への影響を緩和する。

また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持っている。

なお、スクラバ容器を設置することにより、格納容器フィルタベント系より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが、環境への影響を更に低減させるため、スクラバ容器の下流に、原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するための銀ゼオライト容器を設置する。

1.2 基本性能

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9%以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99%以上、有機よう素は 98%以上の性能を有する。

1.3 系統概要

格納容器フィルタベント系の全体概要図を図 1.3-1 に示す。

本系統は、スクラバ容器、銀ゼオライト容器、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第 1 弁及び第 2 弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉

建物屋上位置（標高約 65m）で放出する。（別紙 1）

本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

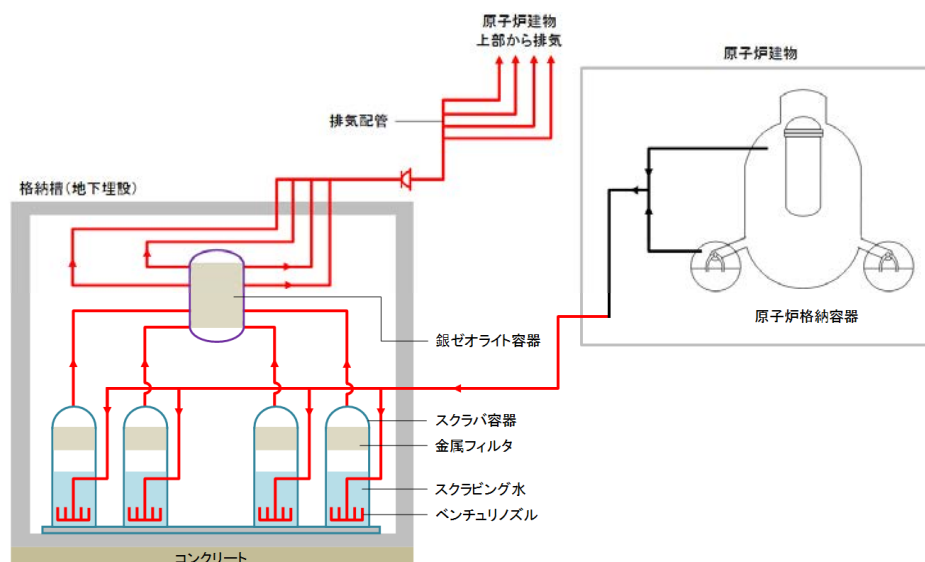


図 1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図

2. 設計方針

格納容器フィルタベント系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）等の関係法令の要求を満足するよう設計する。以下に設計方針を示す。

2.1 系統設計

- (1) 残留熱除去系の機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び炉心の著しい損傷に先行する格納容器破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、最終的な熱の逃がし場である大気に熱を輸送し、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

《設置許可基準規則第 48 条》

- (2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

《設置許可基準規則第 43 条, 48 条》

- (3) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の水素を含むガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに格納容器内での水素爆発を防止することができる設計とする。

《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》

- (4) 格納容器内のガスをフィルタ装置に通すことにより、放射性物質の大気への放出量を低減できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して 99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して 99%以上及びガス状の有機よう素に対して 98%以上を除去可能な設計とする。

《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》

- (5) 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス（水素）が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬式窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して 5 vol%未満で管理することで、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器フィルタベント系内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。（別紙2）

《設置許可基準規則第50条，52条》

- (6) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系，非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は，他の原子炉とは共用しない。また，格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は，直列で2弁設置し，格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (7) 格納容器フィルタベント系の使用に際して，格納容器の水素爆発を防止するため，窒素供給ラインを設け，格納容器へ窒素供給できる設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

- (8) 格納容器フィルタベント系のベント弁は，現場でも操作が可能となるよう，遠隔手動弁操作機構を設け，原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。（別紙3，別紙4）

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (9) 炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器フィルタベント系のベント弁の操作ができるよう，遠隔手動弁操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量率の低い原子炉建物付属棟に設置する設計とする。

《設置許可基準規則第43条，50条》

- (10) 格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系統内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として，圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は，格納容器からのベントガス圧力（0.427MPa [gage]～0.853MPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり，格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計であるため，バイパス弁は併置しない。（別紙5）

《設置許可基準規則第50条》

- (11) 格納容器フィルタベント系は，サブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウエル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。（別紙6，別紙7）

《設置許可基準規則第50条》

- (12) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，第1ベントフィルタ格納槽（地下埋設）に格納し，十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面

の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉棟内及び原子炉建物付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。（別紙8,別紙4）

《設置許可基準規則第43条,50条》

- (13) 水素を含むガスの排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

- (14) 想定される重大事故等時の使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できるよう、運転モード（系統待機モード、ベント運転モード、ベント後収束モード）を考慮し、排気容量にも十分な余裕を持たせた設計とする。

《設置許可基準規則第43条》

- (15) ベント機能の確実性を担保する観点から、可能な限り、系統に冗長性を持たせた設計とする。

2.2 機器設計

- (1) 配管及び弁類は、想定される重大事故等時において、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とするとともに、ベント実施の妨げにならない設計とする。

《設置許可基準規則第50条》

- (2) ベント弁は、想定される重大事故等時の使用条件下においても容易かつ確実に操作できるように、遮蔽や離隔等の放射線防護対策を行う設計とするとともに、操作方法に多様性を持たせた設計とする。

《設置許可基準規則第43条,50条》

- (3) 健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

《設置許可基準規則第43条》

- (4) フィルタ装置は、想定される重大事故等時の使用期間において、所定の性能を維持できる設計とし、ベント後に人的操作が可能な限り発生しないような設計とする。

2.3 電気・計装設計

- (1) 全交流動力電源喪失時においても確実に操作できるよう、運転に必要な機器、弁及び計装設備の電源は、代替電源から受電可能な設計とする。

《設置許可基準規則第52条》

2.4 耐震設計及び耐津波設計

- (1) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に設置するとともに、基準地震

動 S s による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

《設置許可基準規則第 38 条, 39 条》

- (2) 格納容器フィルタベント系は, 基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

《設置許可基準規則第 40 条》

2.5 その他考慮事項

- (1) 格納容器フィルタベント系は, 火災に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう, 火災の発生を防止することができ, かつ, 火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。

《設置許可基準規則第 41 条》

- (2) 格納容器フィルタベント系は, 地震, 津波以外の自然現象等に対しても重大事故等に対処するために可能な限り必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

2.6 設計条件

格納容器フィルタベント系は, 格納容器のウェットウェル及びドライウェル貫通孔から配管を引き出し, ベント弁及び連結管 (ヘッド) を介してフィルタ装置にガスを引き込む。フィルタ装置で処理されたガスは排気配管を通過して原子炉建物頂部付近から排出する設計としており, 以下の設備で構成している。

・フィルタ装置

- ▶ スクラバ容器 (第 1 ベントフィルタスクラバ容器) : 4 基
ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを備え, 主として粒子状放射性物質及び無機よう素を除去
- ▶ 銀ゼオライト容器 (第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器) : 1 基
銀ゼオライトフィルタを備え, 主として有機よう素を除去

・配管

- ▶ ベント弁 (第 3 弁) からスクラバ容器入口 : 200A~300A
- ▶ スクラバ容器から銀ゼオライト容器 : 200A~300A
- ▶ 銀ゼオライト容器から大気開放端 : 300A~400A

・伸縮継手

- 第 1 ベントフィルタ格納槽から原子炉建物 : 300A
- 銀ゼオライト容器から大気開放端 : 300A

・流量制限オリフィス : 4 個

- スクラバ容器から銀ゼオライト容器間の各配管に 1 個設置

・圧力開放板 : 1 個

- 銀ゼオライト容器から大気開放端間の配管に 1 個設置

・ベント弁 (電動駆動弁) : 5 個

・計装設備

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 2.6-1 に示す。

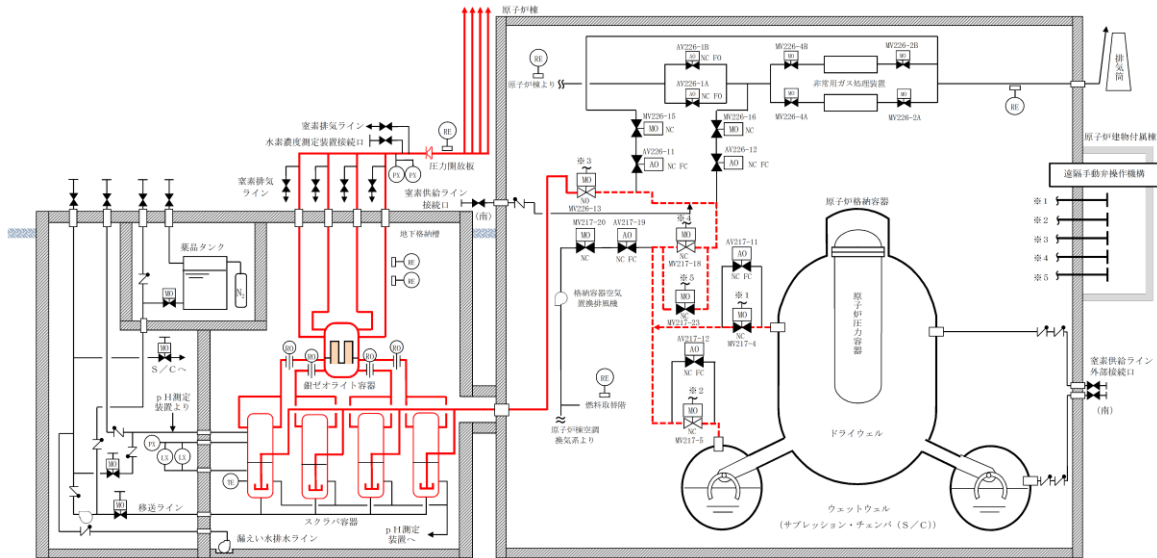


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等時での使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できる設計とするため、以下の運転モードを考慮し、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 2.6-1 に示す。(別紙 9, 別紙 10, 別紙 11, 別紙 12)

【格納容器フィルタベント系で考慮する運転モード】

(1) 系統待機モード

格納容器に閉じ込め機能を期待する期間において系統待機状態を維持し、系統起動時の水素対策として、系統内を窒素雰囲気維持する。

(2) ベント運転モード

格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり、炉心損傷を伴わない事故シーケンスのうち「全交流動力電源喪失」では、格納容器が最高使用圧力 427kPa [gage] に到達時に実施する。炉心損傷を伴う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）」に対する事象収束シナリオでは、格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍に到達するまで若しくはサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時にベントを実施する。

(3) ベント後収束モード

ベント後のフィルタ装置（スクラバ容器）には多量の放射性物質を保持することになり，放射性物質の崩壊熱によりフィルタ装置（スクラバ容器）内の水は加熱され蒸発する。

表 2.6-1 格納容器フィルタベント系の主な系統設計条件

項目	設計条件	
最高使用圧力	853kPa[gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ，格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]とする。
	427kPa[gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から，流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，427kPa[gage]とする。
最高使用温度	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ，格納容器の限界温度である 200℃とする。	
系統流量 (ベントガス流量)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ，原子炉定格熱出力の 1% 相当の蒸気流量 (9.8kg/s @427kPa[gage]) とする。	
スクラバ容器内 発熱量	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ソースターム評価）に基づく放射性物質の崩壊熱に対して，十分な余裕を見込み，370kW とする。	

格納容器フィルタベント系の系統設計における主な考慮事項を以下に示す。

a. 系統の冗長性

ベントガスはウェットウェル気相部とドライウェル気相部から排気することが可能な構成とし，系統の冗長性を確保しており，格納容器の接続位置も長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所としている。（別紙 7）

また，系統内唯一の動的機器であるベント弁は，中央制御室から遠隔操作できるとともに現場での操作が可能な構成とし，操作性上の冗長性を備える設計としている。

b. 位置的分散

フィルタ装置は，原子炉建物外の第 1 ベントフィルタ格納槽内に配置し，フィルタ装置入口配管については地下ダクトを通過しての第 1 ベントフィルタ格納槽内に接続される構成としており，残留熱除去系等に対して位置的分

散を図った設計としている。

機器配置図を図 2.6-2-1 ～3, の第 1 ベントフィルタ格納槽内断面図を図 2.6-3 に示す。

c. 水素対策

フィルタ装置出口配管に圧力開放板を設置し、系統待機モードにおいて系統内を窒素雰囲気維持することで不活性化し、ベントの際の水素爆発を防止する設計としている。また、フィルタ装置出口配管に水素濃度測定装置接続口を設け、水素濃度を監視できる設計としている。(別紙 2)

d. 悪影響防止

格納容器からフィルタ装置間の主ラインに接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがあり、他系統との接続配管については、隔離弁を 2 重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。また、2 つの隔離弁は、通常時「閉」とするとともに、第 1 隔離弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイル・クローズの設計としている。第 2 弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整が可能な設計としている。(別紙 7)

e. 現場操作

ベント弁は、原子炉棟外(二次格納施設外)から現場操作可能とし、運転員の放射線防護を考慮した設計としている。

f. 排気処理

放射性物質による環境への影響を抑えるために、ベントガスはフィルタ装置を通した後、大気拡散による希釈効果を考慮して原子炉建物頂部付近から排出する設計としている。また、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設け、放射性物質濃度を監視できる設計としている。(別紙 1)

g. 格納容器との取り合い

格納容器フィルタベント系は、以下の理由から既設の原子炉格納容器から吸気する窒素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインを経由する設計としている。なお、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物から給気する非常用ガス処理系のラインを経由しない設計としている。

- ・これらの系統はもとより格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。
- ・格納容器フィルタベント系を使用する場合に、経由する窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系のラインは、それぞれの系統として使用することはない。
- ・兼用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと、及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保

していることから、独立して設置するメリットは小さい。

h. その他

- フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成としているため、フィルタ装置入口には連結管（ヘッダ）を設け、フィルタ装置の流れに偏りが出ない設計としている。（別紙13）
- フィルタ装置（スクラバ容器）への補給水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置の水位が低下した場合に水・薬剤を補給できる設計としている。
- フィルタ装置（スクラバ容器）からの排水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置（スクラバ容器）からスクラビング水をサブプレッション・チェンバ等へ排水できる設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、使用環境を考慮した構造設計を行い、スクラビング水の漏えいを防止できる設計としている。（別紙14）
- フィルタ装置の配管経路は、連続下り勾配又は連続上り勾配とし、配管内の蒸気凝縮によるドレンの滞留防止を考慮した設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、外部事象に対して、原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に配置する等の考慮をした設計としている。（別紙15）
- 格納容器フィルタベント系は、ベント中のフィルタ装置等からの放熱による周囲温度上昇を低減するため、保温材（断熱材）を設置する設計としている。
- 格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備かつ常設重大事故緩和設備であり、基準地震動S_sによる地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計としている。（別紙16）

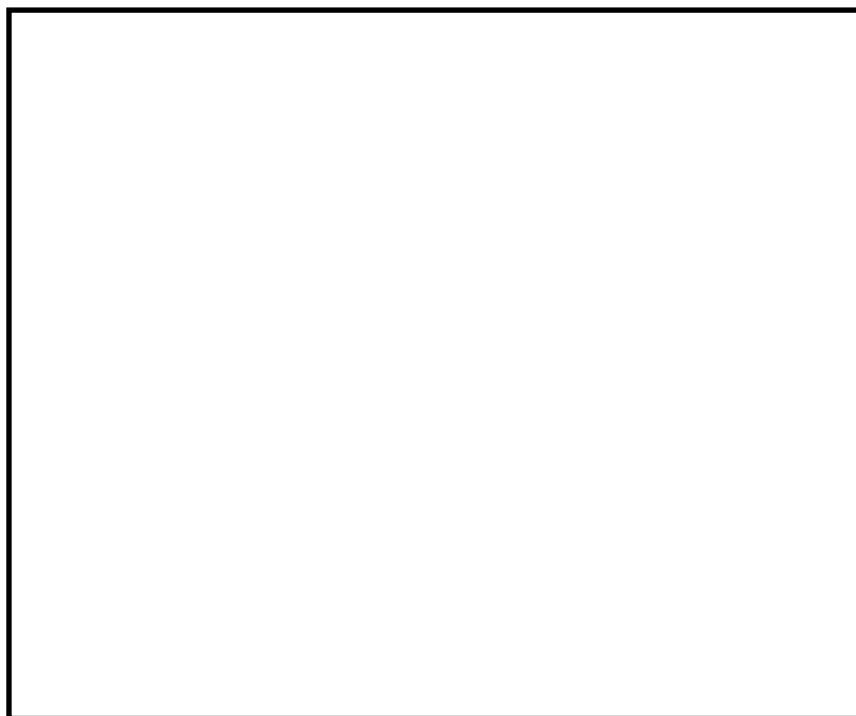


図 2.6-2-1 機器配置図 (その1)

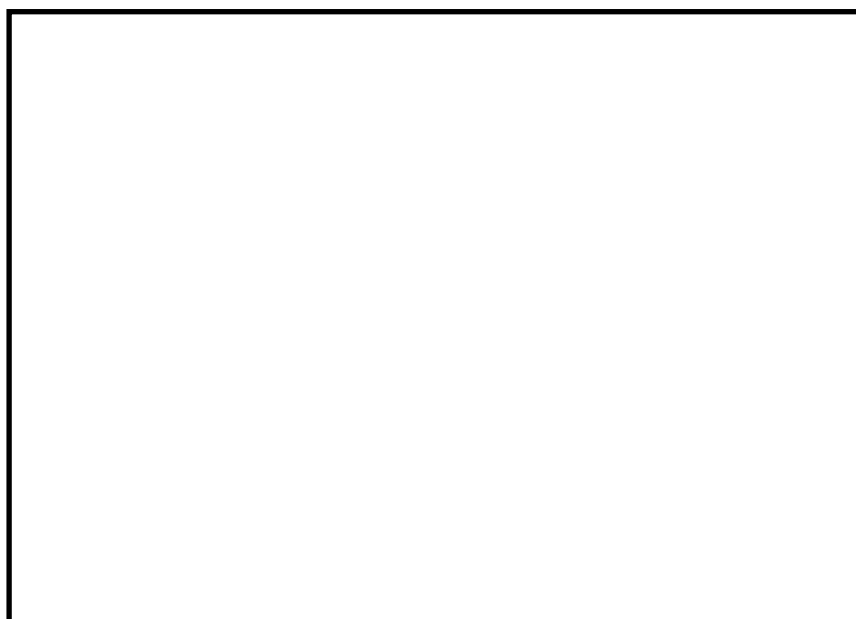


図 2.6-2-2 機器配置図 (その2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

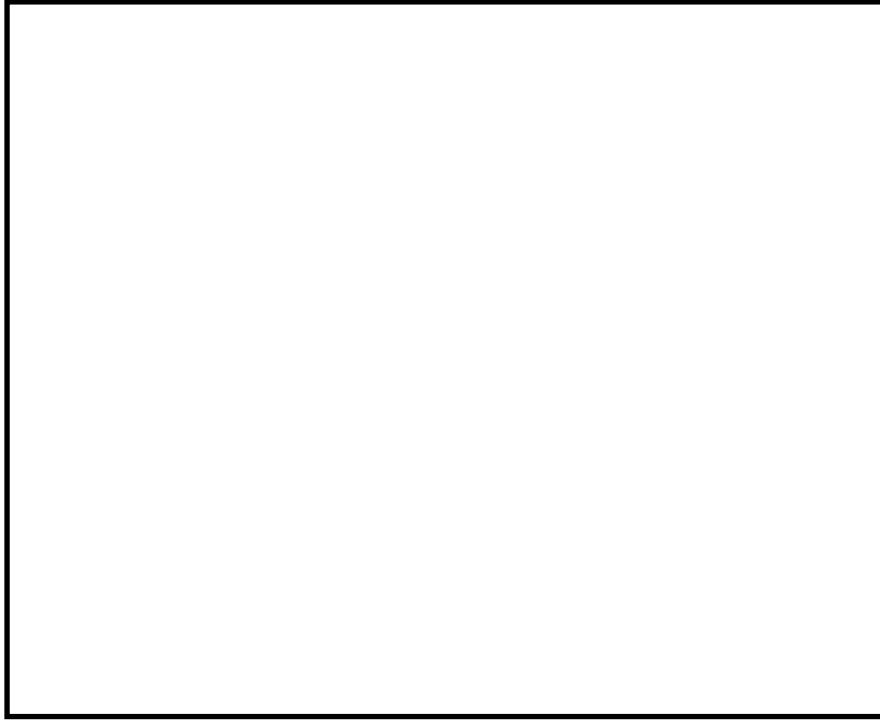


図 2.6-2-3 機器配置図 (その3)

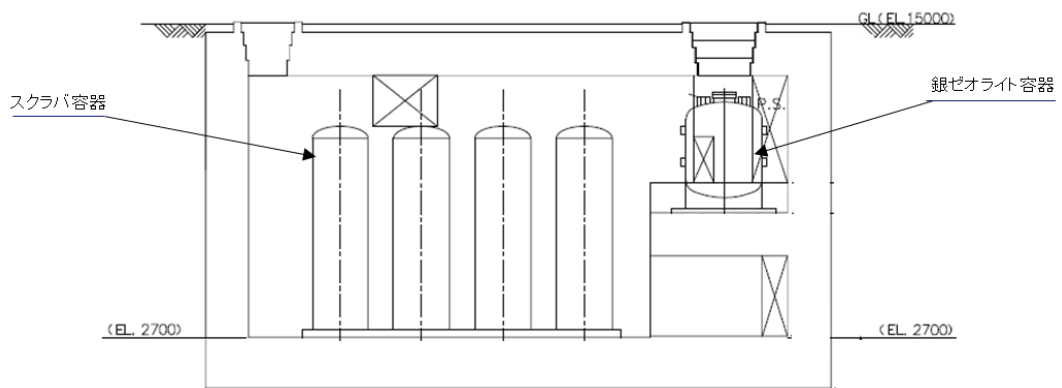


図 2.6-3 第1 ベントフィルタ格納槽 断面図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.7 格納容器フィルタベント系

2.7.1 系統構成

本系統は、屋外地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置するフィルタ装置、格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、可搬式窒素供給装置及び排水設備で構成される。

(1) 配管等の構成

入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙5)

スクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙17, 別紙18)

図2.7-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005/2007)」クラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。(別紙14, 別紙19, 別紙20)

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.7-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.7-2に示す。

(3) 系統の切替性

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁につ

いては、全閉状態を維持する。

以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。

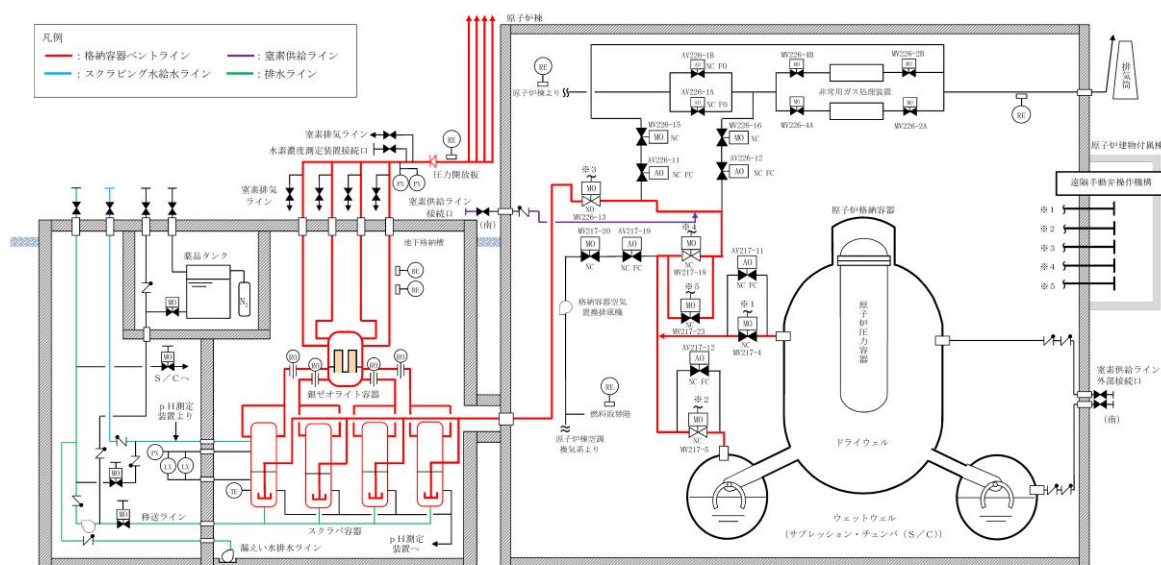


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

表 2.7-1 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	300A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管	200A~300A	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	300A~400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. ベント弁（第1弁： MV217-4, 5）（格納容器第1 隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔手動弁操作機構	600A
b. ベント弁（第2弁： MV217-18, 23）（格納容器 第2隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（交流） ＋遠隔手動弁操作機構	400A

(3) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
反転型ラプチャディ スク	80kPa(差圧)	400A	ステンレス鋼	1

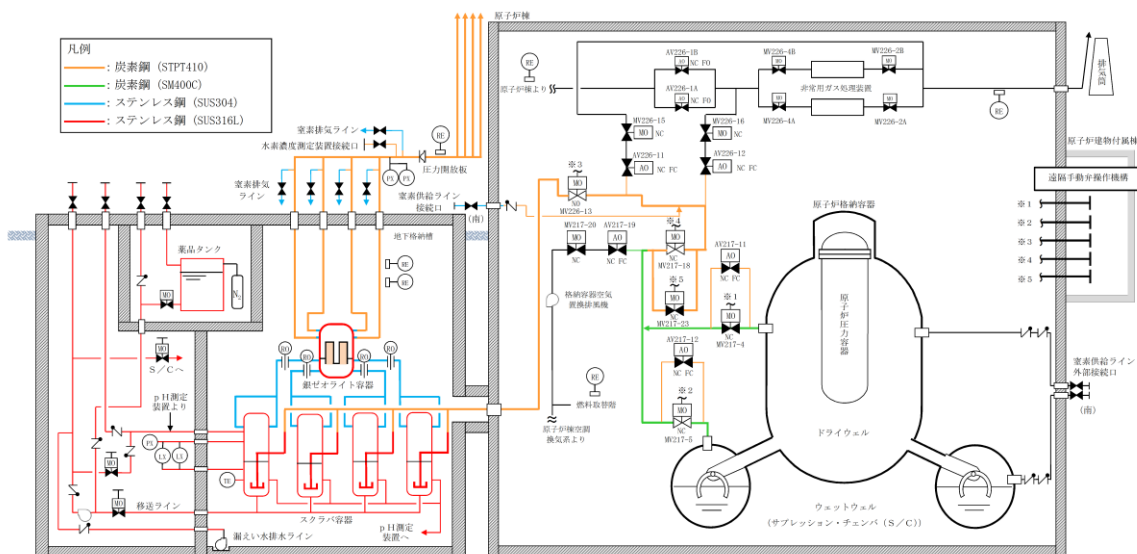


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

2.7.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置（スクラバ容器）

フィルタ装置（スクラバ容器）は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有するものとし、粒子状の放射性物質に対して除去効率（DF）99.9%の除去性能を有する装置を採用している。

フィルタ装置（スクラバ容器）は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内にはスクラビング水を貯留し、下部にベンチュリノズル [] 及び多孔板を、上部には金属フィルタ [] を設置し、湿式のベンチュリスクラバ及び乾式の金属フィルタの2つのセクションを組み合わせることで粒子状放射性物質を除去するものである。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量 370kW に対して、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確保できるように設定する。なお、事象発生後7日で規定の水位を維持できることを確認している。（別紙 21）
- c. スクラビング水に接液するスクラバ容器等の材料は、スクラビング水の性状を考慮して、耐食性の高いステンレス鋼としている。（別紙 20）
- d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡配管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡配管から行う設計としている。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。

フィルタ装置（スクラバ容器）の仕様を表 2.7.2-1 に、概略構造を図 2.7.2-1 に示す。（別紙 22）

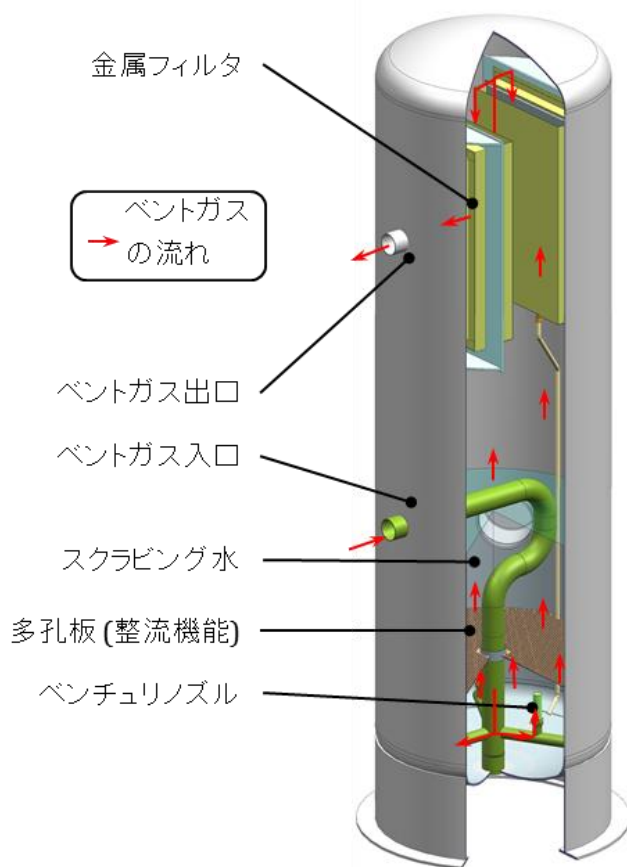


図 2.7.2-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 概略構造

【ベンチュリスクラバ】

第1セクションのベンチュリスクラバは、主にベンチュリノズルとスクラビング水で構成され、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素の大部分を除去し、スクラビング水中に保持できる。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。ベンチュリノズルには、流路断面が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けており、流入したガスをスロート部で高流速とすることでノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内の流速差で気液混合させてから、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置されており、ノズル上部に設けた1本あたり2ヶ所の噴出口から、ベントガスを水平下向きに噴き出す。その噴出口を隣接するベンチュリノズルに向けないことで、隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計としている。

また、スクラビング水には化学薬剤として

を添加しており、無機よう素 (I_2) の除去と再揮発

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

防止を図っている。

スクラビング水を高アルカ

リ性の状態に維持するものである。(別紙 23)

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [] とする。

スクラバ容器内のスクラビング水は地震発生時におけるスロッシングを考慮しても、金属フィルタ下端まで到達しないことを確認している。(別紙 21)

なお、高流速となるスロート部においては、性能検証試験に使用した後のベンチュリノズルの内面観察結果から、エロージョンは発生しないと考えている。(別紙 20)

フィルタ装置 (スクラバ容器) の機能模式図を図 2.7.2-2、ベンチュリノズルの概略図を図 2.7.2-3、主要仕様を表 2.7.2-1、スクラビング水の仕様を表 2.7.2-1、ベンチュリノズルの配置及びベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図 2.7.2-4 に示す。

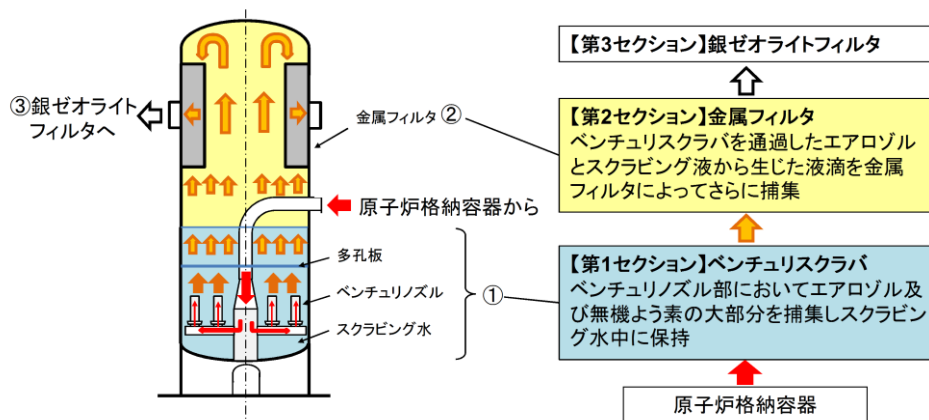


図 2.7.2-2 フィルタ装置 (スクラバ容器) の機能模式図

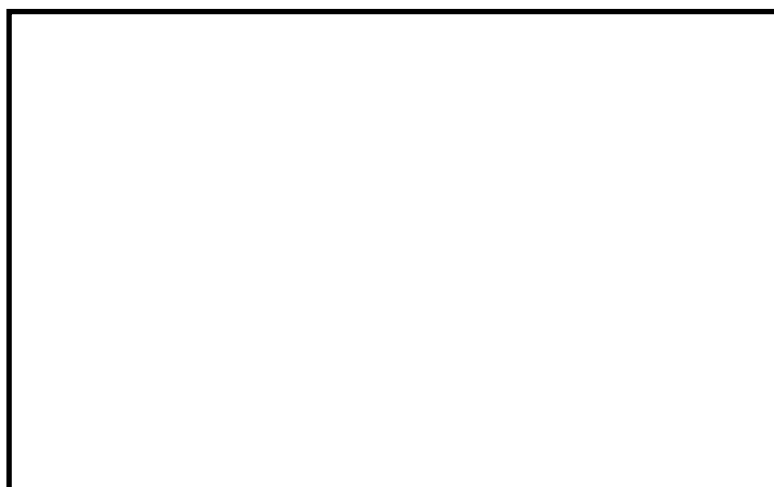


図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

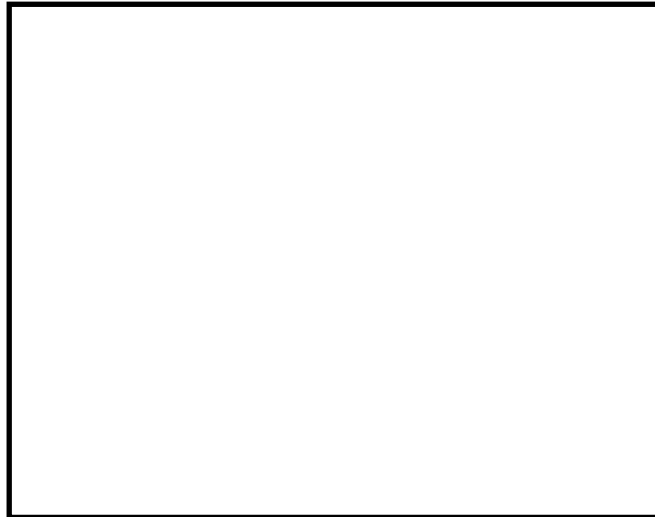
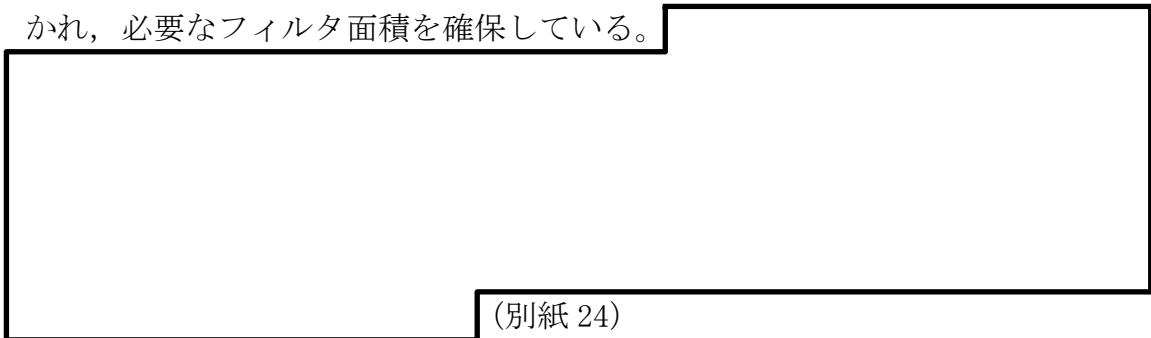


図 2.7.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

【金属フィルタ】

第2セクションの金属フィルタは、ベンチュリスクラバでは除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去できる。金属フィルタは容器の上部に縦向きに置かれ、必要なフィルタ面積を確保している。



(別紙 24)

金属フィルタの機器仕様を表 2.7.2-1 に、概略図及びフィルタ容器内の配置を図 2.7.2-5 に示す。

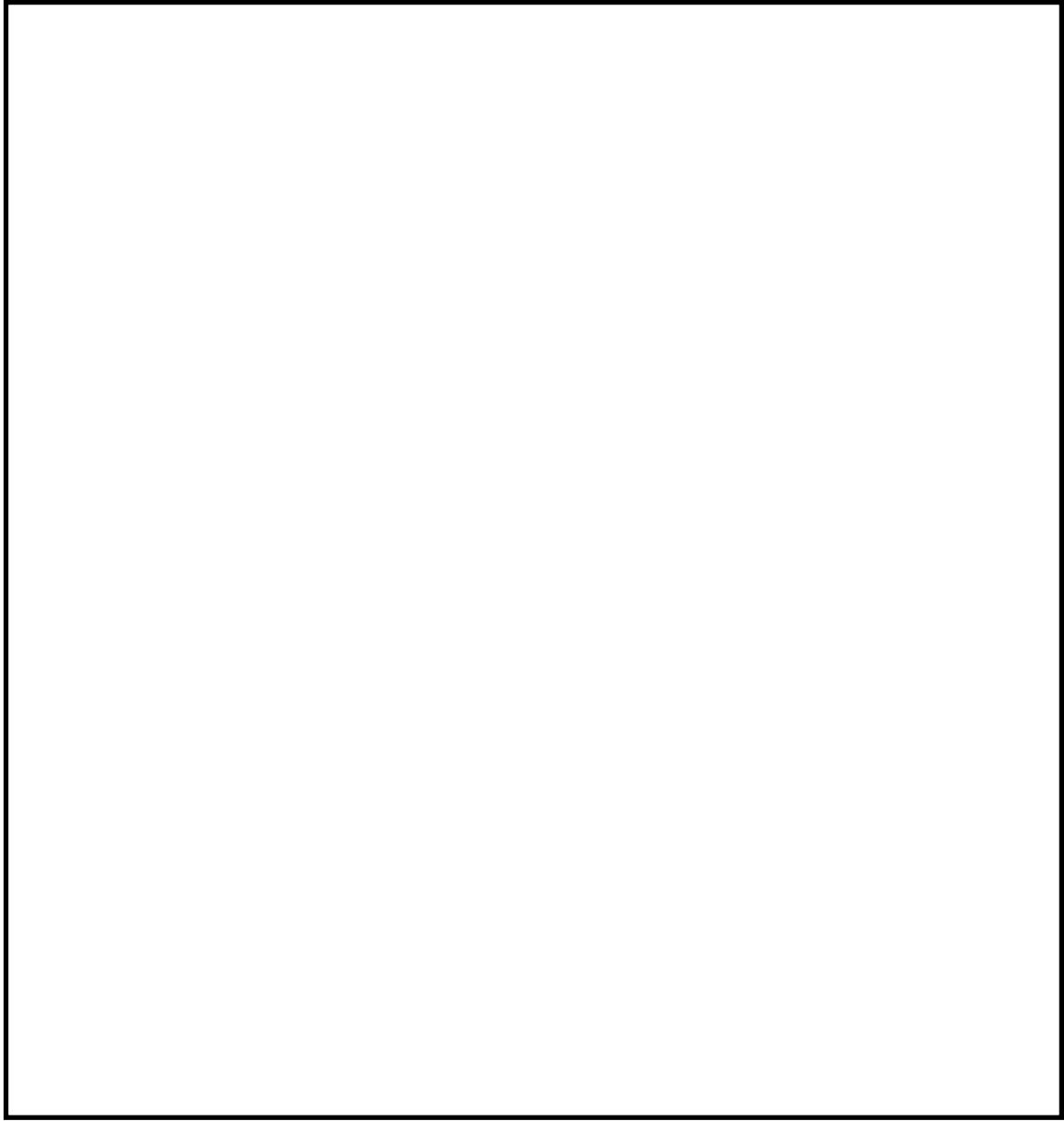


図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



湿分分離機構の概要を図 2.7.2-6 に、ドレン配管接続部の概要を図 2.7.2-7 に示す。



図 2.7.2-6 湿分分離機構の概略図



図 2.7.2-7 ドレン配管接続部の概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) メインフィルタ



(2) 流量制限オリフィス

スクラバ容器から銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに、同一仕様の同心型流量制限オリフィスを設置し、フィルタ装置（スクラバ容器）内の体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。（別紙 25）



流量制限オリフィスの主要仕様を表 2.7.2-1 に示す。（別紙 25）

(3) フィルタ装置（銀ゼオライト容器）

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）は、被ばく低減の観点から有機よう素に対して除去効率（DF）98%の除去性能を有する装置である。

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内には銀ゼオライトフィルタを設置し、第1セクションのベンチュリスクラバ、第2セクションの金属フィルタに続く第3セクションとして主に有機よう素を除去するものである。

銀ゼオライトフィルタには、有機よう素の除去を効果的に行えるよう、

ゼオライト吸着剤（銀ゼオライト）を充填している。

スクラバ容器から出たベントガスは、銀ゼオライト容器胴下部の4つの入口ノズルから流入する。流入したベントガスは、同心円状に配置された銀ゼオライト層を通過し、銀ゼオライトで有機よう素を除去されてから、4つの出口ノズルからフィルタ装置出口配管を経て大気へ排出される。

銀ゼオライト容器の材料は、スクラビング水による接液部ではないが、腐食生成物の発生を極力少なくできるステンレス鋼としている。

フィルタ装置（銀ゼオライト容器）の概略構造を図 2.7.2-8、フィルタ装置全体の概略配置を図 2.7.2-9、主要仕様を表 2.7.2-1 に示す。（別紙 22）

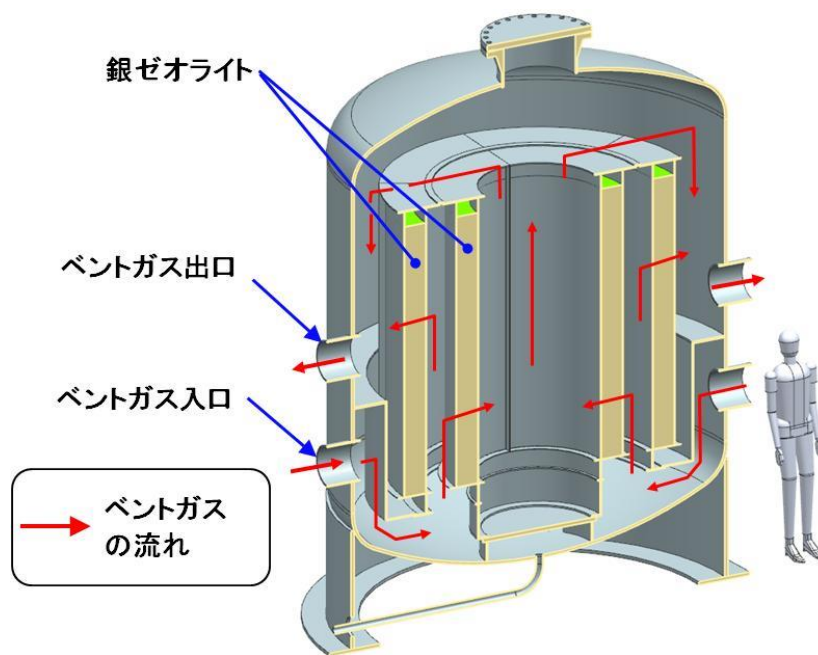


図 2.7.2-8 フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造

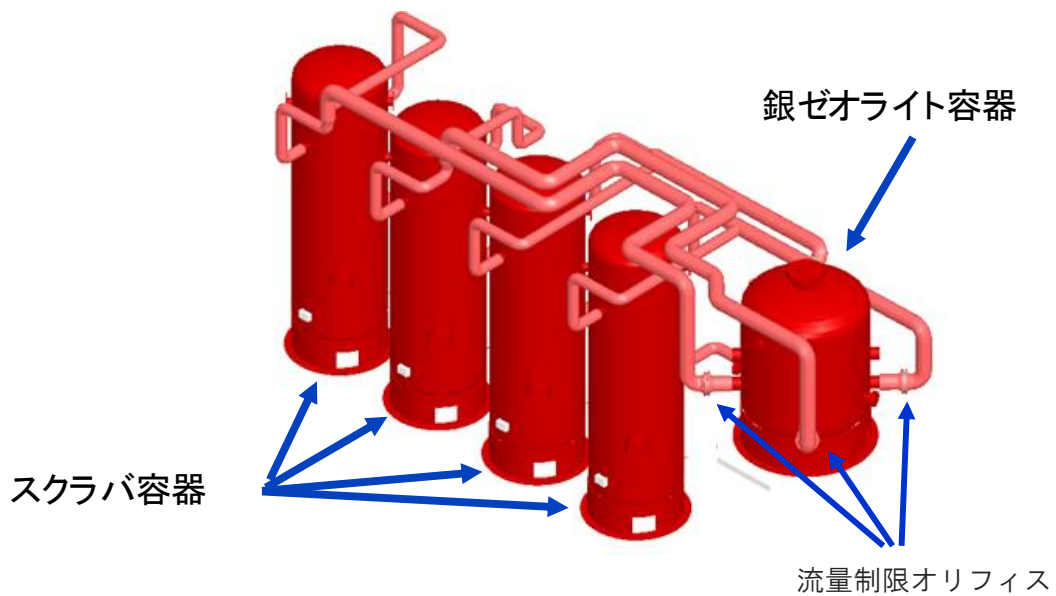


図 2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

表 2.7.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) フィルタ装置

除去効率 99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）
 99%以上（無機よう素に対して）
 98%以上（有機よう素に対して）

a. スクラバ容器

型式 円筒たて形
 最高使用圧力 853kPa [gage]
 最高使用温度 200℃
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴内径 約 2 m
 高さ 約 8 m
 基数 4
 ベンチュリノズル
 金属フィルタ
 スクラビング水 約 9 m³/基（初期水量）
 添加薬剤

b. 銀ゼオライト容器

型式 円筒たて形
 最高使用圧力 427kPa [gage]
 最高使用温度 200℃
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴内径 約 3 m
 高さ 約 5 m
 基数 1
 吸着剤 銀ゼオライト

c. 流量制限オリフィス

材料 ステンレス鋼
 個数 4
 穴径

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.7.3 配管及び弁類

配管及び弁類は以下のとおり設計している。

- (1) 格納容器フィルタベント系の主配管は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出可能とする設計としている。格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。主配管の主要仕様を表 2.7.3-1、格納容器フィルタベント系最上流部であるベント弁（第3弁）から大気開放端までの配管の配置を図 2.7.3-1～7 に示す。

表 2.7.3-1 主配管主要仕様

- a. ベント弁（第3弁）からスクラバ容器入口
 - 呼び径 200A, 300A
 - 材 料 炭素鋼 (STPT410)

- b. スクラバ容器入口からオリフィス入口
 - 呼び径 200A
 - 材 料 ステンレス鋼 (SUS316L, SUS304)

- c. オリフィス入口から銀ゼオライト容器出口
 - 呼び径 300A
 - 材 料 ステンレス鋼 (SUS304)

- d. 銀ゼオライト容器出口から大気開放端
 - 呼び径 300A, 400A
 - 材 料 炭素鋼 (STPT410)



図 2.7.3-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（鳥瞰図）

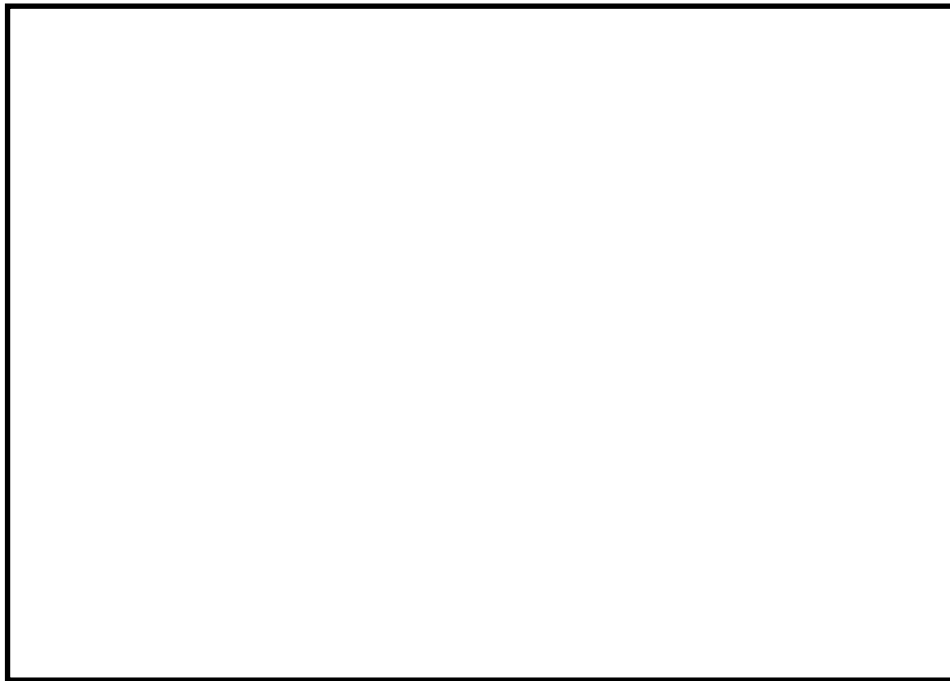


図 2.7.3-2 主配管の配置を明示した図面（その1）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

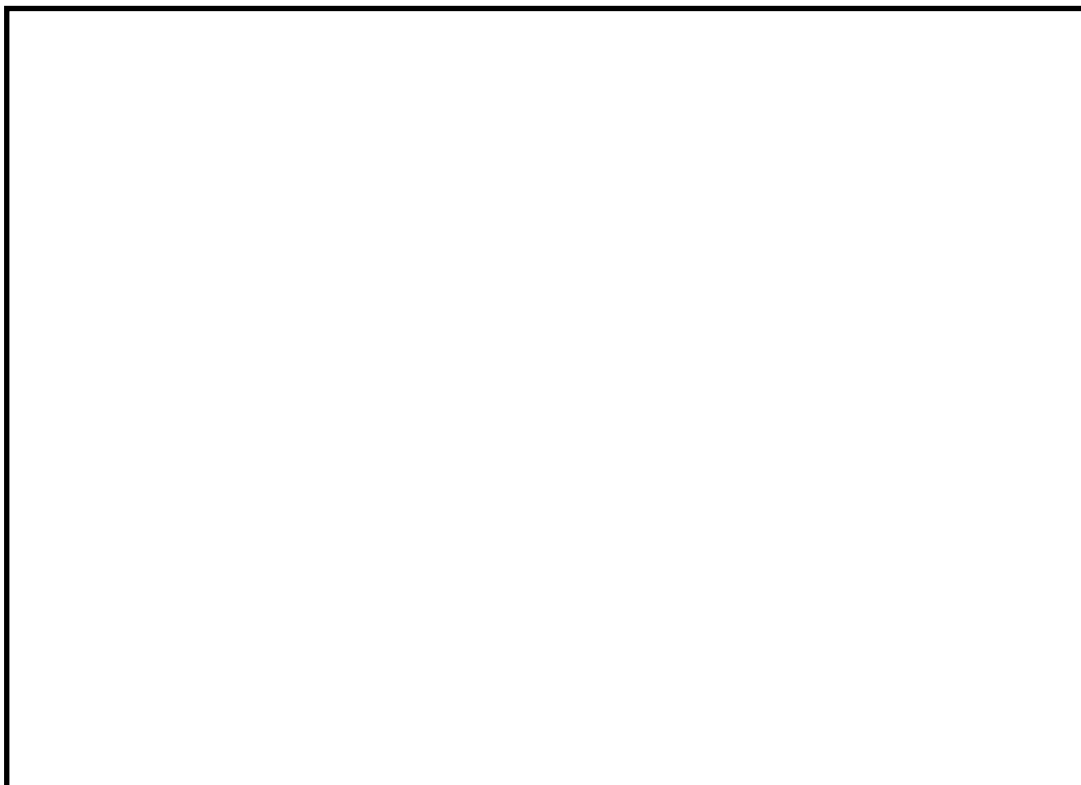


図 2.7.3-3 主配管の配置を明示した図面（その2）

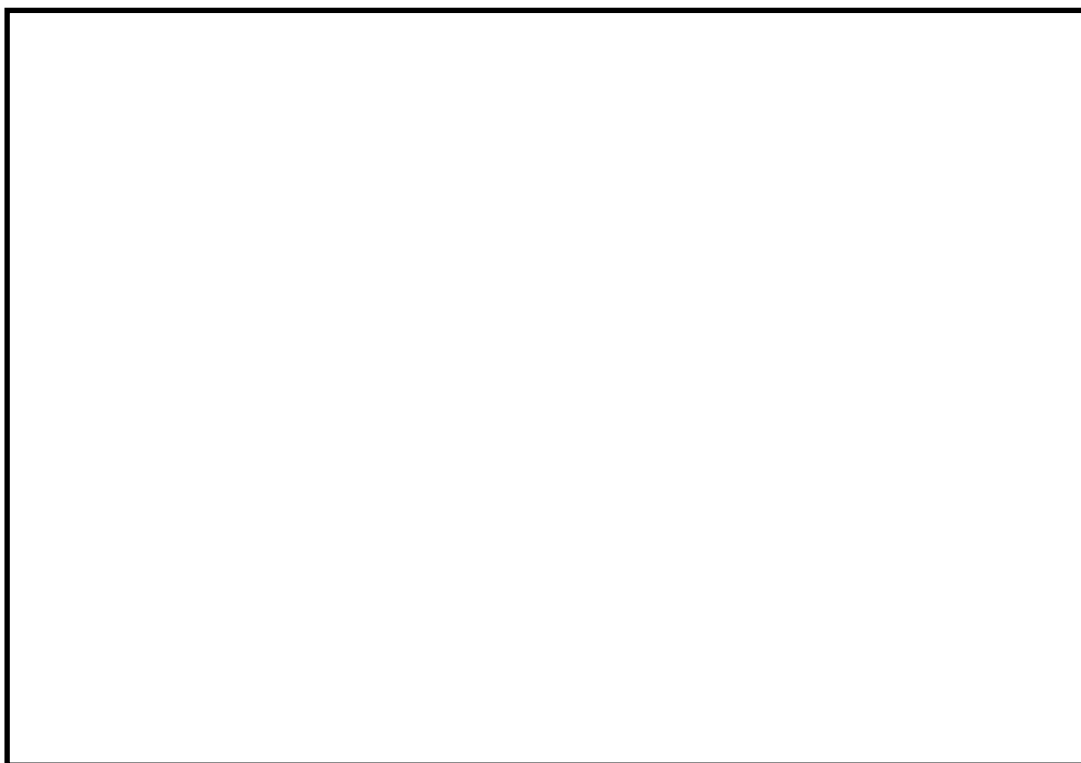


図 2.7.3-4 主配管の配置を明示した図面（その3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

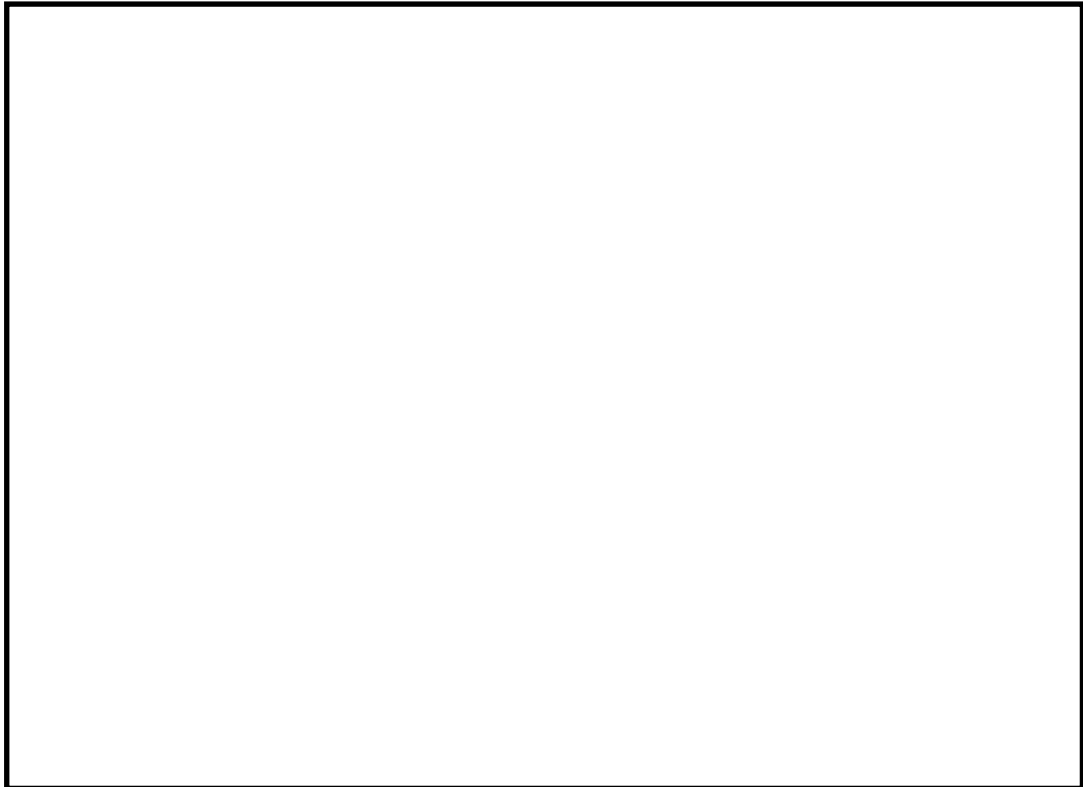


図 2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面（その4）

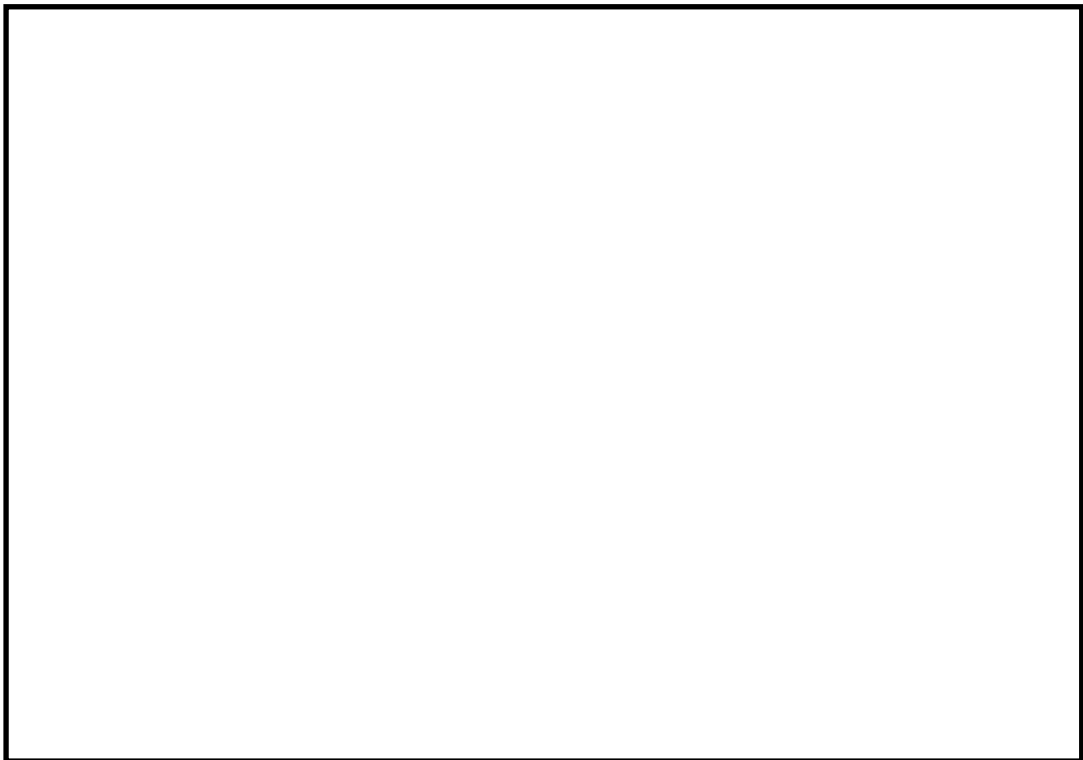


図 2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面（その5）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

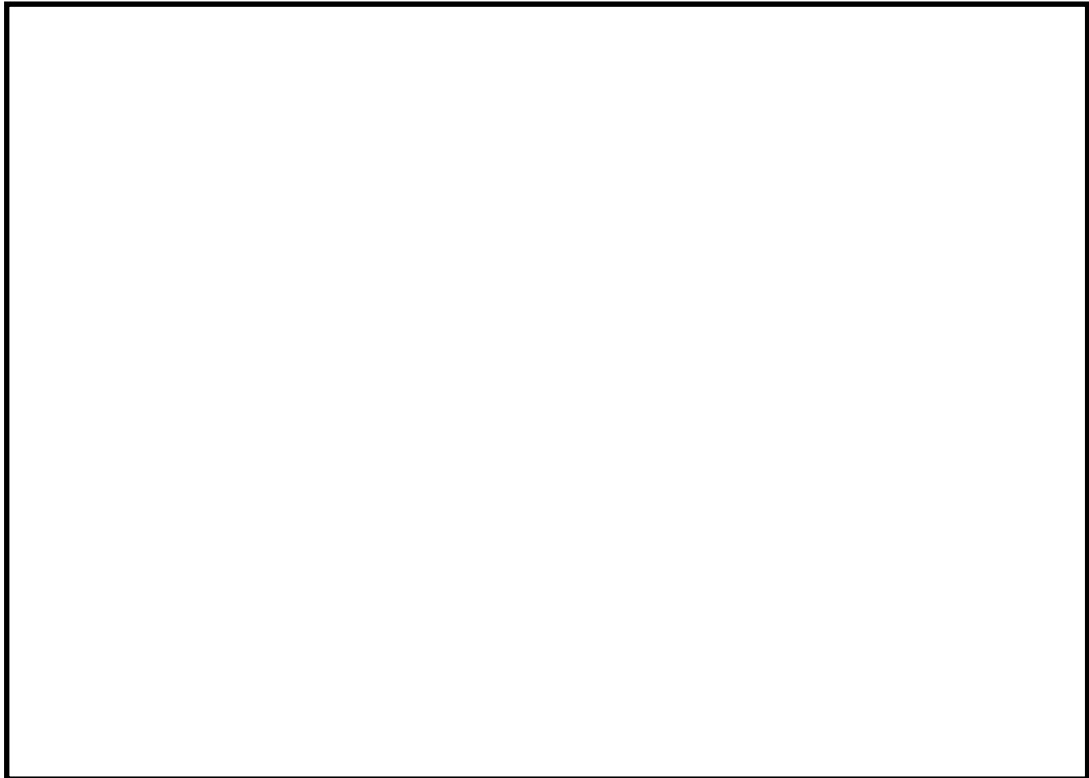


図 2.7.3-7 主配管の配置を明示した図面 (その6)

(2) 配管の材料はスクラビング水の性状を考慮し、スクラビング水に接液するおそれのある範囲 (フィルタ装置廻り) については耐食性の高いステンレス鋼とし、それ以外の範囲については基本的に炭素鋼としている。フィルタ装置及び配管の材料範囲を図 2.7.3-8 に示す。

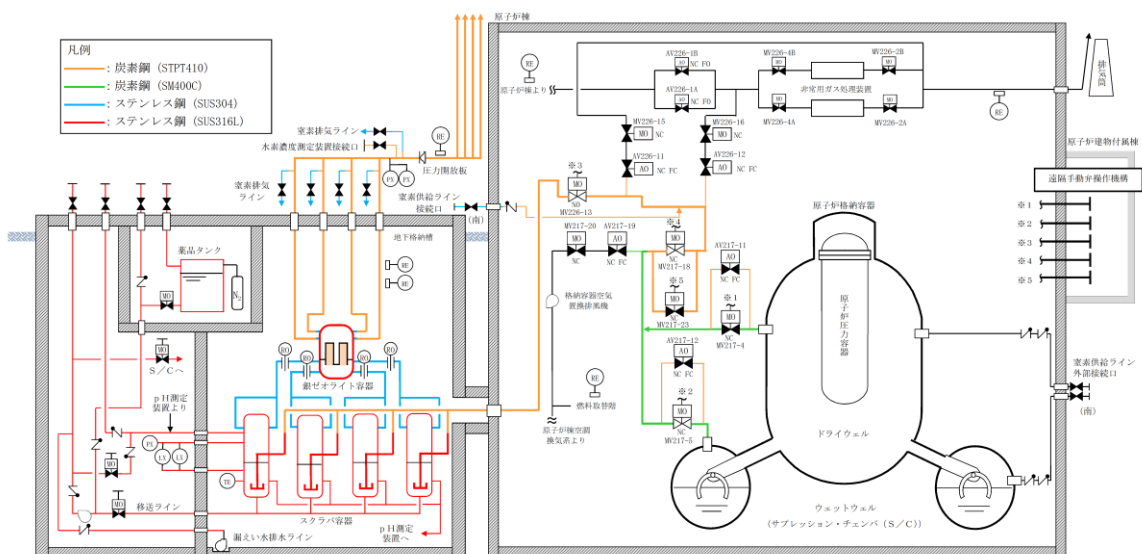


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) ベント弁（第1弁、第2弁及び第3弁）は、通常時、事故時（DBA及びSA）における弁への開閉要求及び遠隔手動弁操作機構の設置を考慮し、電動駆動弁としている。また、弁駆動に必要な電源は、代替交流動力電源からも給電可能な設計としている。さらに、駆動源喪失時にも弁作動が可能なよう、遠隔手動弁操作機構を設置することで、人力での開閉操作が可能な設計としており、操作の多様性を有した設計としている。電動駆動弁の主要仕様を表2.7.3-2、概要図を図2.7.3-9、遠隔手動弁操作機構の模式図を図2.7.3-10、ベント弁の設置位置を図2.7.3-11～13に示す。（別紙3）

表 2.7.3-2 電動駆動弁主要仕様

a. ベント弁（第1弁：MV217-4,5）（格納容器第1隔離弁）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	600A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

b. ベント弁（第2弁：MV217-18,23）（格納容器第2隔離弁）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	400A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

c. ベント弁（第3弁：MV226-13）

型 式	バタフライ弁
呼 び 径	300A
材 料	炭素鋼（SCPH2）
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

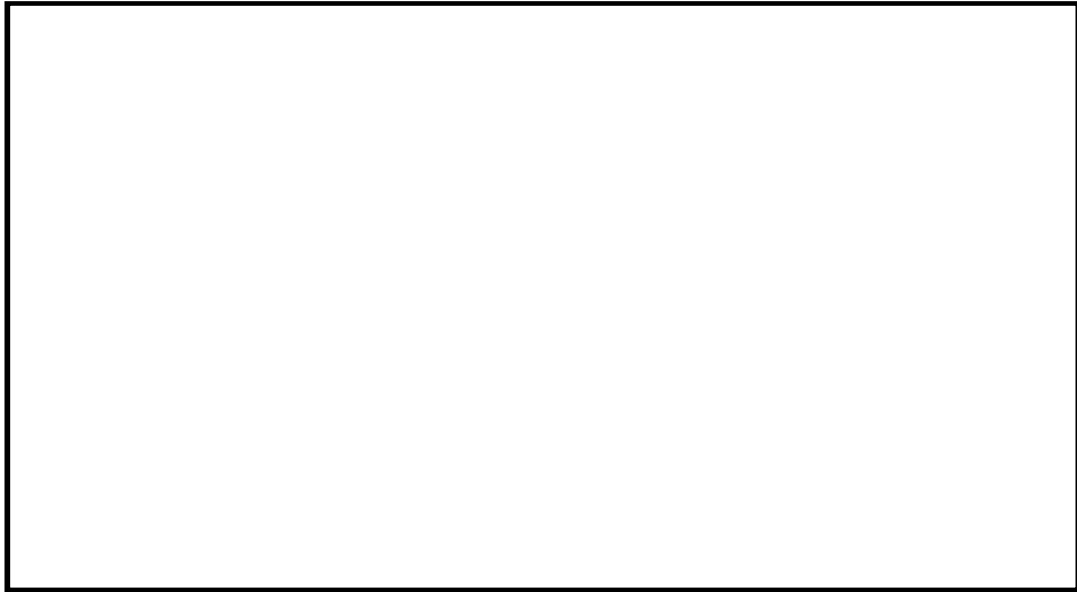


図 2.7.3-9 電動駆動弁 概要図

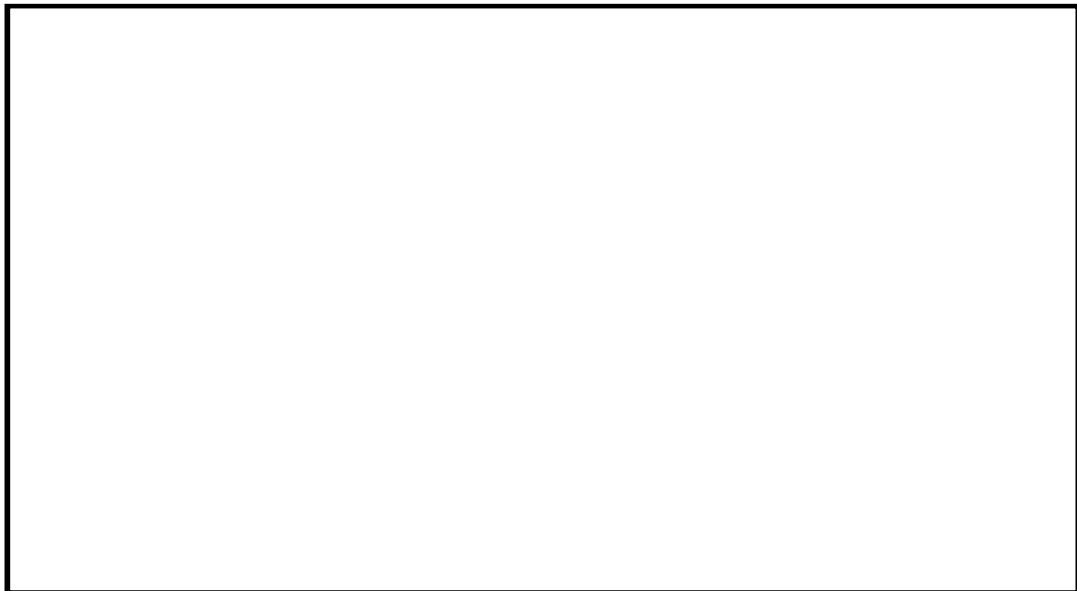


図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 2.7.3-11 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)

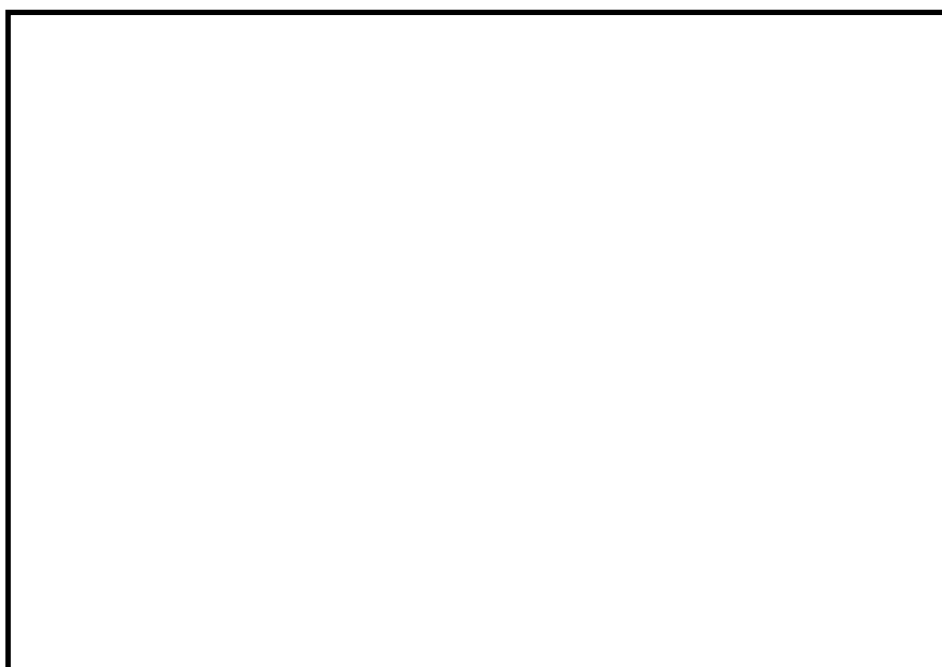


図 2.7.3-12 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

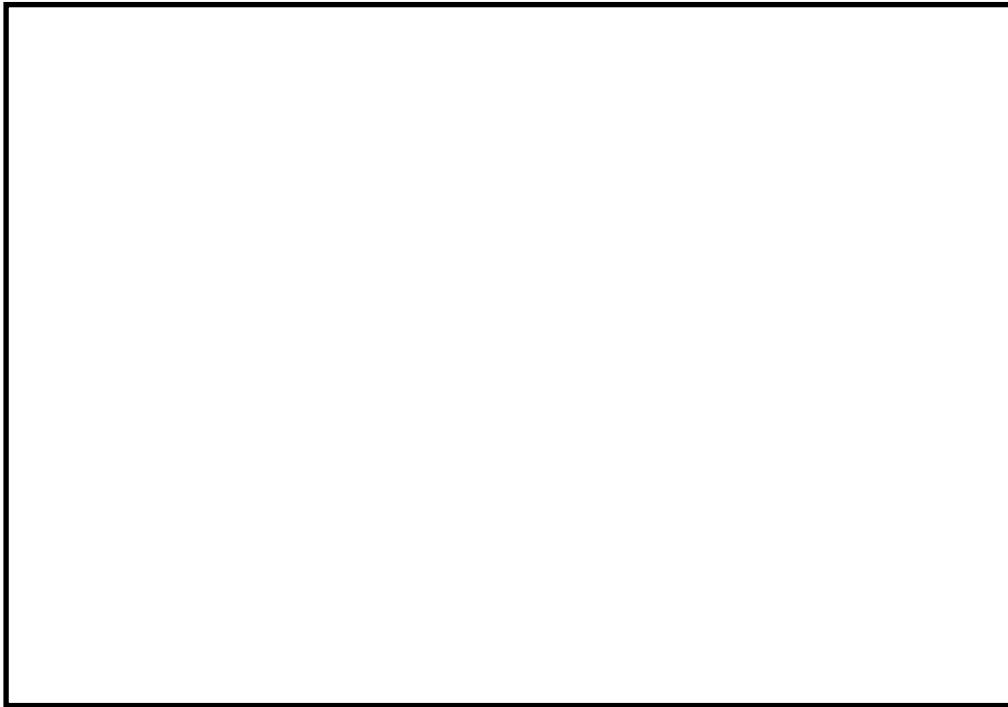


図 2.7.3-13 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)



図 2.7.3-14 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- (4) ベント弁は、第1弁及び第2弁を通常時閉とし、弁の閉固着等により開操作の妨げとならないように、弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。また、第3弁については、ベント時の開要求を達成する観点から通常時開及び電源切保持とすることにより、弁の開状態が確実となるように管理するとともに、中央制御室において弁の開閉状態を表示させることにより、運転員が弁の開閉状態を目視で確認可能な設計としている。（別紙7）
- (5) 系統待機モード時の窒素環境保持のバウンダリである圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントガス排出の妨げにならないよう80kPa(差圧)に設定している。圧力開放板の主要仕様を表2.7.3-3、構造図を図2.7.3-15に示す。（別紙5）

表 2.7.3-3 圧力開放板 主要仕様

a. 圧力開放板

型 式	反転型ラプチャディスク
設 定 圧 力	80kPa(差圧)
呼 び 径	400A
材 料	ステンレス鋼
個 数	1

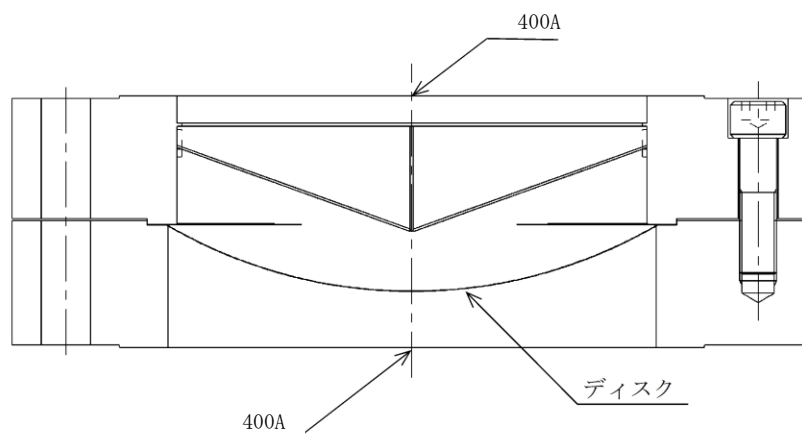


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

- (6) 原子炉建物から第1ベントフィルタ格納槽までの配管及び銀ゼオライト容器から大気開放端までの配管には、熱変形に加え、自重及び地震による変位（相対変位を含む）を考慮し、伸縮継手を使用する。当該変位量が繰返し付加された場合でも、構造上許容繰返し回数を満足する設計としている。
伸縮継手の主要仕様を表2.7.3-4、構造図を図2.7.3-16, 17に示す。

表 2.7.3-4 伸縮継手 主要仕様

a. 伸縮継手

呼 び 径	300A
材 料	ステンレス鋼



図 2.7.3-16 伸縮継手（排気配管）構造図



図 2.7.3-17 伸縮継手（原子炉建物～第1ベントフィルタ格納槽）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.8 付帯設備

2.8.1 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及びフィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備にて構成する。（別紙26，別紙27，別紙28，別紙29）

(1) 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計は、系統内の水素濃度が可燃限界4 vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ装置出口配管に設置する。（別紙2）

ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に必要により実施する。

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の主要仕様を表2.8.1-1に示す。

表 2.8.1-1 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0～20 vol%/0～100vol%
個 数	1（予備1）
使用電源	交流電源

(2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、第1ベントフィルタ出口配管近傍に設置する。（別紙30）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$ （高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は $10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ （低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様を第2.8.1-2表に示す。

表2.8.1-2 第1 ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種類	電離箱式	電離箱式
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
個数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及び pH 計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

なお、フィルタ装置（スクラバ容器）周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 であることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。（別紙21）

また、スクラバ水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。（別紙23）

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（ [gage] 程度）を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。（別紙 21）

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。（別紙 30）

c. 事故収束状態

格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計にて、窒素供給による系統パーージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認

フィルタ装置に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水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。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。（別紙 17）

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置（スクラバ容器）の水位について図 2.8.1-1 に、計装設備の概略構成図を図 2.8.1-2 に、主要仕様を表 2.8.1-3 に示す。

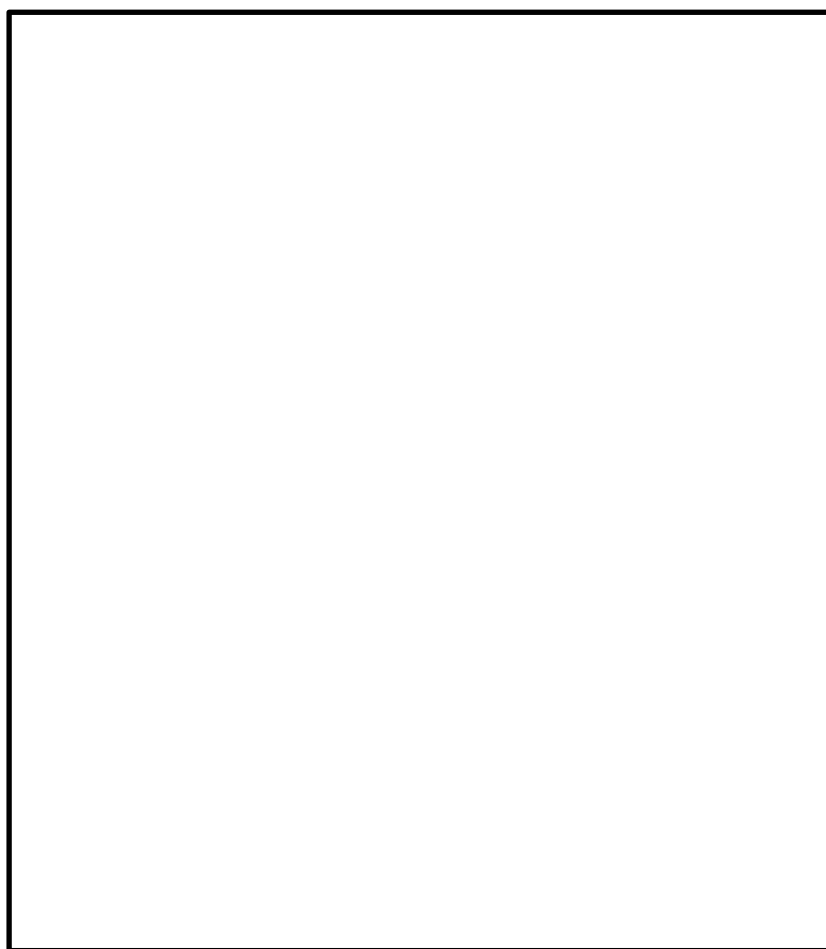


図 2.8.1-1 フィルタ装置（スクラバ容器）水位

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

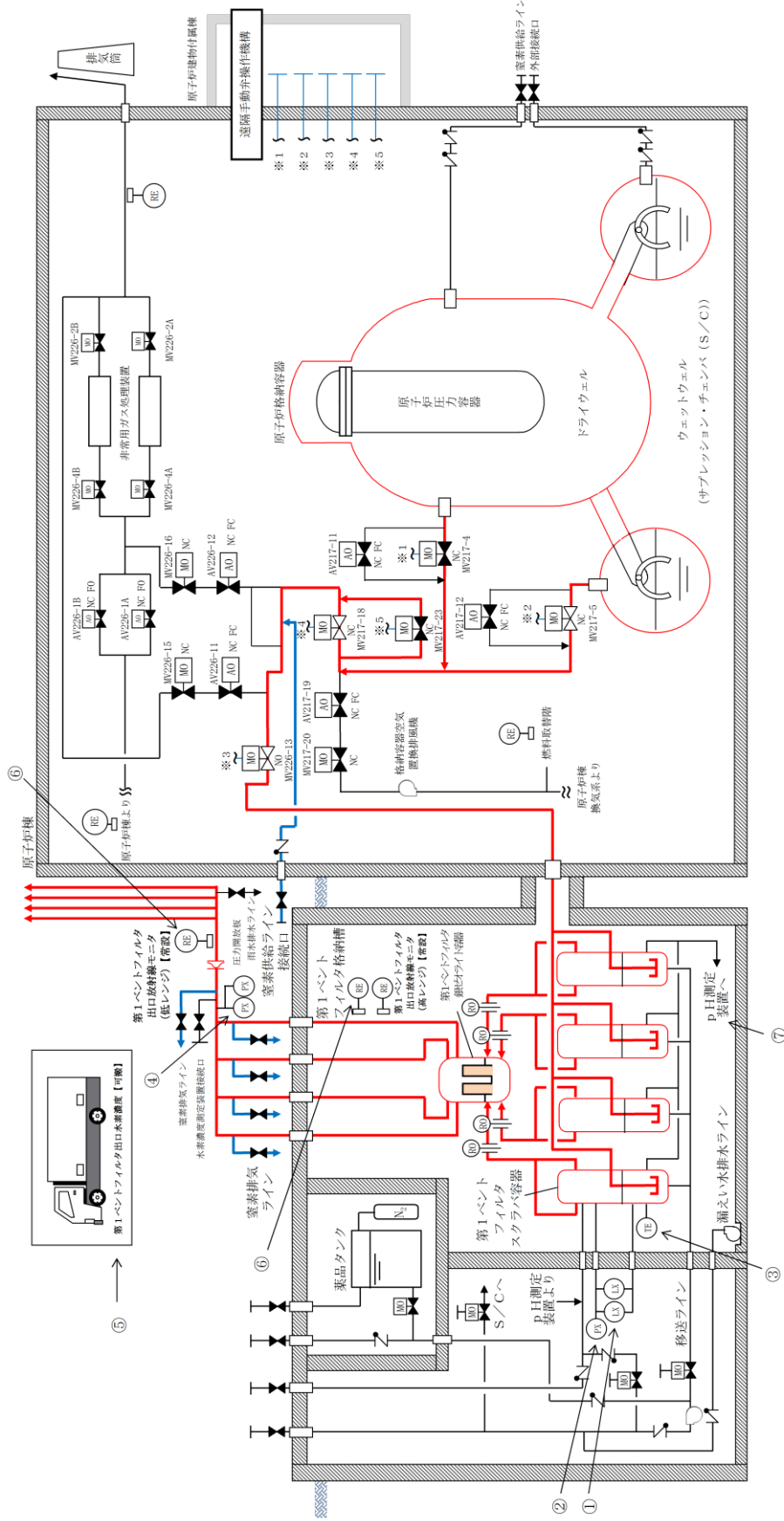


図 2.8.1-2 格納容器フィルタベント系の計装設備 概略構成図

表 2.8.1-3 格納容器フィルタベント系の計装設備主要仕様

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラ容器水位	スクラ容器性能維持のための水位監視		系統待機時における水位の範囲 [] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラ容器温度	スクラ容器の温度監視	0~300℃	システムの最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力 ^{※2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 [] [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ: 10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ: 10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h		1	
⑦スクラ容器水 pH ^{※2}	スクラ容器性能維持のための pH 監視	pH 0~14	系統待機時に、フィルタ装置スクラベンダ水の pH (pH0~14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は図2.8.1-2の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.8.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。電源構成図を図2.8.2-1～2に示す。(別紙31)

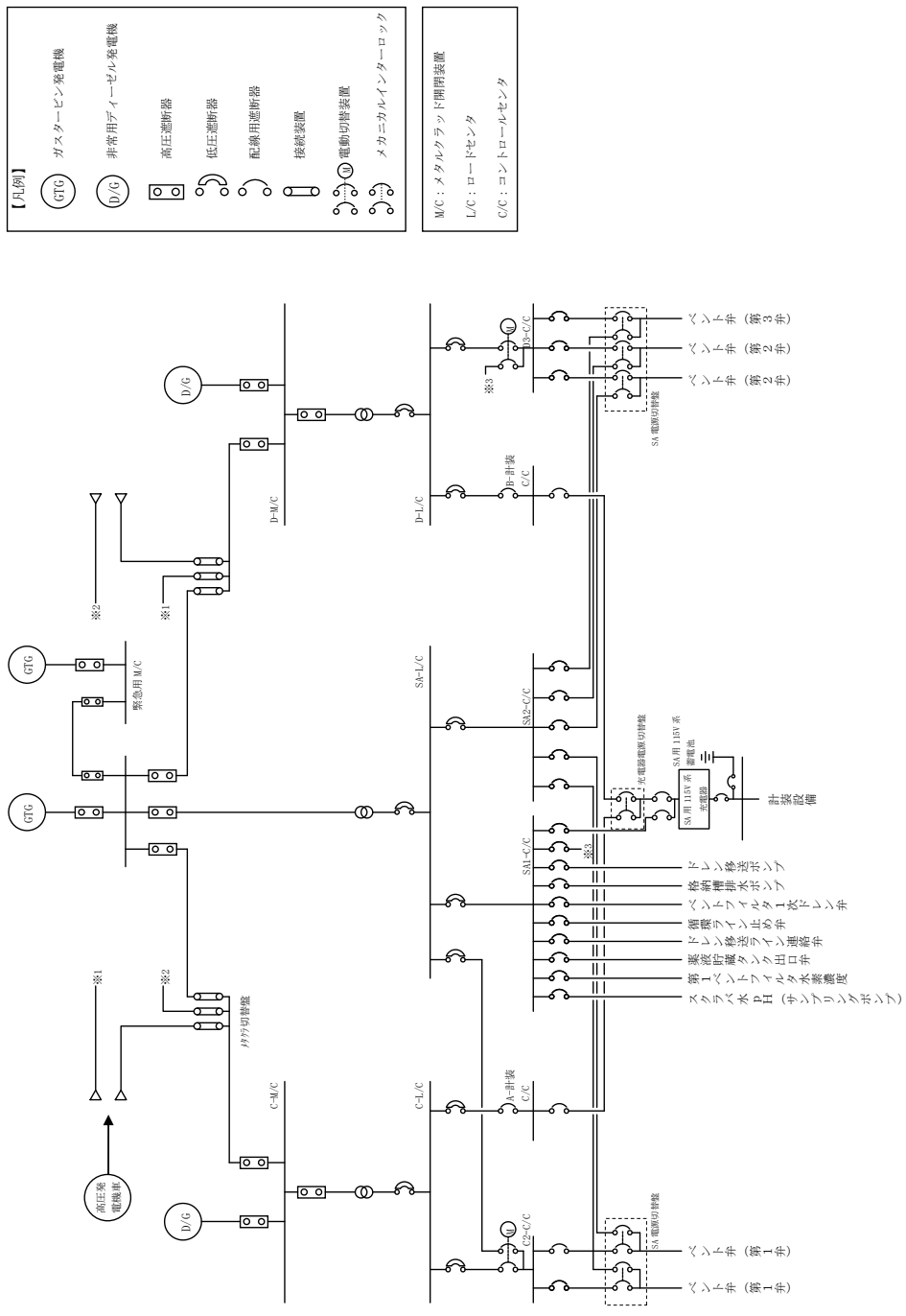


図 2.8.2-1 格納容器フィルタバント系 電源構成図 (交流電源)

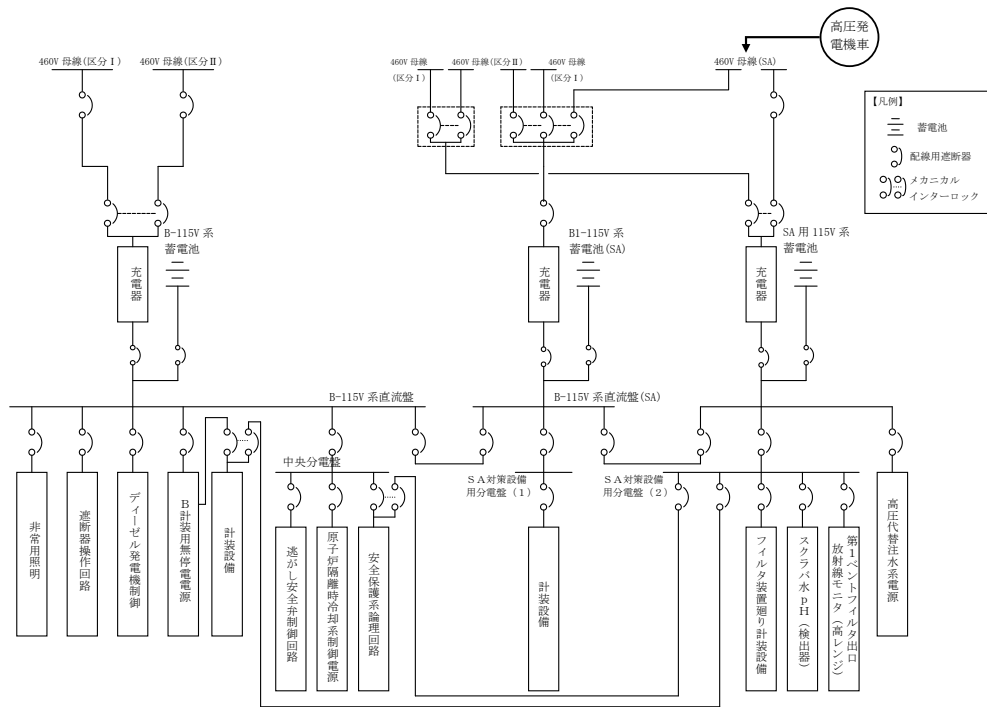


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図（直流電源）

2.8.3 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、移送ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、ベント時に、スクラバ容器に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が減少した場合に、中央制御室からスクラバ容器へ補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化およびタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置及び保管する。

補給設備の主要仕様を表2.8.3-1、系統概略図を図2.8.3-1に示す。

表 2.8.3-1 補給設備主要仕様

a. 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼
容 量	約 1 m ³
基 数	1

b. 移送ポンプ（排水設備と兼用）

容 量	約 10m ³ /h
基 数	1

c. 配管

材 質	ステンレス鋼
口 径	100A, 80A, 50A, 25A

d. 電動駆動弁

型 式	グローブ弁
口 径	100A, 50A
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構※

※薬品タンク出口弁は除く

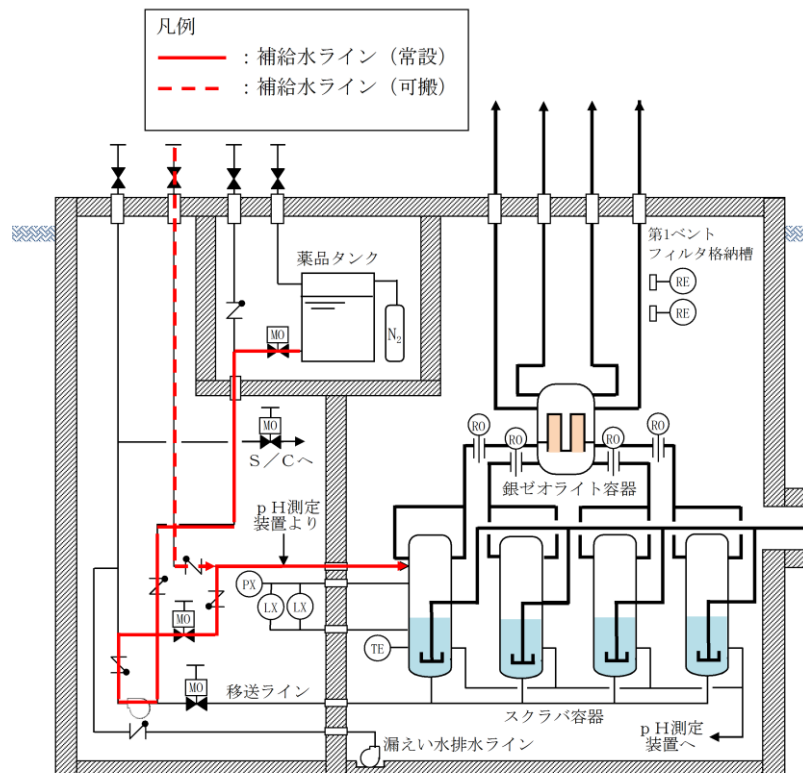


図 2.8.3-1 補給設備系統概略図

2.8.4 可搬式窒素供給装置

ベント後収束モードのうち、ベント弁が開状態において、系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、系統内の排気及び不活性化を行うため、格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。また、ベント弁を閉止した場合に格納容器内及び格納容器フィルタベント系の排出経路の水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系の排出経路及び格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。(別紙 32)

可搬式窒素供給装置及び配管の主要仕様を表 2.8.4-1、系統概略図を図 2.8.4-1 に示す。

表 2.8.4-1 可搬式窒素供給装置主要仕様

a. 可搬式窒素供給装置

種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 100m ³ /h[normal]
純 度	約 99.9vol%
供給圧力	約 600~900kPa[gage]
台 数	1

b. 配管

呼 び 径	50A
材 料	炭素鋼 (STPT410) , ステンレス鋼 (SUS304)

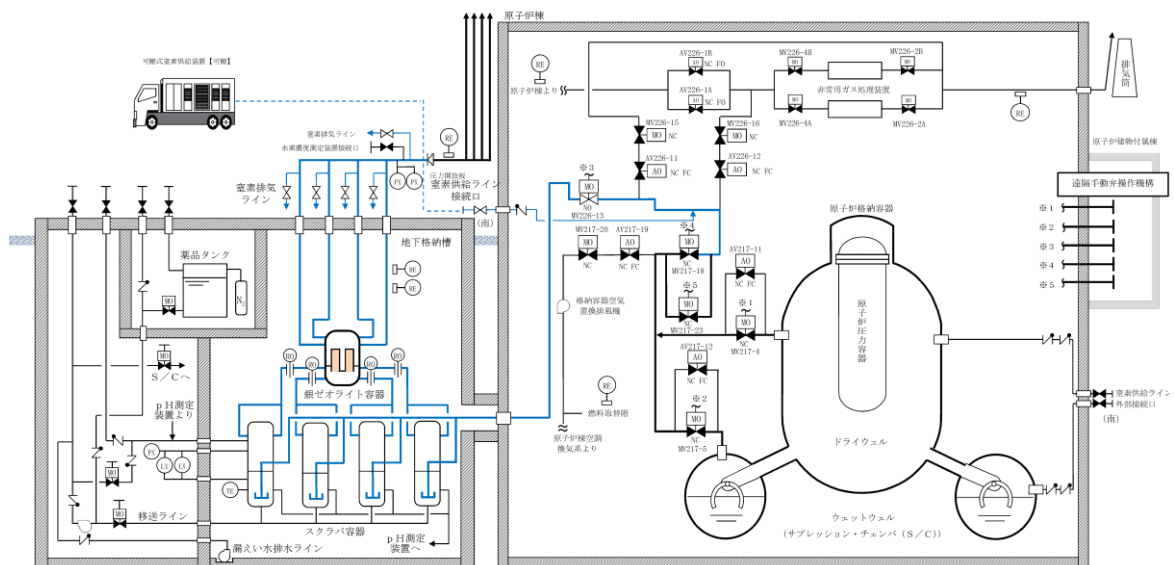


図 2.8.4-1 格納容器フィルタベント系 窒素パージ設備系統概略図
(窒素置換の例)

可搬式窒素供給装置は、図 2.8.4-2 に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。窒素発生装置は圧力変動吸着式 (PSA: Pressure Swing Absorption) とし、圧力変動を利用して空気中の酸素分子を吸着し、残りの窒素ガスと分離することにより窒素を発生させる。図 2.8.4-3, 2.8.4-4 のように、空気圧縮機による加圧下で吸着、減圧下で吸着材の再生 (脱着) 工程を繰り返し行うことで、純度の高い窒素ガスを連続して発生することが可能である。

また、窒素発生装置及びコンプレッサーについては、ディーゼル発電機によって供給される電源のみで駆動し、燃料タンクに 1 回の給油で 18 時間連続して窒素ガスを供給することが可能である。

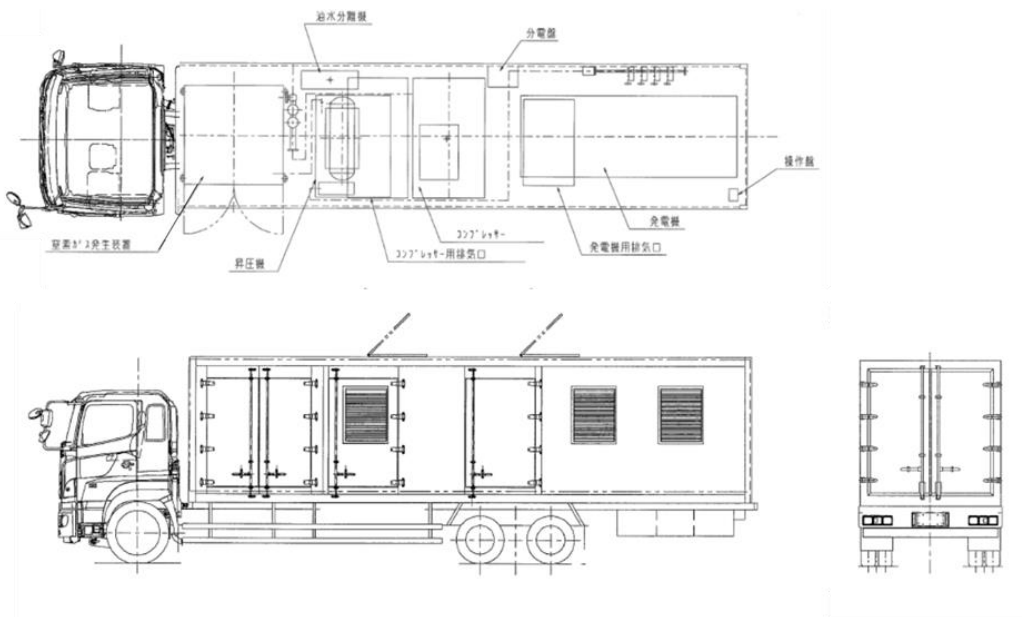


図 2.8.4-2 可搬式窒素供給装置 構造図

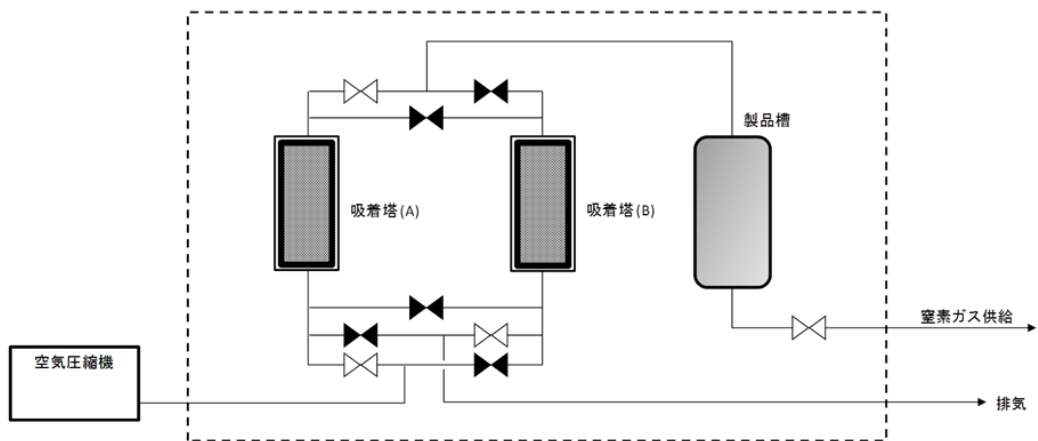


図 2.8.4-3 窒素発生装置(PSA式) 概略系統図

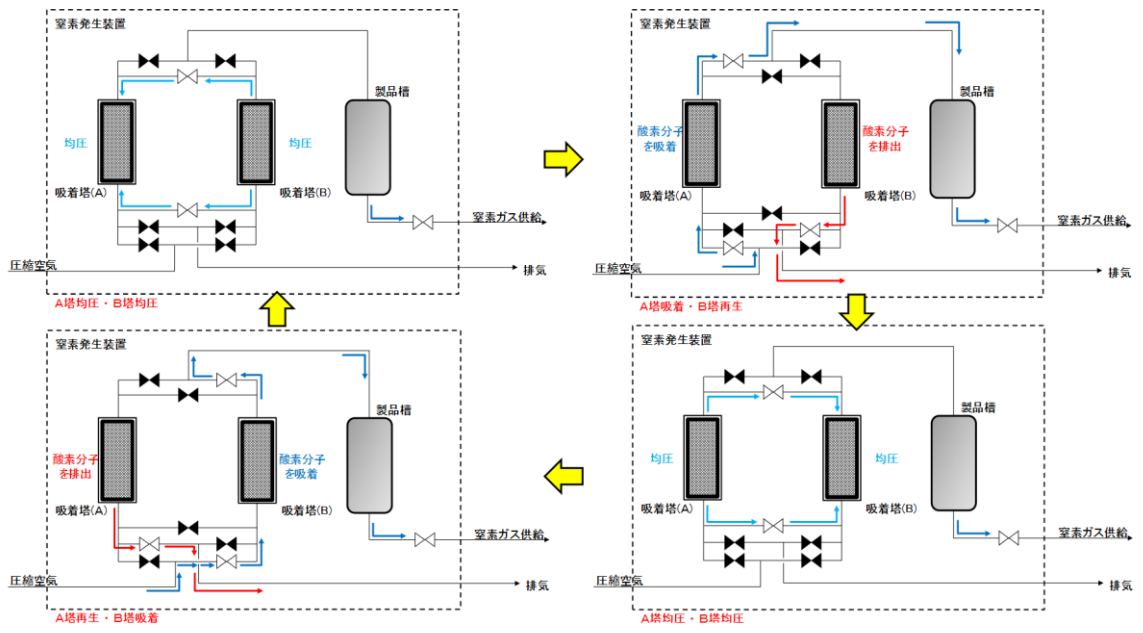


図 2.8.4-4 窒素発生装置(PSA式)着・脱着工程概要図

2.8.5 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設の移送ポンプにより、格納容器（サブプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。（別紙 18）

さらに、万一、スクラバ容器から第 1 ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サブプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第 1 ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第 1 ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C 移送弁については、原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

また、漏えいを早期に検知できるようにベントフィルタ室に漏えい検知器を設置し、その警報を中央制御室に発報可能な構成としている。

排水設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置する。

排水設備の主要仕様を表 2.8.5-1、系統概略図を図 2.8.5-1 に示す。

表 2.8.5-1 排水設備主要仕様

a. 移送ポンプ（補給設備と兼用）

容 量	約 10m ³ /h
基 数	1

b. 排水ポンプ

容 量	約 2m ³ /min
基 数	1

c. 配管

材 質	ステンレス鋼
口 径	100A, 80A, 65A, 50A

d. 電動駆動弁

型 式	グローブ弁
口 径	100A
駆 動 方 式	電動（交流）及び遠隔手動弁操作機構

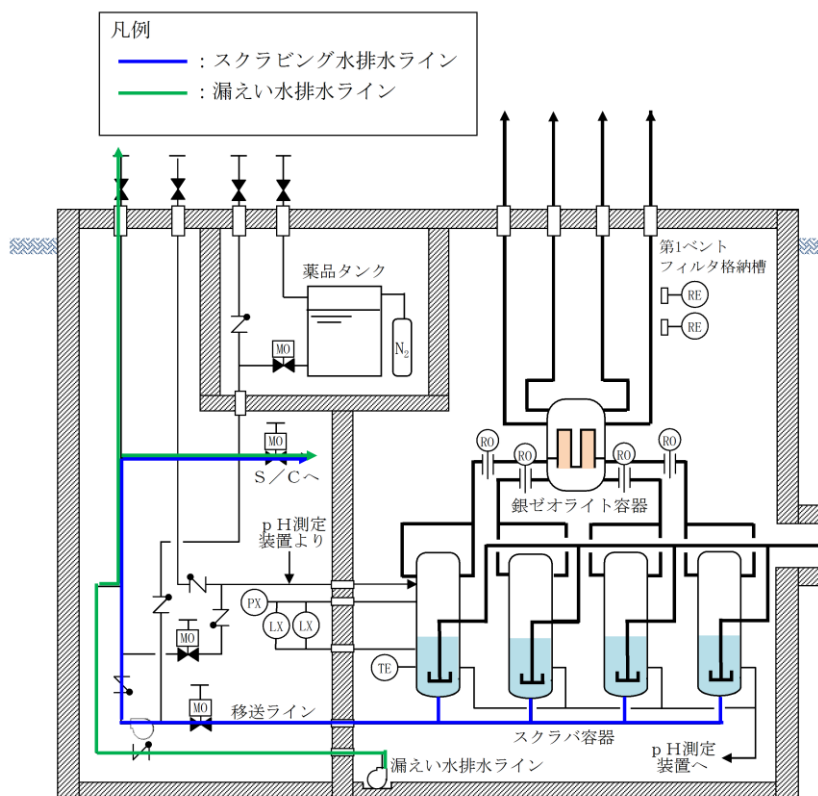


図 2.8.5-1 排水設備系統概略図

3. フィルタ装置の性能

3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理

粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず，主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。

- ・ さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効
- ・ 拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効
- ・ 慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効

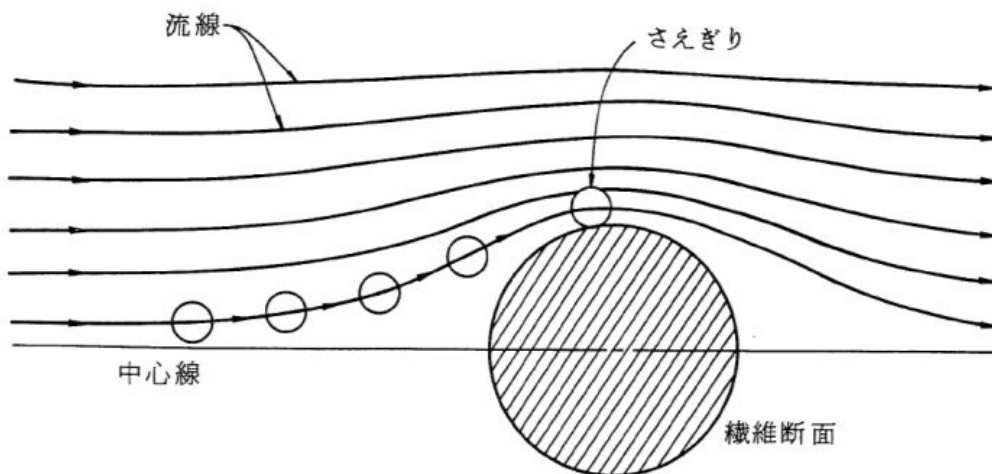
(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径，流速の範囲が異なることから，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)，(5)に，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は，図 3.1.1-1 に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。



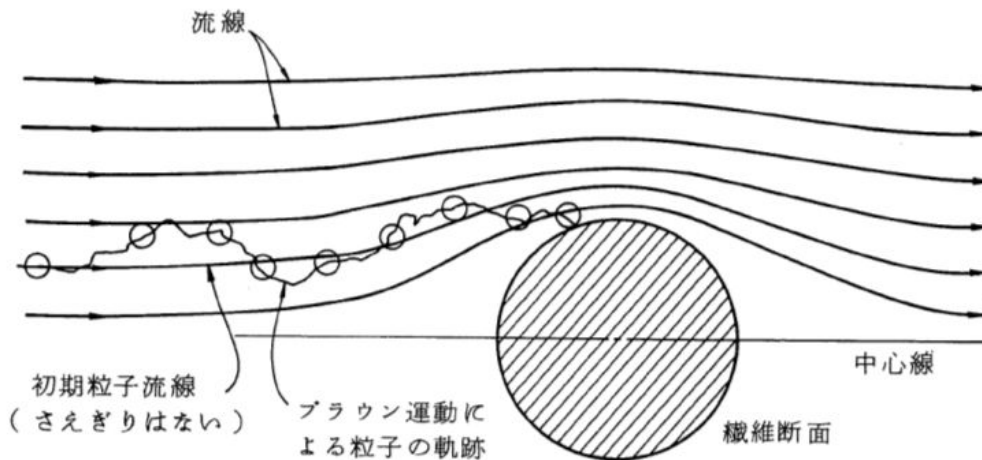
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図 3.1.1-2 に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。

エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。



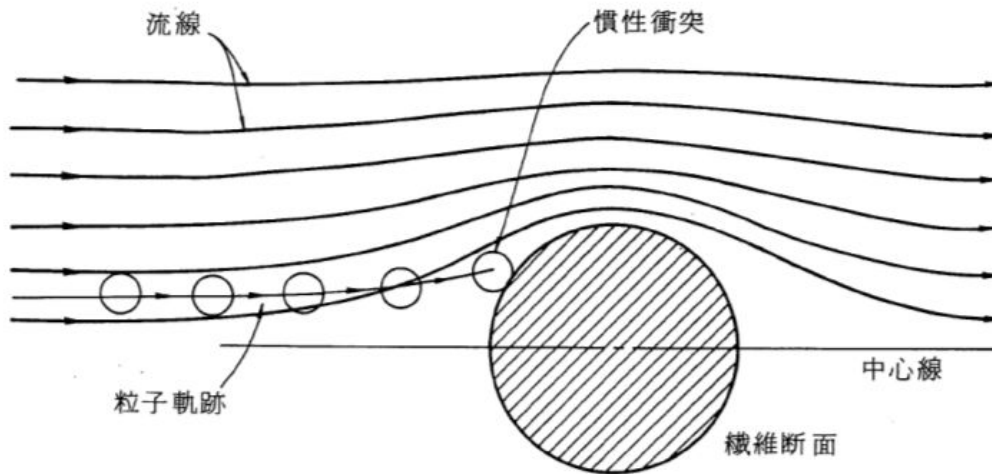
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3.1.1-2 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図 3.1.1-3 に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向にある。



出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図 3. 1. 1-3 慣性衝突による捕集

(4) フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去原理

エアロゾルの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる範囲は異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには、異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

本フィルタ装置においては、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組合せ、エアロゾルの除去を行う。なお、ベンチュリスクラバではより粒径の大きいエアロゾルを除去し、金属フィルタではベンチュリスクラバの後段で、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

以下にベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。

a. ベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質がスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に粒子状放射性物質をスクラビング水に捕集する。ベンチュリノズルにおける除去原理を図 3. 1. 1-4、ベンチュリノズルにおける速度模式図を図 3. 1. 1-5 に示す。

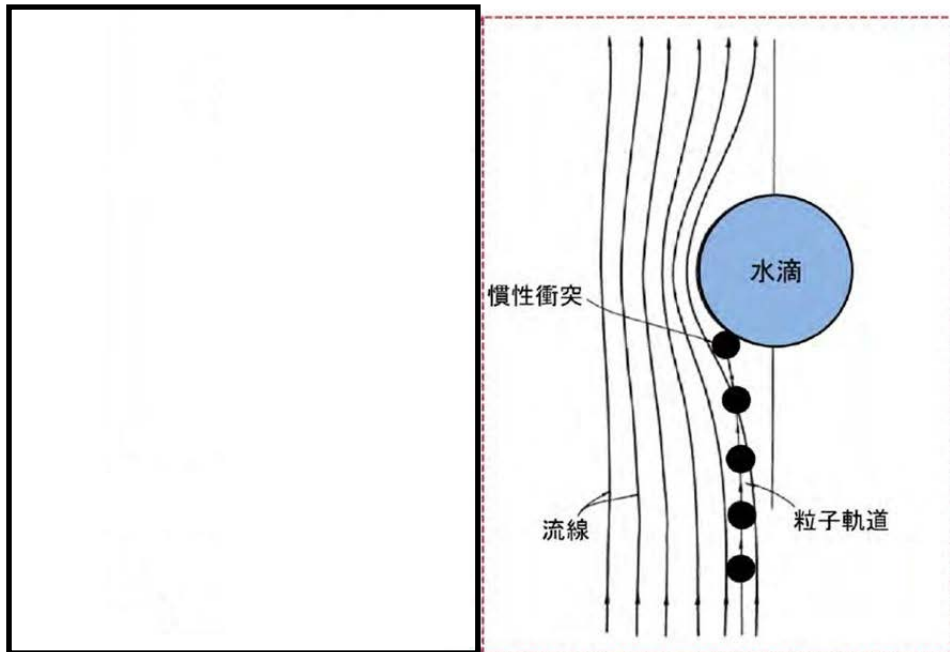


図 3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

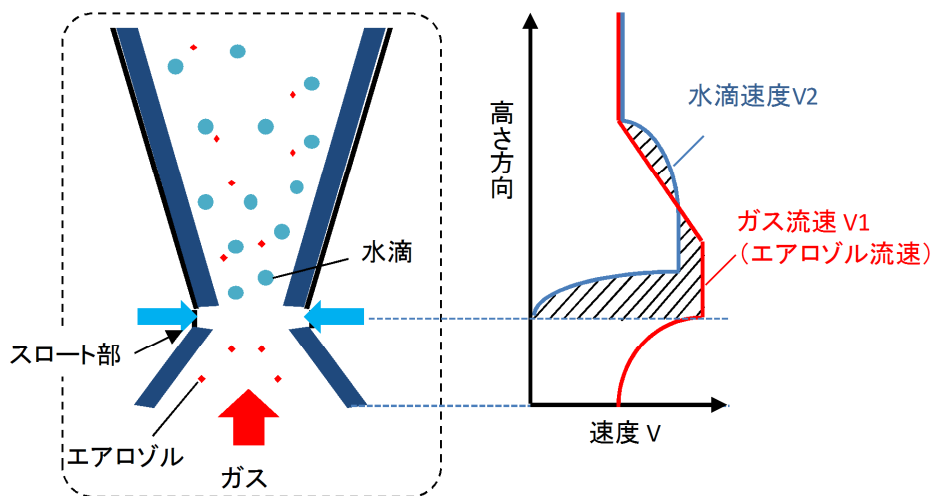


図 3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部下流でガス流速 (V_1) と水滴流速 (V_2) の速度差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。この慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙 33)

以上より、ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは、ガス流速、水滴流速、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速から一義的に決まるものであるため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータと整理できる。

<補足>

ベンチュリスクラバにおける除去原理を図 3.1.1-6 に示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ ガス流速が最高になるスロート部（絞り機構）において、スクラビング水が吸入される。
- ④ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、エアロゾルがフィルタ媒体（水滴）と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び液滴の流れの方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

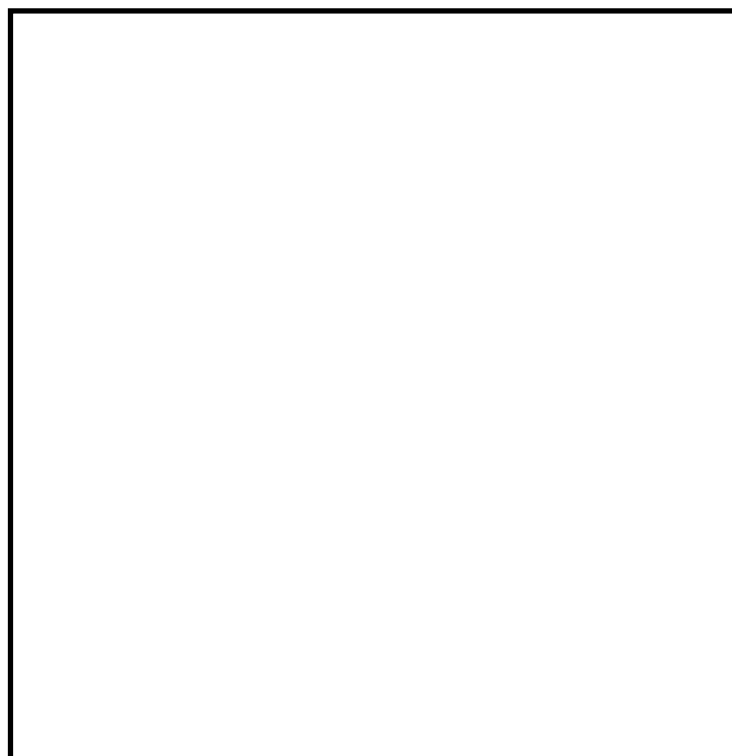


図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理

金属フィルタの除去原理は、図 3.1.1-7 に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。

このため、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

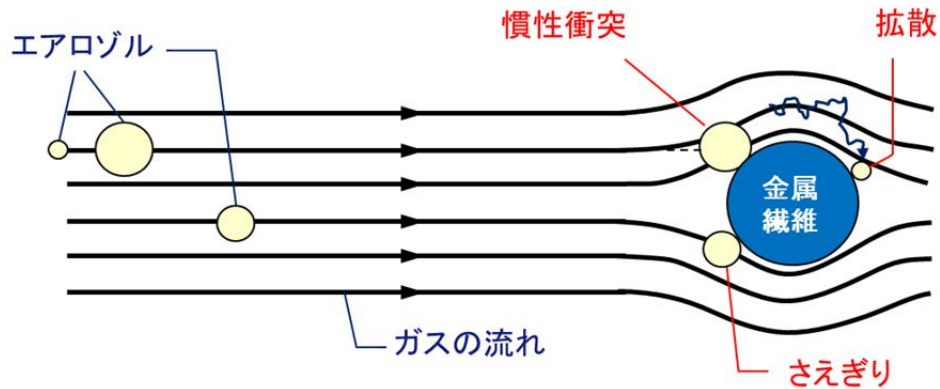


図 3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素 (CsI : よう化セシウム等) と、ガス状よう素として無機よう素 (I_2 : 元素状よう素) と有機よう素 (CH_3I : よう化メチル等) の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物 (塗装等) と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については、ベンチュリスクラバでスクラビング水と化学反応させることにより捕集し、さらに銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

また、有機よう素については、銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

スクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等), 上部に金属フィルタを設置し, スクラバ容器下流側の流量制限オリフィスを介して, 銀ゼオライト容器を設置する。以下にベンチュリスクラバ及び銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理を示す。

ベントガスの流れを図 3. 1. 2-1 に示す。

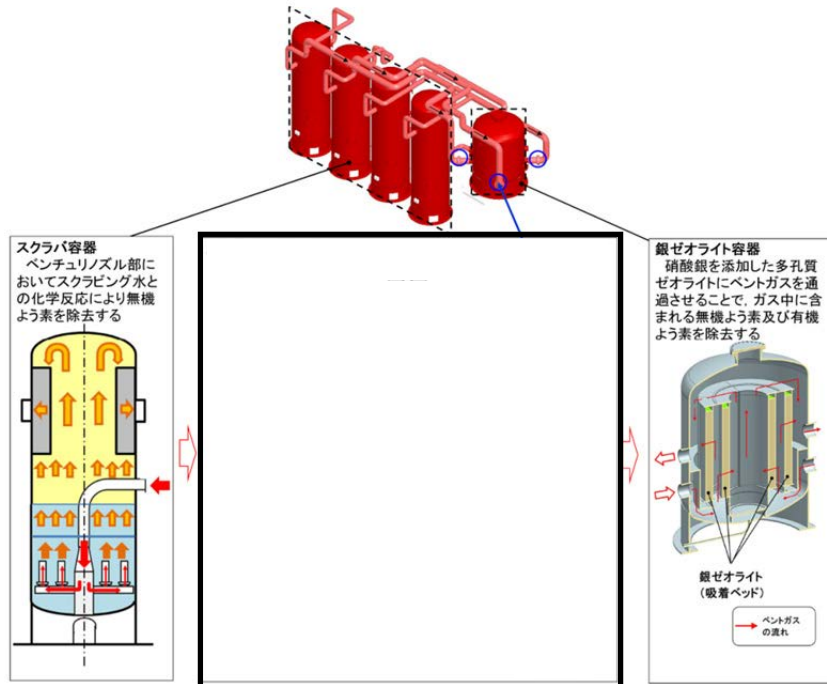


図 3. 1. 2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

(1) ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の除去原理

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、無機よう素を捕集する。



の添加によってスクラビング水中に水酸化物イオン(OH)が多量に存在し、高アルカリ性となる。

また、スクラビング水中のよう化物イオンと無機よう素の平衡はスクラビング水のpHの影響を受け、アルカリ性環境下では酸性環境下と比較してよう化物イオンの割合が大きいため、スクラビング水に捕集されたよう化物イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

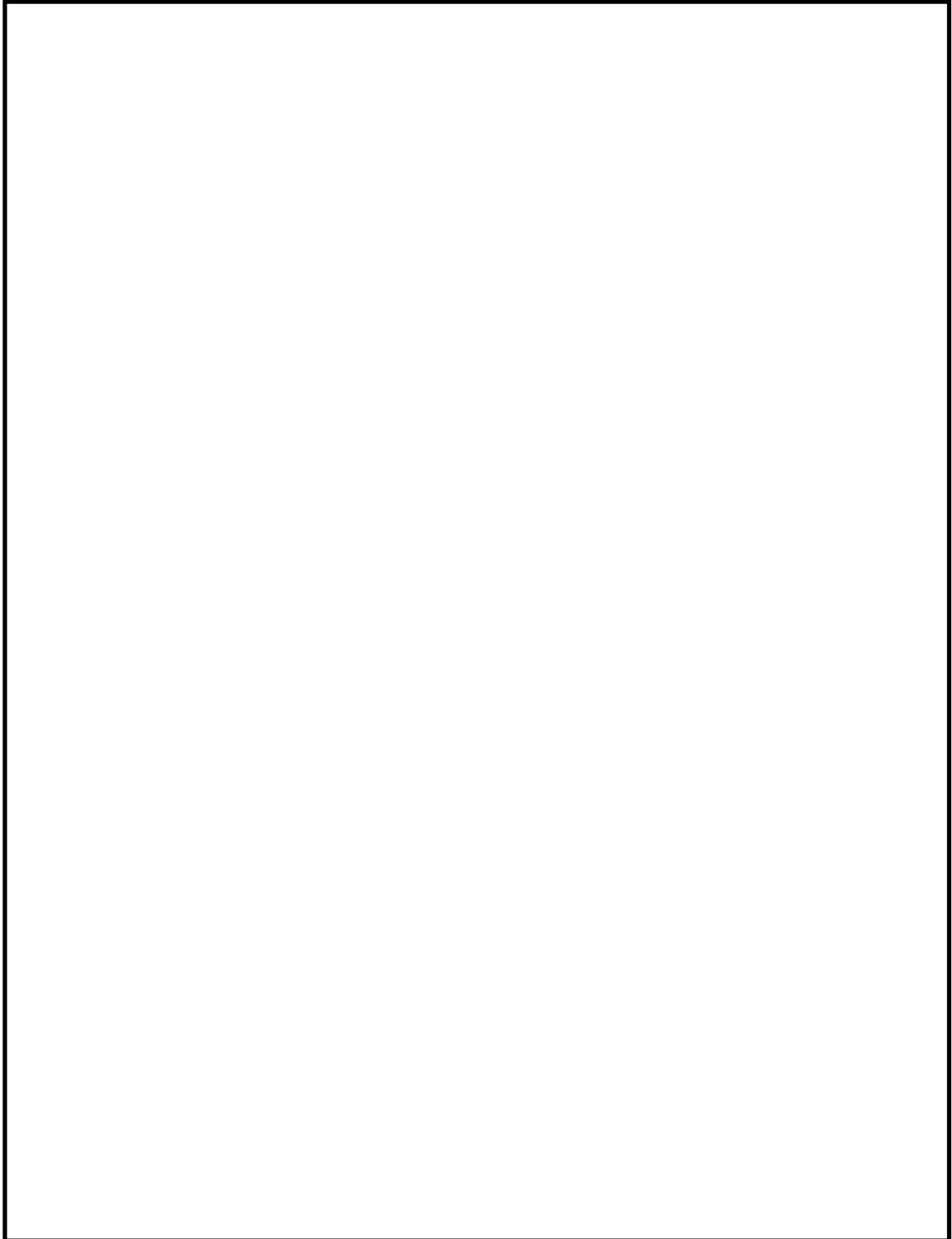
以上より、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子として、スクラビング水のpHを考慮する必要がある。

なお、一般的に、有機よう素は無機よう素と比較して活性が低く、反応しにくい化学種であるため、ベンチュリスクラバにおける有機よう素の捕集は期待していない。

(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理

a. 銀ゼオライトフィルタにおける除去原理

銀ゼオライトフィルタでは、 吸着剤を用い、以下の化学反応により、有機よう素及び無機よう素を捕集する。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.2 運転範囲

格納容器フィルタベント系の運転中（使用開始から事象静定まで）において、変動するパラメータとその想定変動範囲を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 パラメータの想定変動範囲

パラメータ	想定変動範囲
ガス流速	格納容器フィルタベント系は流量制限オリフィスによりフィルタ装置内の体積流量を幅広い圧力範囲に対してほぼ一定に保つ設計としており、ガス流速の変動幅も極力小さいものとなる。ベント実施のタイミング（格納容器圧力 1Pd から 2Pd の間で実施）を考慮し、格納容器圧力が 2Pd（853kPa[gage]）から圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 100kPa[gage]に至る圧力変動を想定変動範囲とし、その圧力変動に相当するガス流速（@ベンチュリノズル部）は [] となる。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）における格納容器圧力の最大値は約 659kPa[gage]である。
エアロゾル粒径	ベント時の粒径分布の質量中央径は [] となる。
ガス温度	格納容器の限界温度である 200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 120℃に至る温度範囲 [] をフィルタ装置に流入するガス温度の想定変動範囲とする。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）において、格納容器雰囲気温度は 200℃以下に維持され、ベント時の格納容器雰囲気温度は約 169℃となる。
蒸気割合	ベント～事象発生 7 日後におけるフィルタ装置に流入する蒸気割合は [] となる。
ガス過熱度	格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる 100kPa[gage]に対応するフィルタ装置（銀ゼオライト容器）におけるベントガスの過熱度は [] となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙 34)

(1) 粒子状放射性物質の除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)社は、1980 年代後半から 1990 年にかけて、ドイツのカールシュタインにある試験施設(以下、「JAVA」という。)にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会(RSK)、その他第三者機関立会の下、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に使用したものと同一形状のベンチュリノズル及び実機と同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ(圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件、エアロゾル粒径・濃度等のエアロゾル条件)について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図 3.3.1-1、試験条件を表 3.3.1-1 に示す。



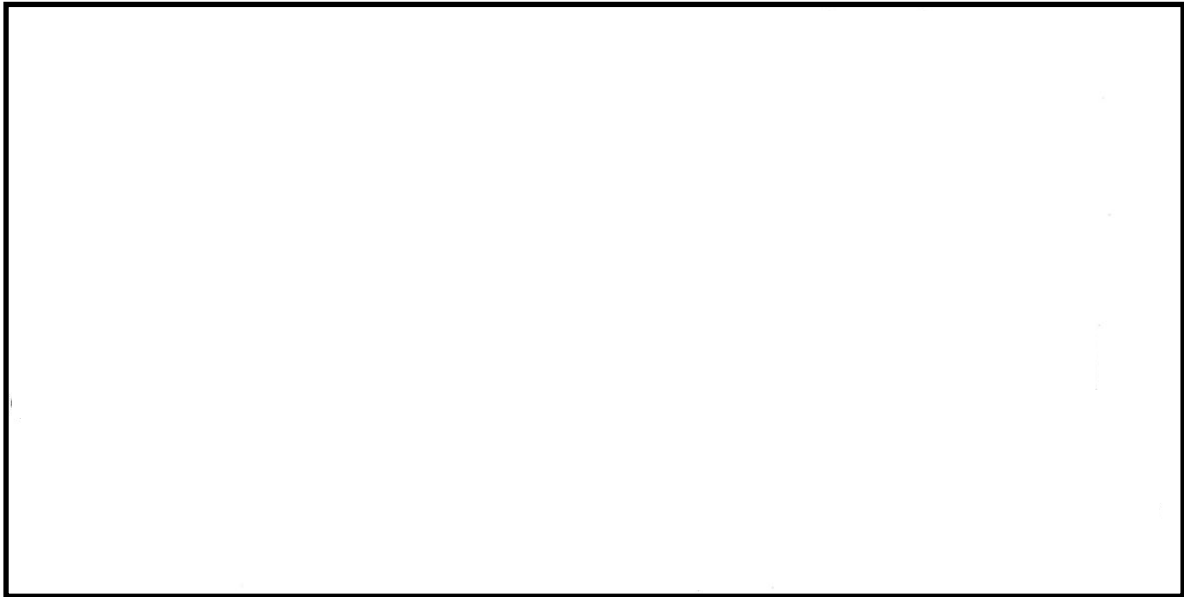


図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要

表 3.3.1-1 JAVA 試験条件 (粒子状放射性物質)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
蒸 気 割 合	
試験用エアロゾル	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

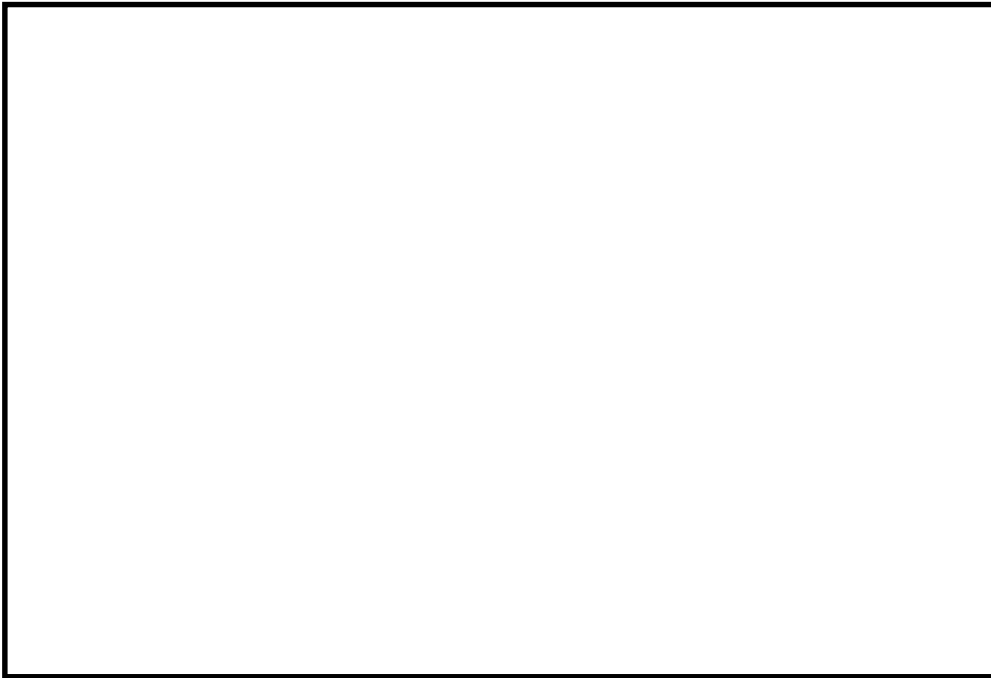


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(2)無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)社は, 「JAVA」試験装置を使用し, (1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社, RSK 及びその他第三者機関立会の下, 無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として, 実機の想定事象における種々のパラメータ (圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件, スクラビング水の pH等の化学条件) について試験を行うことにより, フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験条件を表 3.3.1-2 に示す。

表 3.3.1-2 JAVA 試験条件 (無機よう素)

試 験 範 囲	
圧	力
温	度
流	量
p H	
試 験 用 物 質	

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験施設を改造した施設(以下、「JAVA PLUS」という。)にて有機よう素に対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機と同一仕様の銀ゼオライトを使用し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータについて試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

試験装置の概要を図 3.3.1-3、試験条件を表 3.3.1-3 に示す。

表 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験条件

試 験 範 囲	
圧	
温 度	
流 量	
蒸 気 割 合	
過 熱 度	
試 験 用 物 質	



図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価

JAVA 試験における性能検証試験結果を表 3.3.2-1～4 に示す。粒子状放射性物質の除去原理では、3.1.1(4) a. および b. に示す通り、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行っている。さらに、その他のパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行っている。

(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量をベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速に換算して確認した。

図 3.3.2-1 及び図 3.3.2-2 にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。

ガス流速によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ベンチュリノズルにおけるガス流速が小さい場合は、ベンチュリノズル部においてガスと水滴の速度差が小さくなるため、DF が小さくなる可能性があるが、ベンチュリノズル部におけるガス流速の運転範囲 は性能検証試験範囲内であり、金属フィルタ部におけるガス流速の運転範囲についても性能検証試験範囲内であることから、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定されるガス流速に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバの後段の金属フィルタにおいてエアロゾルを捕集できるため、フィルタ装置（スクラバ容器）はガス流速によらず十分な性能を示していると評価できる。

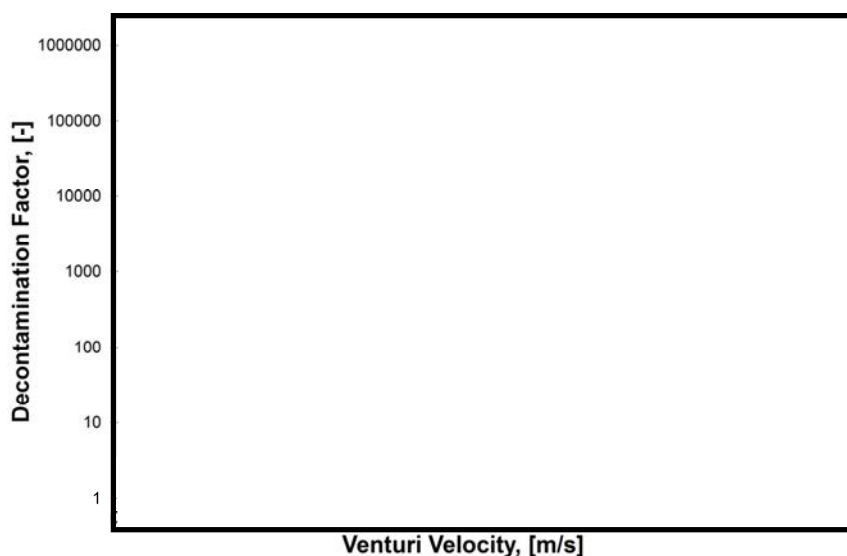


図 3.3.2-1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

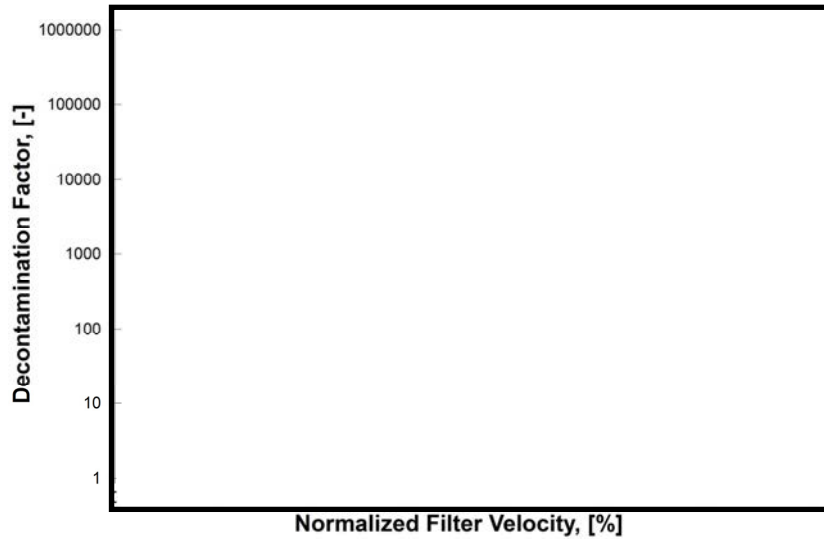


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾル粒径

図 3.3.2-3 に試験用エアロゾル（エアロゾル粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径の大小によって除去性能に影響が出ているような傾向は見られておらず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ウェットウェルベントの際にフィルタ装置内に流入するエアロゾルの粒径分布の質量中央径は [] と小さい粒径となることが想定されるが、試験用エアロゾルとして質量中央径が同等である [] を使用していることから、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定されるエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると評価できる。

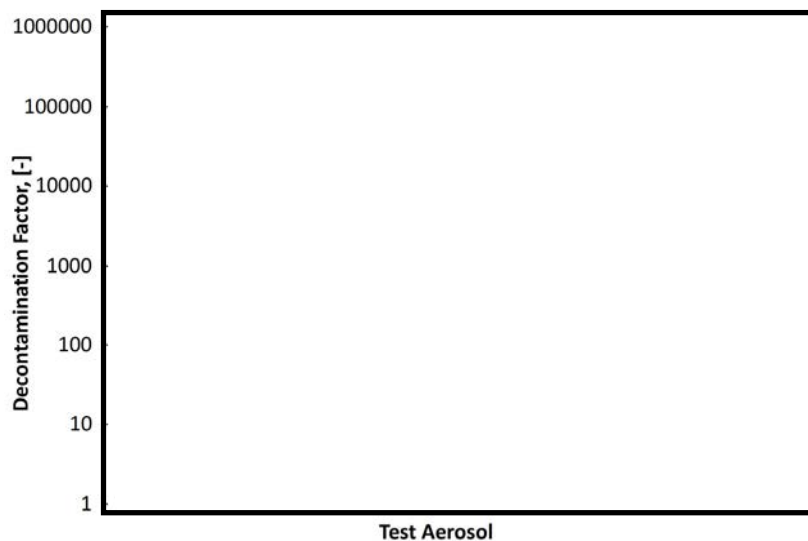


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) ガス温度

図 3.3.2-4 にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。ガス温度によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲 に対して、フィルタ装置は十分な性能を示していると評価できる。

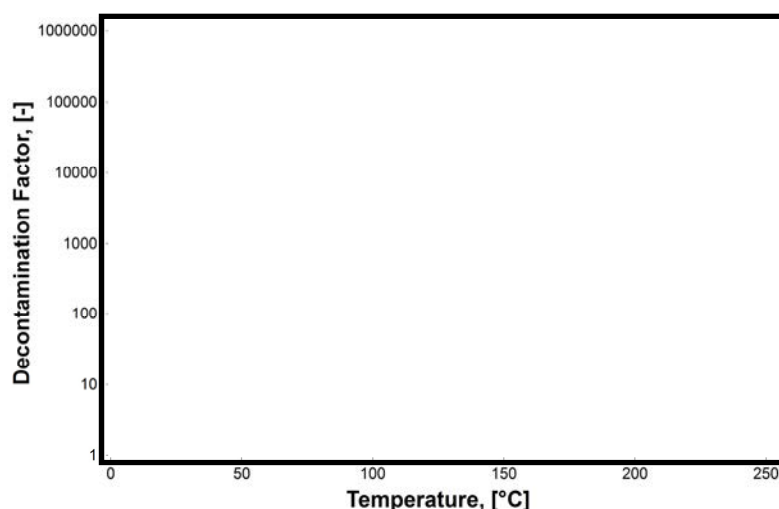


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

(4) 蒸気割合

図 3.3.2-5 に蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。蒸気割合によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ベントガスは蒸気が支配的になるが、ベントガスには窒素や水素といった非凝縮性ガスが含まれるため、蒸気割合による除去性能への影響を確認したが、試験結果ではその影響は認められず、フィルタ装置は、蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

蒸気割合の運転範囲 は性能検証試験範囲内であり、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定される蒸気割合に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、一般に蒸気割合が大きいほど、ガスの凝縮効果が見込まれ DF が大きくなることが考えられるが、0vol%の蒸気割合においても性能検証試験結果は要求性能を上回っており、フィルタ装置（スクラバ容器）は蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

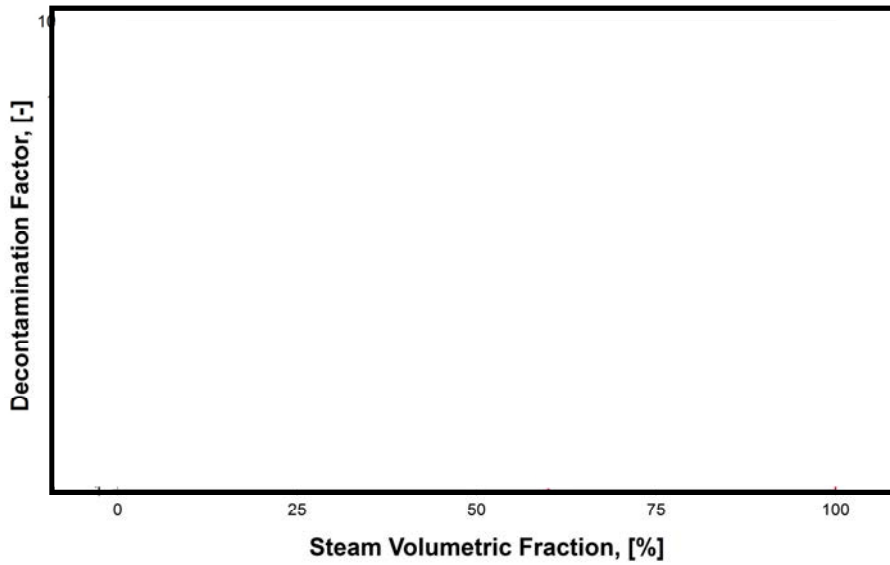


図 3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

表 3.3.2-1 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-2 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 3.3.2-3 エアロゾル [] 除去性能試験結果 (1 / 2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-4 エアロゾル [] 除去性能試験結果 (2 / 2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m ³ /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価

(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去

JAVA 試験における無機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-1 に示す。ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与えるパラメータであるスクラビング水の pH に対する無機よう素の除去係数を図 3.3.3-1 に示す。試験を実施した全域にわたって DF100 以上を満足していることがわかる。

無機よう素は、有機よう素と比べ反応しやすいため、よう素除去部でも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

スクラビング水の pH が低い場合は、無機よう素の DF が低くなる傾向が確認されているが、系統待機時のスクラビング水の pH は に維持し、ベント時においてもアルカリ性を維持することから要求される性能を満足できると評価される。

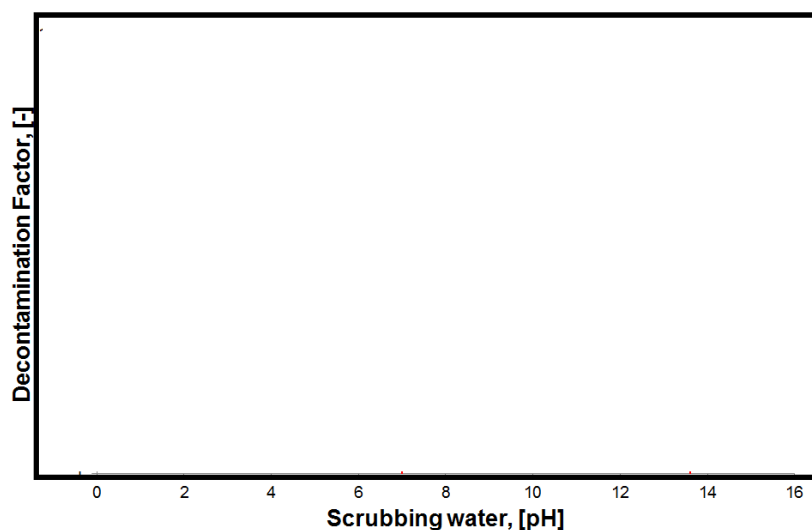


図 3.3.3-1 pH に対する無機よう素の除去係数

表 3. 3. 3-1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去

a. 有機よう素の除去

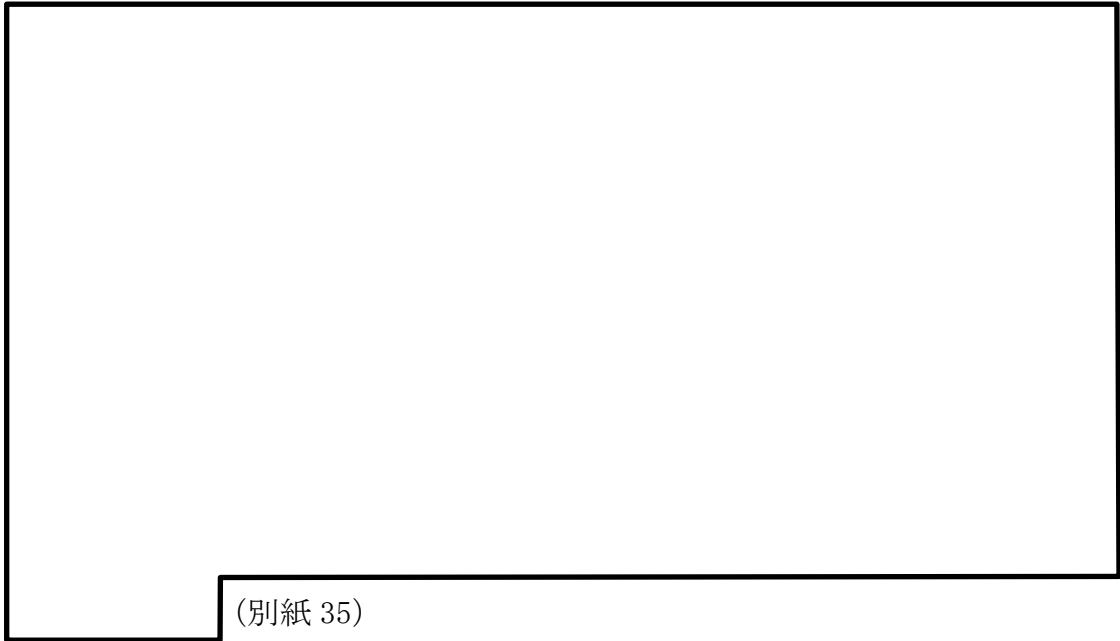
JAVA PLUS 試験における有機よう素除去性能の試験結果を表 3. 3. 3-2 に示す。試験で得られた除去係数を過熱度で整理したものを図 3. 3. 3-2 に示す。



図 3. 3. 3-2 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



(別紙 35)

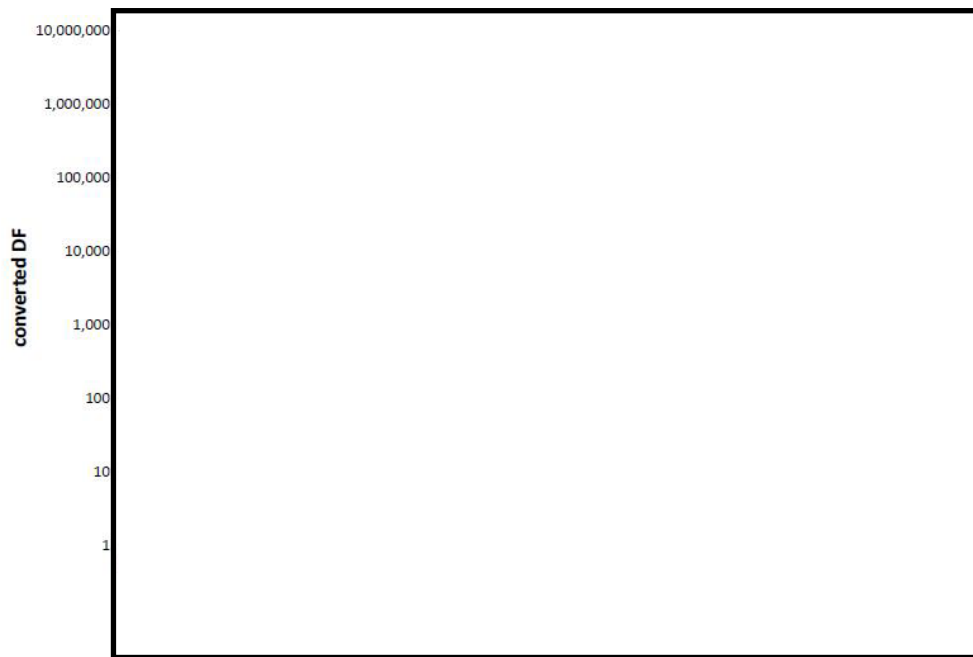


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol.%)		Removal Efficiency (%)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項

フィルタ装置を継続使用する際、粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。（別紙 36）

- ・粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- ・金属フィルタの閉塞

また、ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。（別紙 37，別紙 38）

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

なお、フィルタ装置に移行してくるエアロゾル、ガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響は小さいと評価している。（別紙 11）

また、フィルタ装置上流配管の内面に付着する放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮しても、配管の構造健全性に与える影響は小さいと評価している。

（別紙 39）

(1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置（スクラバ容器）下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

フィルタ装置（スクラバ容器）は、ベンチュリスクラバの後段に金属フィルタが設置されている。この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの液滴を除去するための機構（プレフィルタ、湿分分離機構）及びドレンをスクラビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した液滴はメインフィルタに到達する前に除去される。また、液滴の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、これはメインフィルタにて捕集される。

以上のとおり、フィルタ装置（スクラバ容器）は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。（別紙 36）

b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属フィルタにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガス、原子炉格納容器を不活性化するための窒素ガス等によって冷却される。また、ベント停止後において、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等により冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対して十分に低く抑えることができる。（別紙36）

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中へ再揮発することが考えられる。

さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。

(b) 影響評価

アルカリ性環境下では、スクラビング水中に存在する無機よう素が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。（別紙37）

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

また、スクラビング水には が添加されており、重大事故時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。

b. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

ゼオライトからのよう素の脱離反応は、400℃以上の高温状態において、数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。炉心損傷後のベント時には、水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合、捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスによって冷却される。また、ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等によって冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対して十分低く抑えることができる。（別紙 38）

(3) 金属フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。

b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量は、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さいことから、閉塞が発生することはない。（別紙 36）

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 [] との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [] の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。(別紙 37)

(5) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトフィルタに移行するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着容量に対して十分小さいことから、吸着飽和に達することはない。(別紙 38)

4. 運用方法

4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に、格納容器フィルタベント系の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器フィルタベント系の操作手順の概要について示す。

4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の7ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋H P C S失敗
- ・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋高圧炉心冷却失敗
- ・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋直流電源喪失
- ・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋S R V再閉失敗＋H P C S失敗
- ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・ L O C A時注水機能喪失

7ケース全てにおいて、格納容器圧力が427kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器フィルタベント系を使用するケースであり、格納容器フィルタベント系の操作方法に相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

(1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、事象発生から30分後には手動操作で自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を開き原子炉を減圧することによって、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、自動減圧機能付き逃がし安全弁からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧原子炉代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

その後、事象発生約24時間後にサブプレッション・チェンバ圧力が427kPa

[gage] に到達した時点で、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を図 4.1.1-1、系統概要図を図 4.1.1-2、格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.1-3 及び図 4.1.1-4 に示す。

解析上の時間

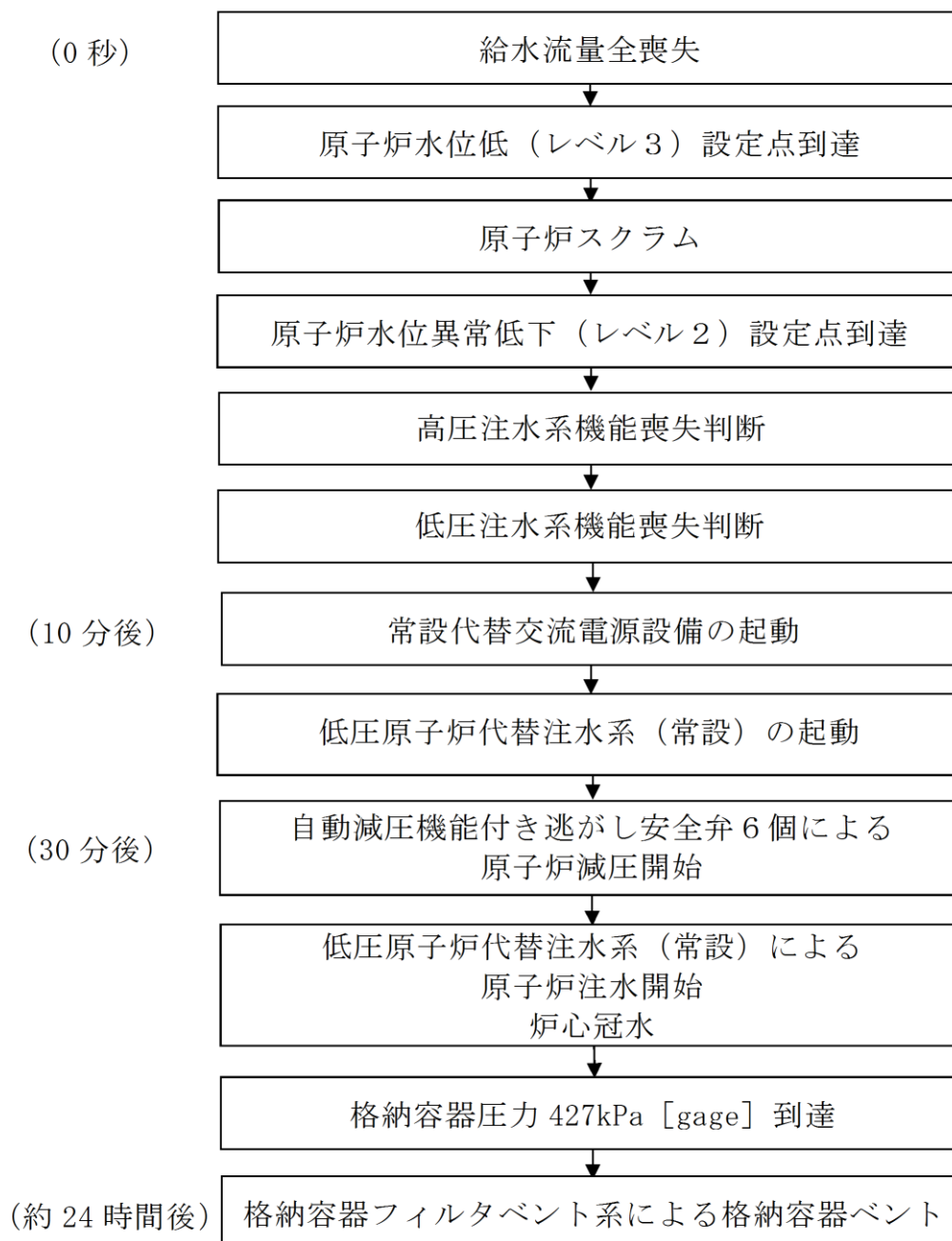


図 4.1.1-1 高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

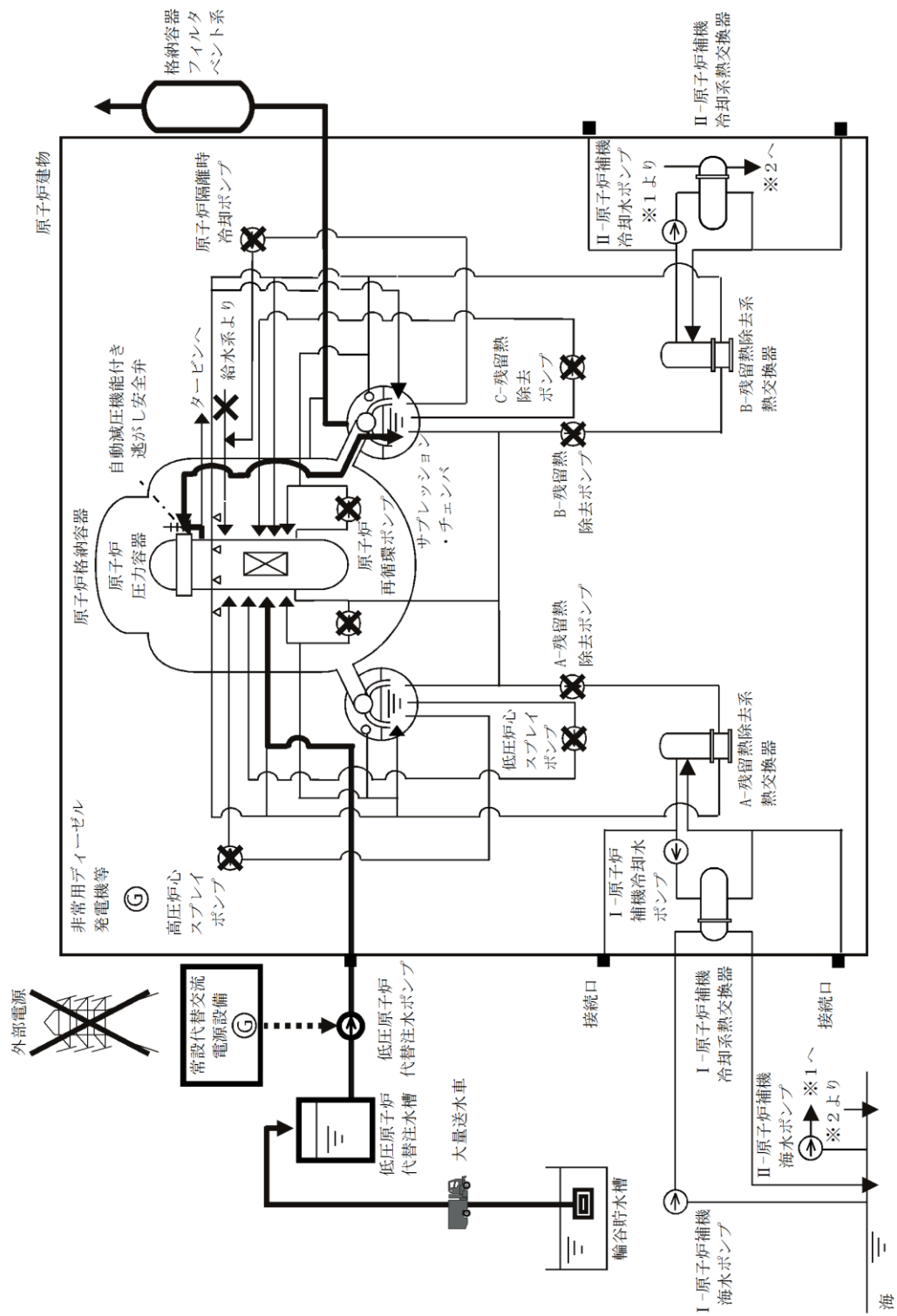


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

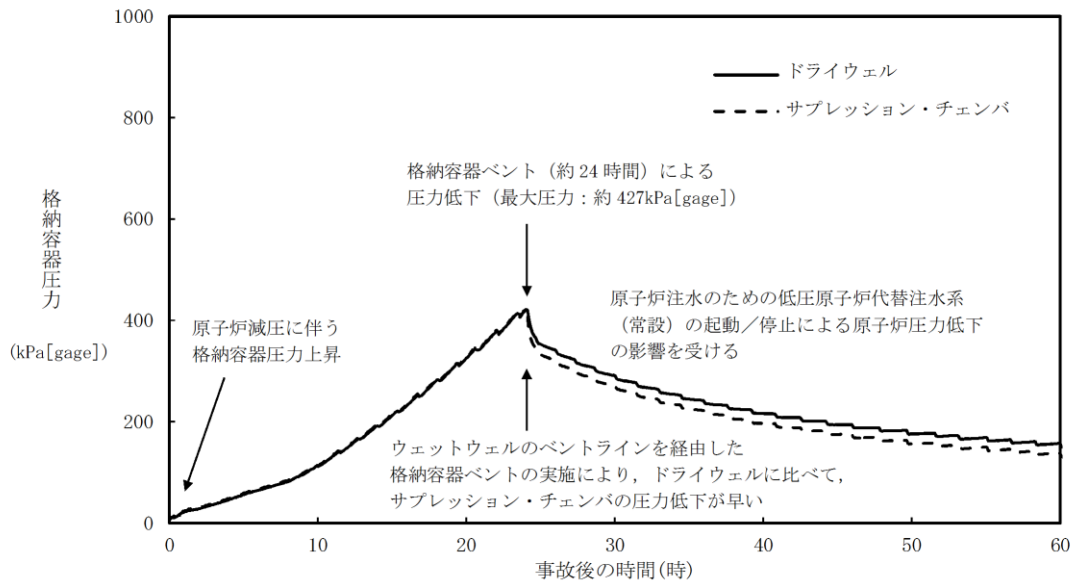


図 4. 1. 1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

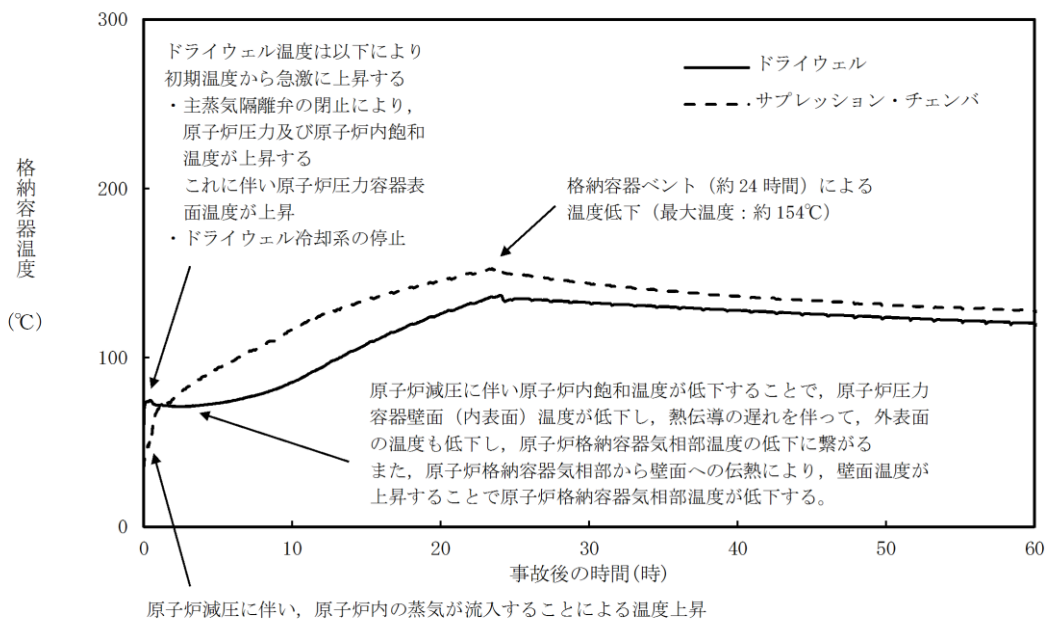


図 4. 1. 1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

4. 1. 2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

以下に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、表 4. 1. 2-1 に

示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内におけるFPの自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。

さらに、格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待する場合は、格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

表 4.1.2-1 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量

炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約 3.2×10^5	約 2.1	約 2.1×10^{-3}

- (1) 有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」の概要

大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約5分後に燃料被覆管温度が1,000Kに到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から30分経過した時点で、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの電源供給により、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。

格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が640kPa [gage]（最高使用圧力の1.5倍）に達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（ $120\text{m}^3/\text{h}$ の640kPa [gage]～588kPa [gage]間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は外部水源を使用するため、サプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約32時間後に、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のシナリオの概要を図4.1.2-1、系統概要図を図4.1.2-2、格納容器圧力及び温度の推移を図4.1.2-3及び図4.1.2-4に示す。

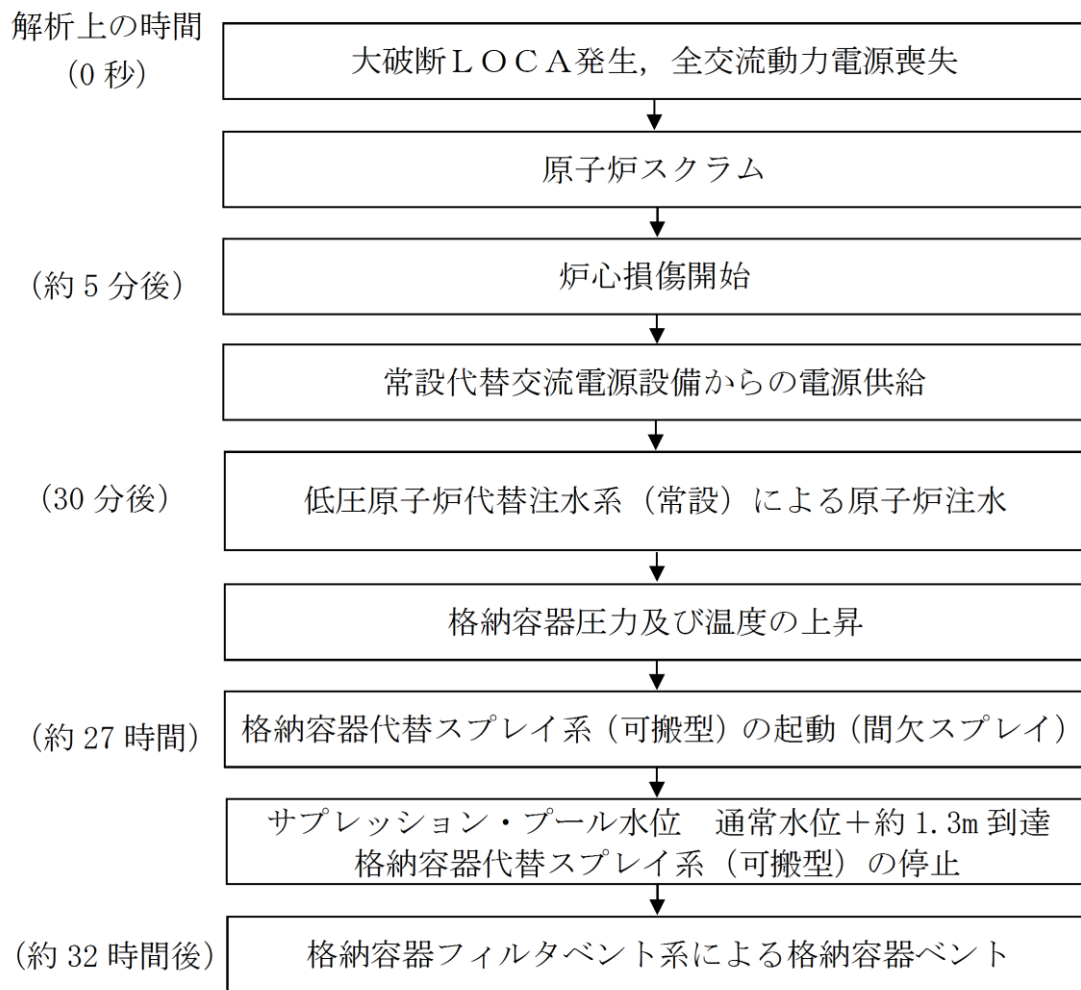


図 4.1.2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」のシナリオの概要

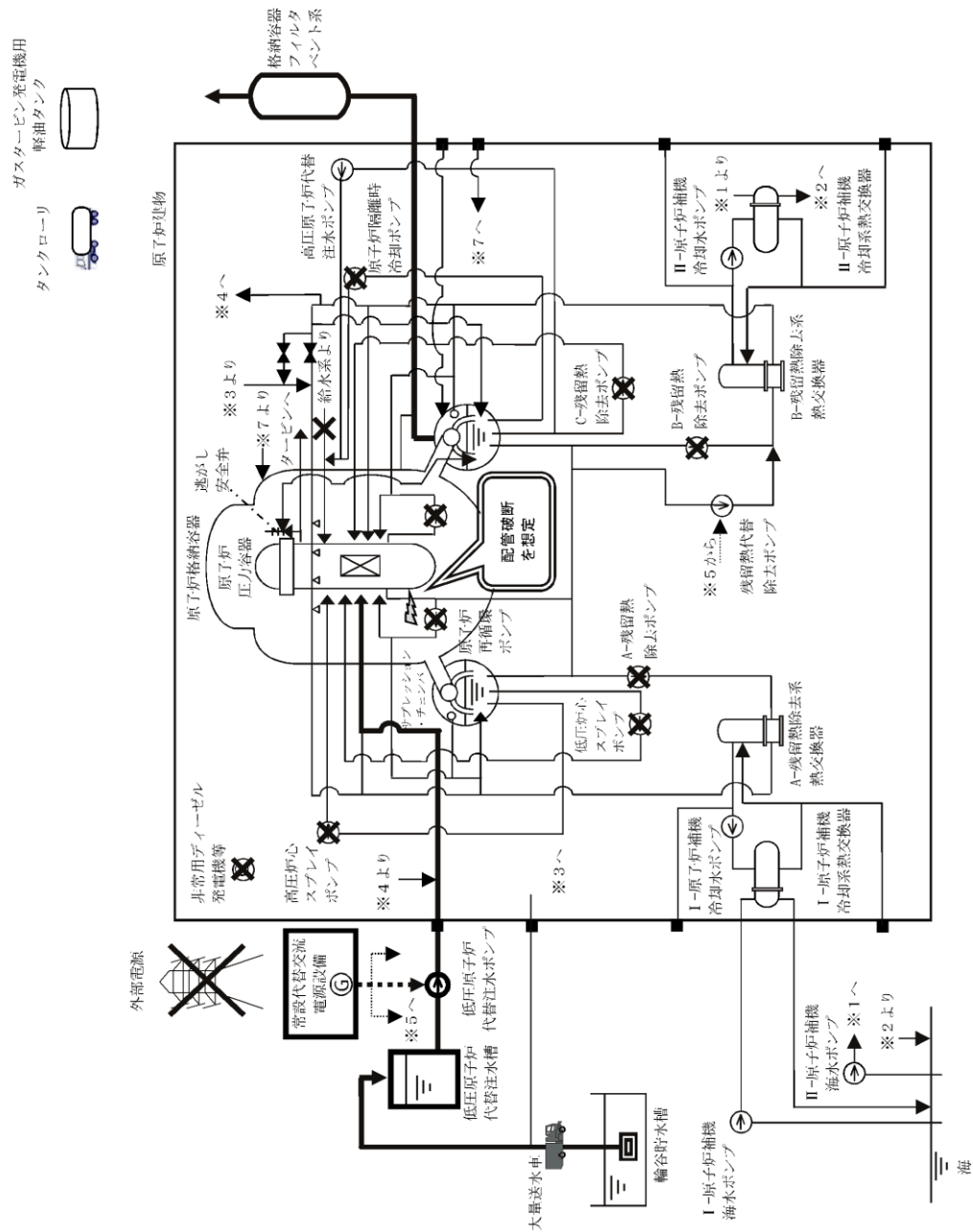


図 4.1.2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における系統概要図

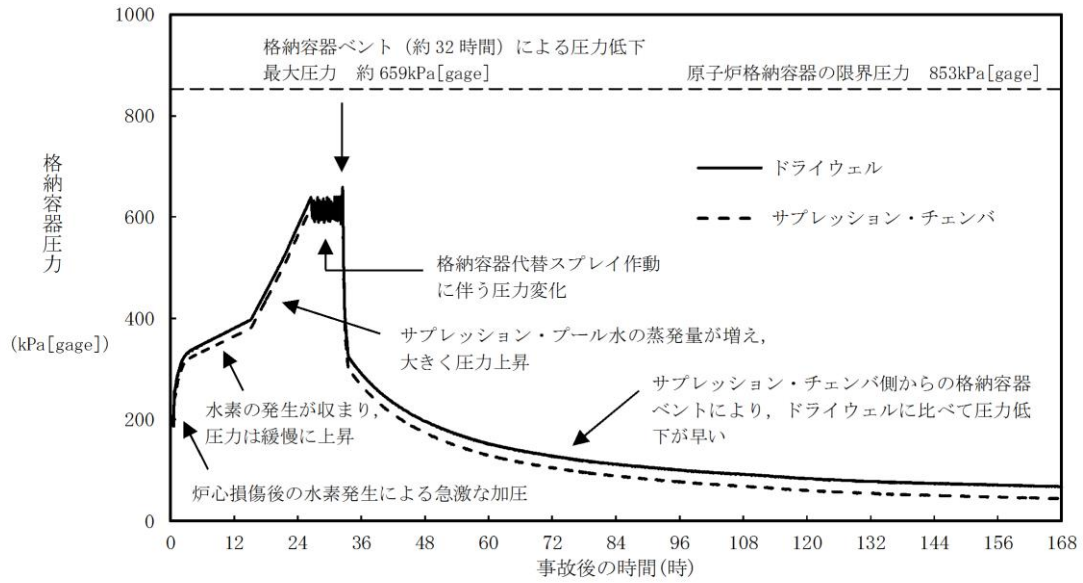


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

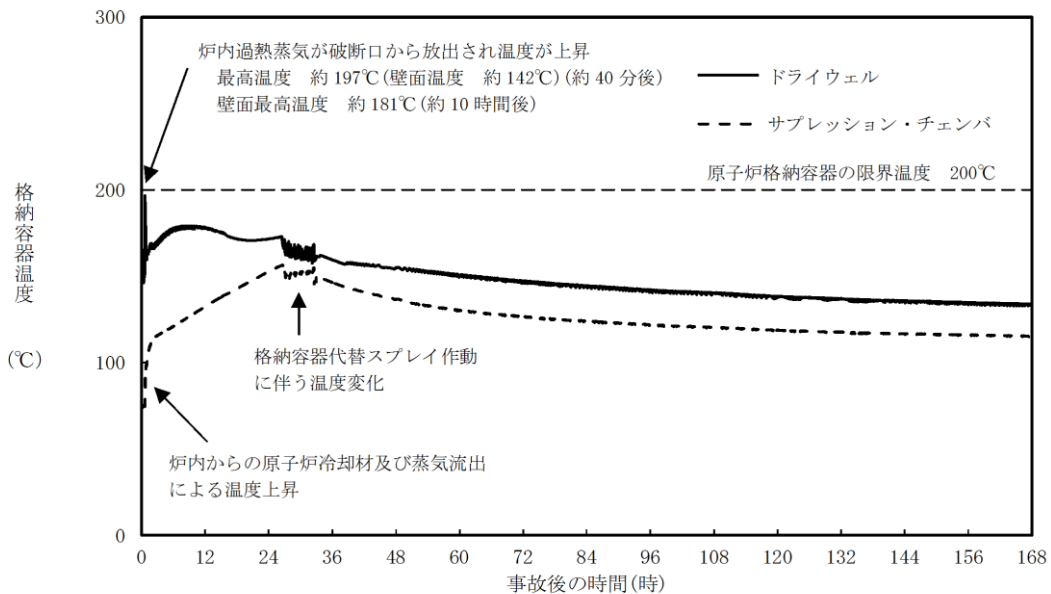


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

4.1.3. 格納容器フィルタベント系操作手順について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りがあるが、サプレッション・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、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。

- ・現場の雰囲気線量を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。

- ・格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順

機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。

- ・現場での手動操作時間を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。

なお、ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウンダリ範囲を通常時と同様にするためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を図4.1.3-1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

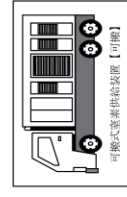
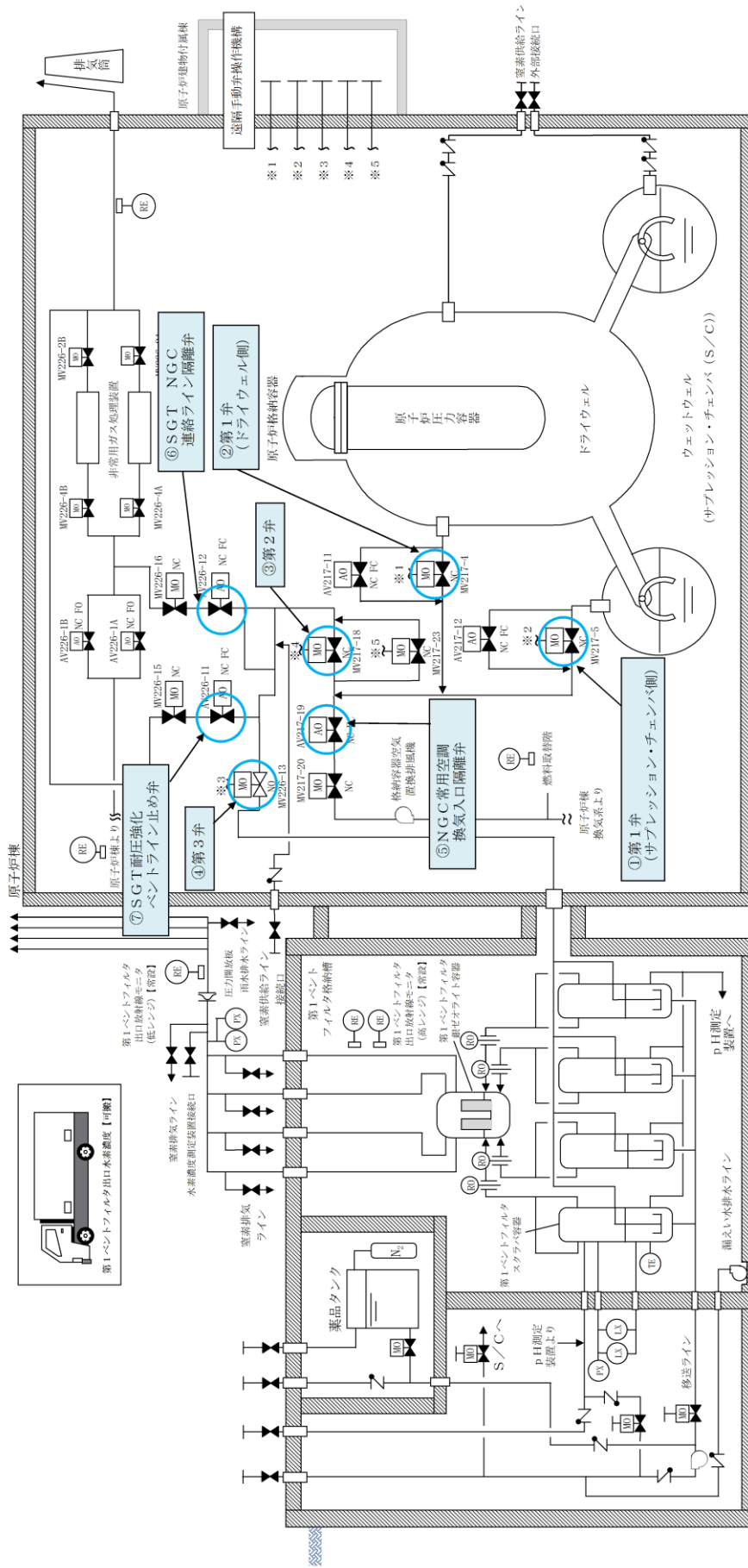


図 4.1.3-1 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

(1) 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、表 4.1.3-1 に示す基準に到達した場合に、当直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。

表 4.1.3-1 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 427kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% 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 427kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。

炉心損傷を判断した場合は、640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ(間欠)を実施し、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば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 853kPa [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 4 vol% 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 4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% 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図 4.1.3-2~4 に示す。

炉心損傷の有無の判断は、表 4.1.3-2 に示すパラメータを確認する。

表 4.1.3-2 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
ドライウェル又はサプレッション・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倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。(別紙40)

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、表4.1.3-3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。

表 4.1.3-3 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(別紙41)
	原子炉建物水素濃度2.5vol%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(別紙52)
	可搬式モニタリグ・ポスト指示の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

なお、格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに5時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約1時間30分であることを踏まえても格納容器圧力2Pd(853kPa[gage])に到達するまでに準備ができる。

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、格納容器代替スプレイ系(常設)及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系(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、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、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、原子炉棟内で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 4 vol% を考慮し、原子炉建物水素濃度 2.5 vol% 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、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200°C 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、ベントを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 853kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200°C 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、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物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。

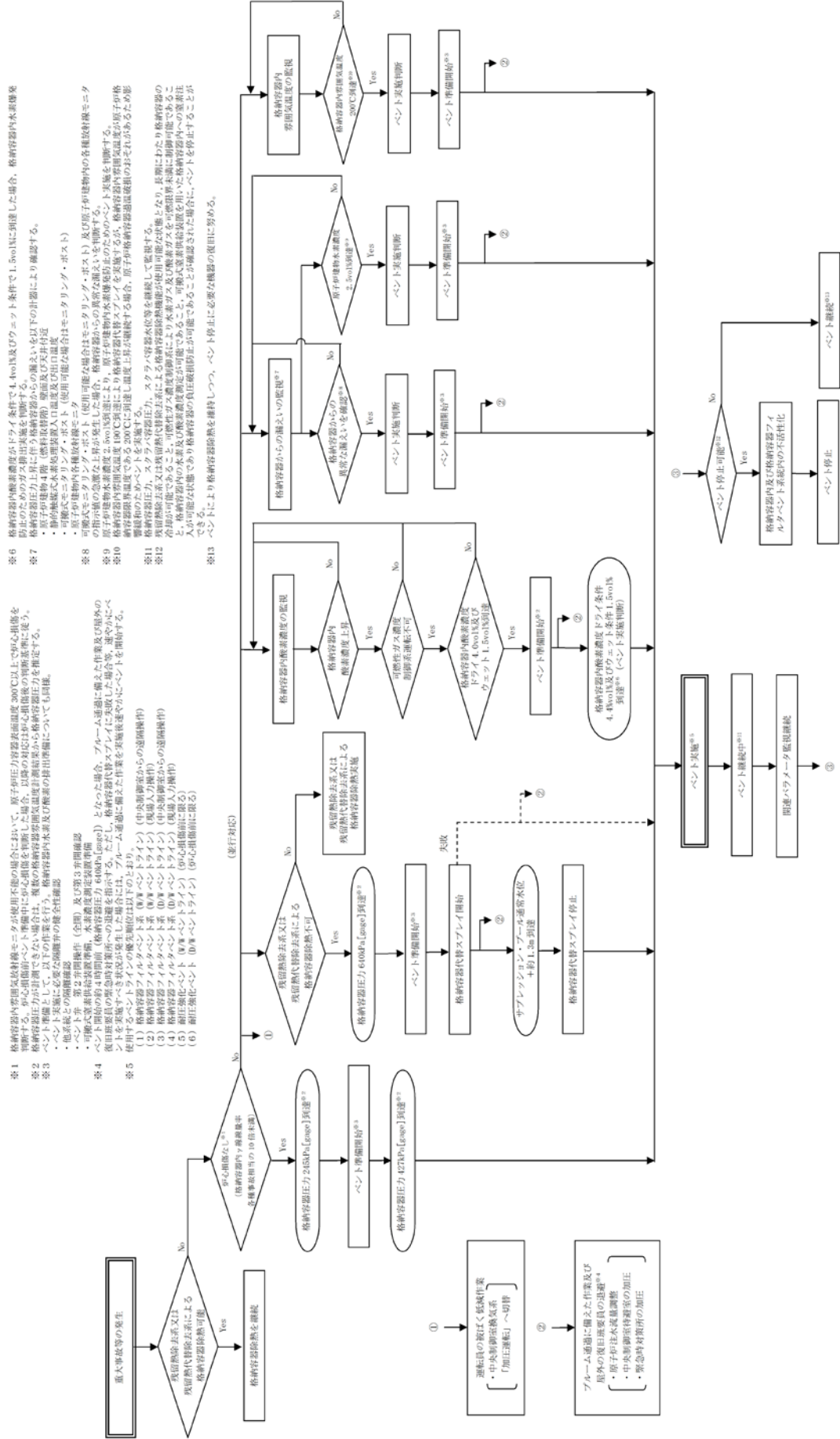


図 4.1.3-2 ベント実施の判断フロー

※1 格納炉内炉心冷却材循環モニタが使用不能の場合において、原子炉圧力容器表面温度 300°C 以上で炉心温度を監視し、この監視値が 300°C を超えた場合は、格納炉内炉心温度が 300°C を超えていない場合は、格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合は、格納炉内炉心温度が 300°C を超えていることを判定する。

※2 格納炉圧力は監視できない場合は、格納炉の格納炉冷却系温度が格納炉圧力によって決定する。

※3 ベント作動として、以下の作業を行う。格納炉内水蒸気及び蒸溜の排出口開閉についても同様。

- ・ベント実施に必要な開閉弁の確かな確認
- ・ベント作動
- ・ベント停止
- ・格納炉内炉心温度監視
- ・格納炉内炉心温度モニタ（参照）及び第3弁開閉
- ・格納炉内炉心温度モニタ（参照）及び第3弁開閉
- ・格納炉内炉心温度モニタ（参照）及び第3弁開閉

※4 ベント作動時の監視項目（格納炉圧力、格納炉冷却系温度、格納炉冷却系圧力、格納炉冷却系流量）と、格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合は、格納炉内炉心温度が 300°C を超えていることを判定する。

※5 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合は、格納炉内炉心温度が 300°C を超えていることを判定する。

(1) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(2) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(3) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(4) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(5) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(6) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(7) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(8) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(9) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(10) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

(11) 格納炉内炉心温度が 300°C を超えている場合、ベント作動。

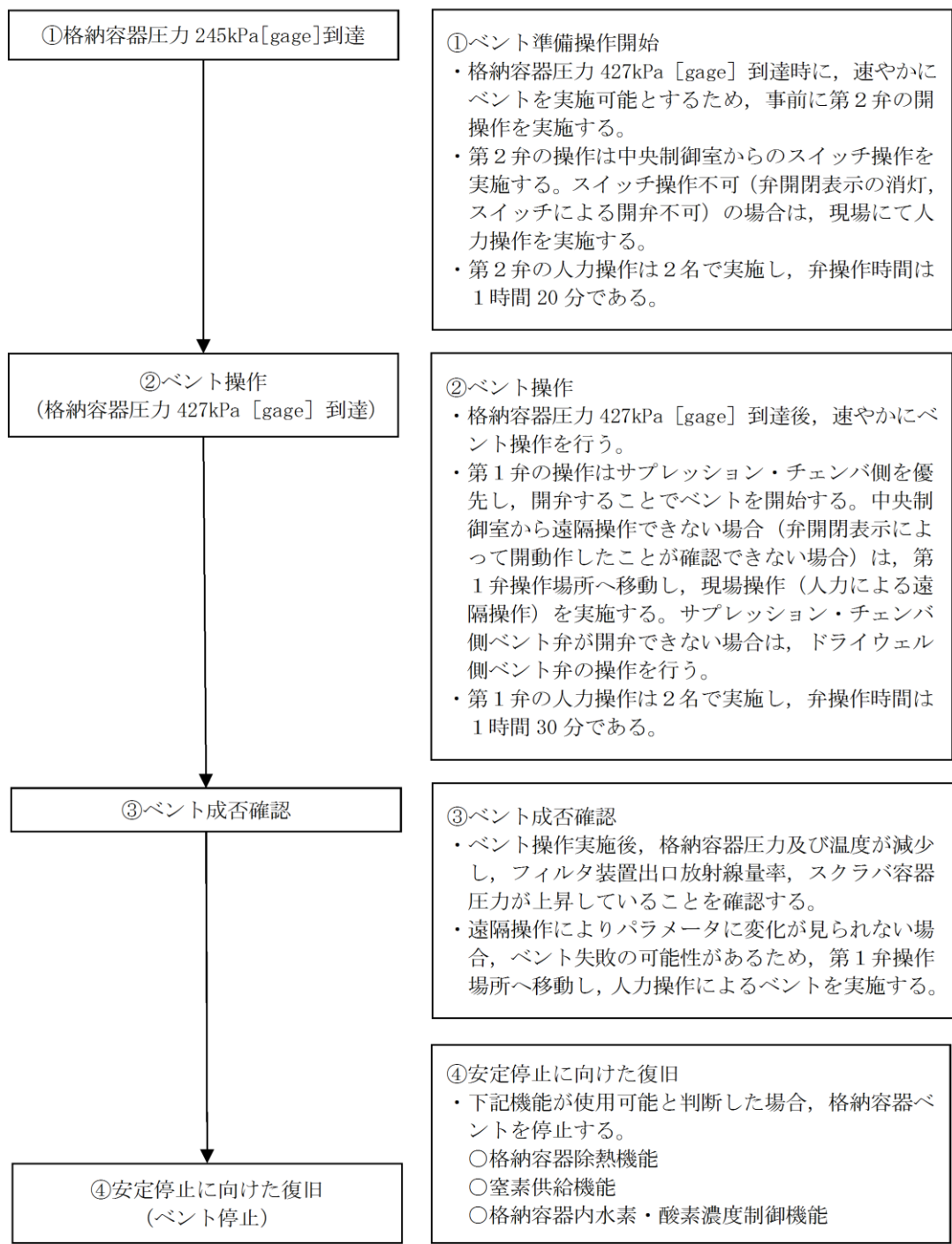


図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー

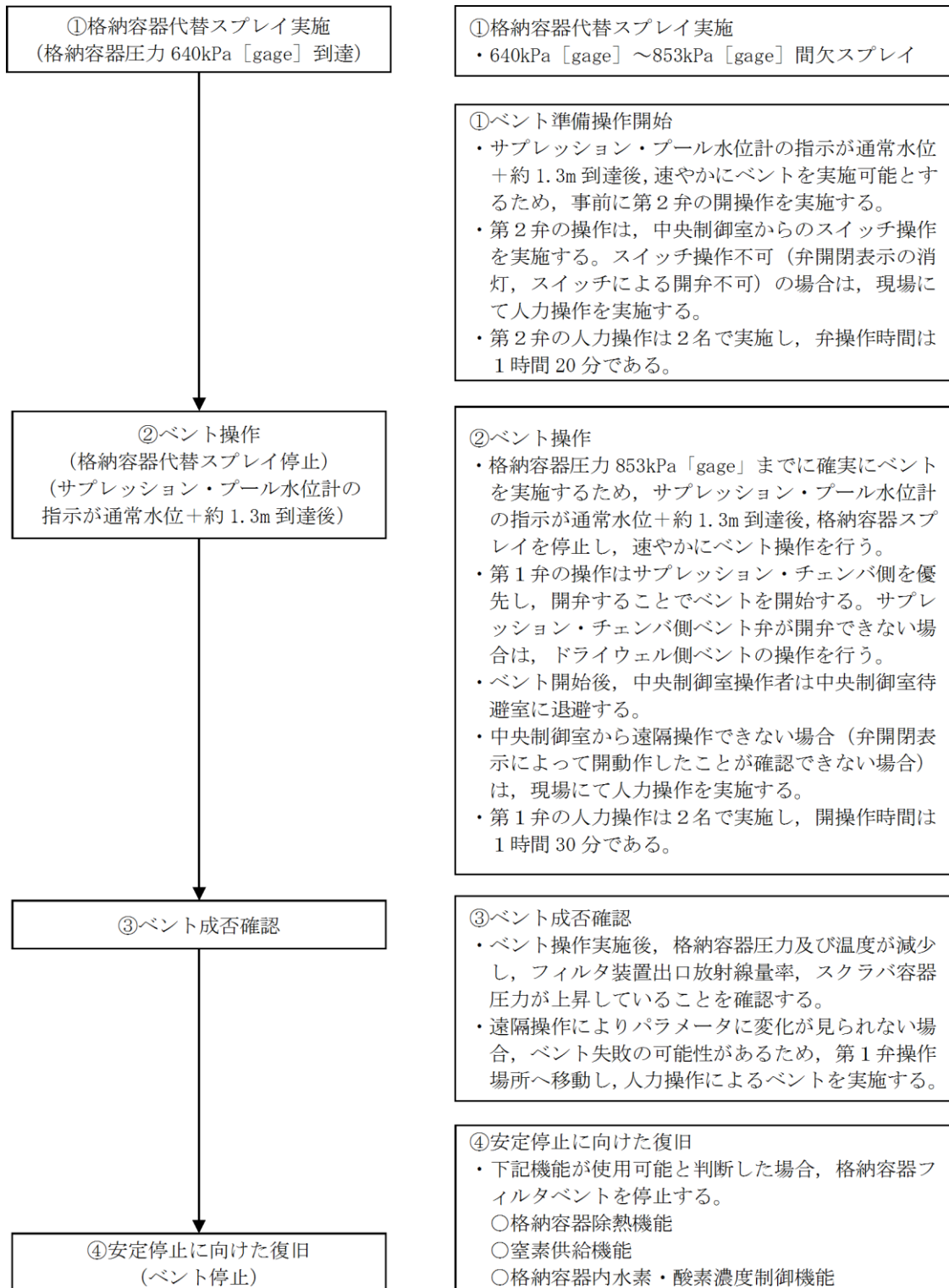


図 4.1.3-4 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、表 4.1.3-4 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。

表 4.1.3-4 確認パラメータ (系統待機状態)

確認パラメータ	確認内容
スクラバ容器水位	待機水位である <input type="text"/> の範囲にあること
スクラバ容器 pH	<input type="text"/> であること
フィルタ装置出口配管圧力	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①～⑦の番号は、図 4.1.3-1 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1弁 (サプレッション・チェンバ側)
- ②第1弁 (ドライウエル側)
- ③第2弁
- ④第3弁 (開確認のみ)

(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 (原子炉棟空調換気系、非常用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。

- ⑤NGC 常用空調換気入口隔離弁
- ⑥SGT NGC 連絡ライン隔離弁
- ⑦SGT 耐圧強化ベントライン止め弁

(c) 第2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2弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ただし、サプレッション・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、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。

(d) 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置）準備

ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力 245kPa[gage]及び640kPa[gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。

また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・ 格納容器圧力
- ・ 格納容器酸素濃度（S A）

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4.1.3-5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。

可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。

なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。

また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。

フィルタ装置（スクラバ容器）のスクラビング水（水・薬剤）の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。

表 4.1.3-5 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・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認			【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用※3)			
第2弁開操作 (移動含む)	原子炉建物 附属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h 以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備 (水素濃度測定装置、 可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h 以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	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）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：全面マスク（DF50）の着用

e. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(a) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表

4.1.3-5 に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 245kPa[gage]に到達後、準備操作として、図 4.1.3-5 に示す第 2 弁 (②または③) の開操作、第 3 弁 (①) の開確認を実施する。また、可搬型設備は、現場状況を考慮し事前に準備を実施する。

第 2 弁 (②または③)、第 3 弁 (①) は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第 2 弁 (②または③) の現場での手動操作 (人力による遠隔操作) を実施する。

図 4.1.3-6 に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作 (人力による遠隔操作) による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約 1 時間 20 分である。

表 4.1.3-6 及び図 4.1.3-6 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格納容器圧力 1 Pd 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

表 4. 1. 3-6 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage] 到達時間	準備時間	ベント時間※1 (1Pd)
高圧・低圧注水機能喪失	約 16 時間	約 1 時間 20 分 (245kPa[gage] 到達後から)	約 24 時間
全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 失敗) +HPCS 失敗)	約 14 時間		約 20 時間
全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 失敗) +高圧炉心冷却失敗)	約 14 時間		約 20 時間
全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 失敗) +直流電源喪失)	約 14 時間		約 20 時間
全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 失敗) +SRV 再閉失敗+HPCS 失敗)	約 15 時間		約 22 時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約 14 時間		約 20 時間
LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA)	約 15 時間		約 22 時間

※ 1 : 格納容器圧力が 1 Pd (427kPa[gage]) に到達する時間。

(b) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表

4. 1. 3-7 に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達後、準備操作として、図 4. 1. 3-5 に示す第 2 弁 (②または③) の開操作、第 3 弁 (①) の開確認及び可搬型設備の準備を実施する。ただし、現場状況により準備基準到達前に実施する場合がある。

第 2 弁 (②または③)、第 3 弁 (①) は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第 2 弁 (②または③) の手動操作 (人力による遠隔操作) を実施する。

図 4. 1. 3-7 に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作 (人力による遠隔操作) による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約 1 時間 20 分である。

表 4. 1. 3-7 及び図 4. 1. 3-7 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プレッション・プール通常水位+約 1. 3m 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

表 4.1.3-7 炉心損傷ありの場合のベント関連時間

格納容器破損モード	640kPa [gage] 到達時間	準備時間	ベント時間※ ¹
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約 27 時間	約 1 時間 20 分 (640kPa [gage] 到達後から)	約 32 時間

※ 1 : サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達する時間。

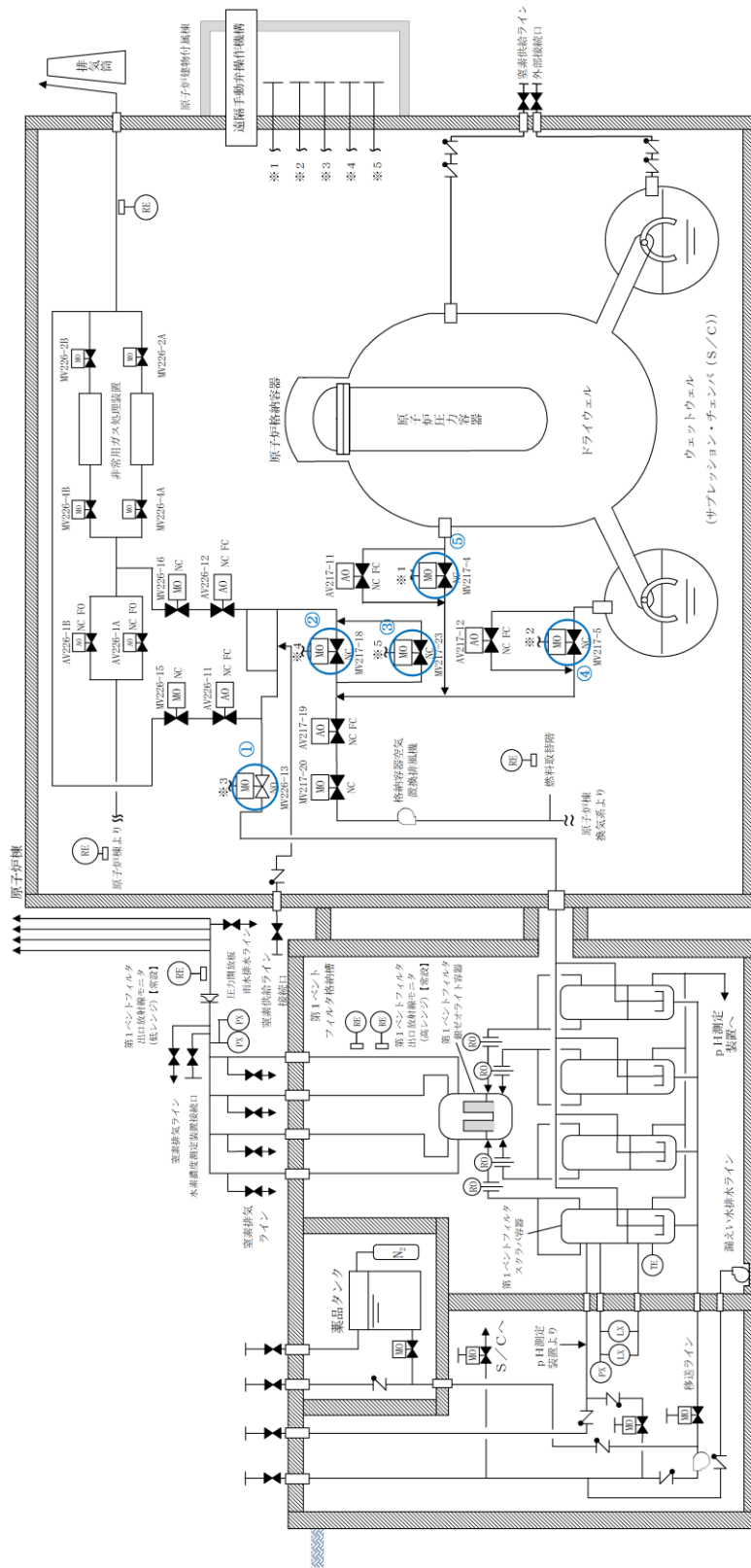


図 4.1.3-5 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)

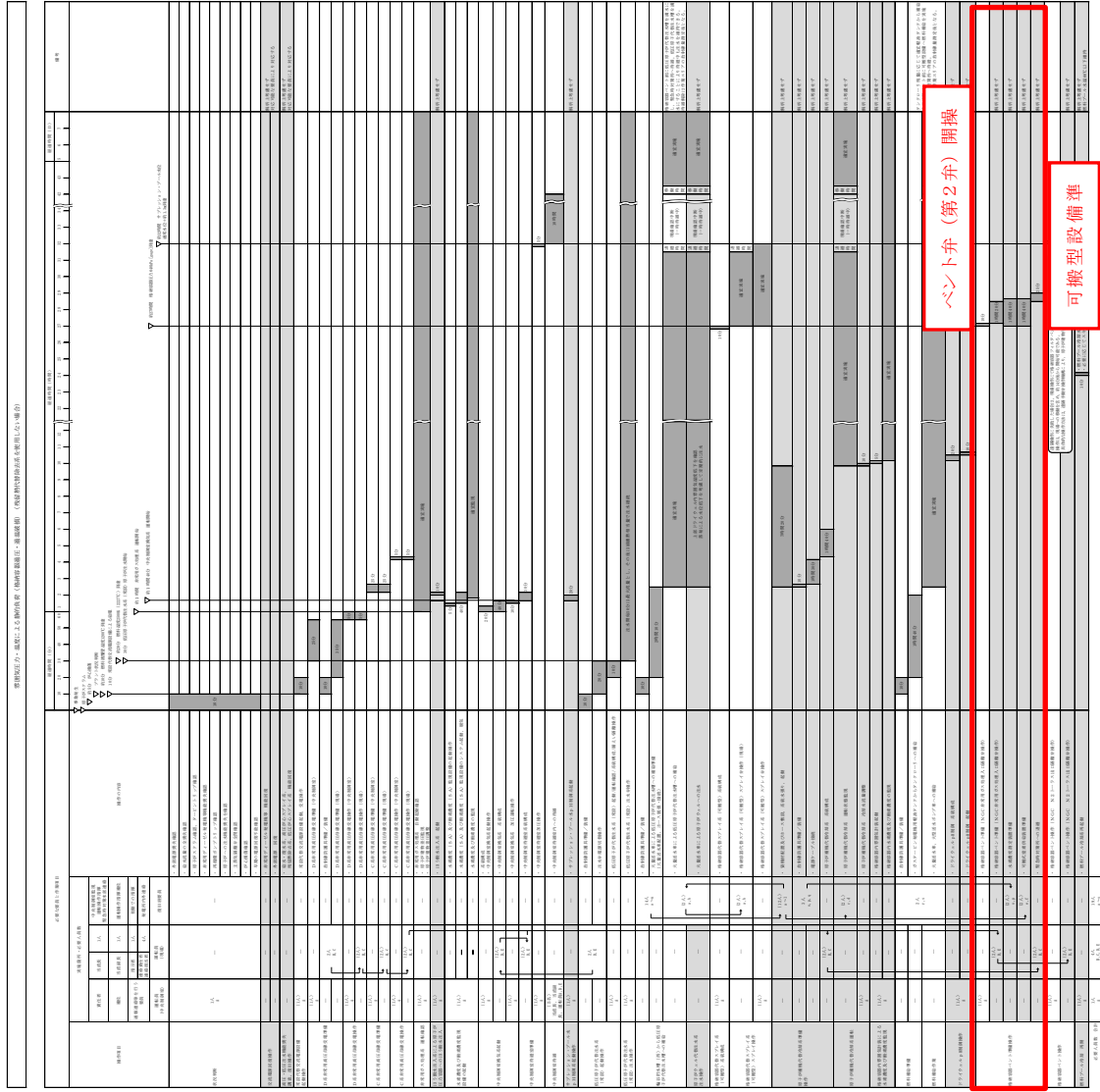


図 4.1.3-7 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

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 427kPa [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 427kPa [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+約 1.3m 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 853kPa [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+約 1.3m 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 4.4vol% 及びウェット条件にて

1.5vol% 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 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% 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 0.5vol% 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 427kPa [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。(別紙 39)

(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+約 1.3m 到達

炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、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 (S A)

- ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.4vol%及びウェット条件1.5vol%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。

- ・ 格納容器酸素濃度 (S A)

h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第1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表4.1.3-8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（原子炉建物付属棟）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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」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12mSvである。（別紙8）

表 4.1.3-8 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	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作 ・開確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度※3 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物 付属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度 ※2※3 【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

※3：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管

破裂を考慮した場合でも、被ばくは1 mSv 以下であり作業に支障はない。

※4：全面マスク（DF50）の着用

j. ベント成否確認

格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。

- ・ フィルタ装置出口放射線量率
- ・ 野外放射線量率
- ・ スクラバ容器圧力
- ・ スクラバ容器水位
- ・ 格納容器温度
- ・ サプレッション・チェンバ水位

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、表 4.1.3-9 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。

表 4.1.3-9 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	各パラメータに異常な変化がないこと
格納容器温度	
サプレッション・チェンバ水位	
格納容器酸素濃度（SA）	
格納容器水素濃度（SA）	
スクラバ容器圧力	
スクラバ容器水位	
スクラバ容器温度	
フィルタ装置出口放射線量率	
野外放射線量率	

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。

1. ベント停止操作

表 4.1.3-10 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、表 4.1.3-11 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 1 弁を閉とすることでベントを停止する。(別紙 42)

表 4.1.3-10 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	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	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
	原子炉補機代替冷却系	
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	<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

表 4.1.3-11 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	設備の復旧状況及び各指示値により、ベント停止の可否を確認する。
格納容器温度	
格納容器酸素濃度（SA）	
格納容器水素濃度（SA）	
フィルタ装置出口水素濃度	

ベント停止前から可搬式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、システム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。

図 4.1.3-8 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、可搬式窒素供給装置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1弁を微開とする。

③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。

- ・ベント弁を微開後、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、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
- ・残留熱除去系又は残留熱代替除去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する。

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1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表 4.1.3-12 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（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。

表 4.1.3-12 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	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明, ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルートを上支障となる設備はない。	有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 4.2mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルートを上支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型, 携帯型), 無線通信設備 (固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

※1 : 中央制御室の温度・湿度については, 全交流動力電源喪失の場合には, 中央制御室換気系が動作しないものの, 制御盤の発熱が少ないため, 作業に支障となる環境とはならない。なお, 全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため, 作業に支障となる環境とはならない。

※2 : 計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である, 全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも, 被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3 : 事故後168時間以降を想定

※4 : 全面マスク (DF50) の着用

作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シナリオでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

- ※2：計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。
- ※3：事故後168時間以降を想定
- ※4：全面マスク（DF50）の着用

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、表4.1.3-13で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

表4.1.3-13 確認パラメータ（ベント停止後）

監視パラメータ	監視理由
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。 また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。
野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。
スクラバ水pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。
格納容器圧力	指示値によりベント停止後の原子炉格納容器パラメータに異常がないことを監視する。
格納容器温度	
格納容器水素濃度	
格納容器酸素濃度	

4.2 現場における操作について（別紙8）

4.2.1 隔離弁の現場操作

第1弁、第2弁とも交流電源で駆動することから、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から受電することで、中央制御室からの操作が可能である。

これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は、遠隔手動弁操作機構により、原子炉建物付属棟から人力で操作が可能である。

人力による操作の概略を図4.2.1-1に示す。また、現場操作場所を図4.2.1-2に示す。

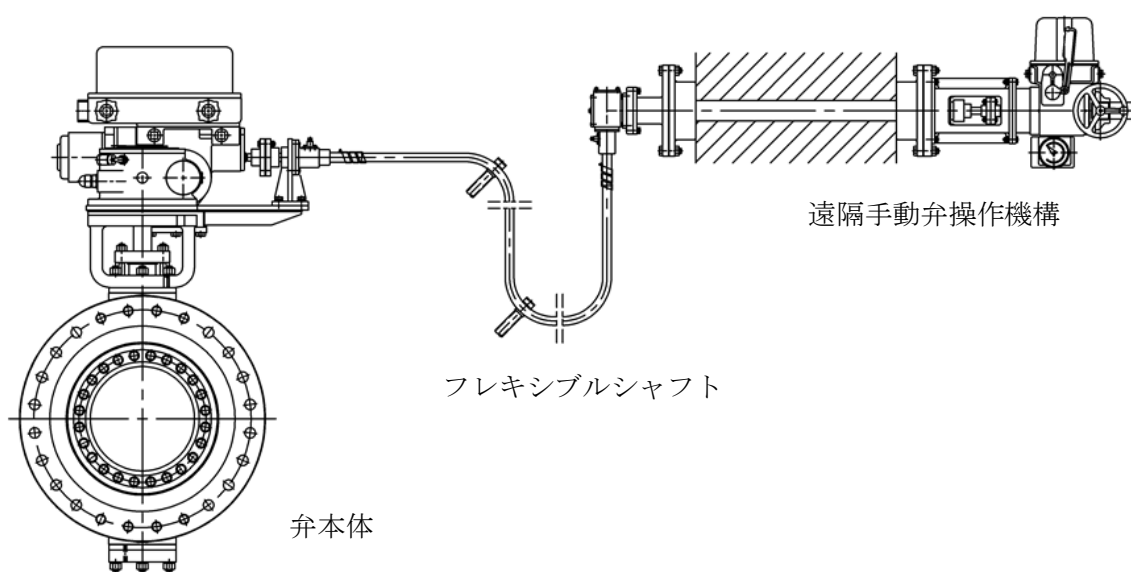


図 4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図

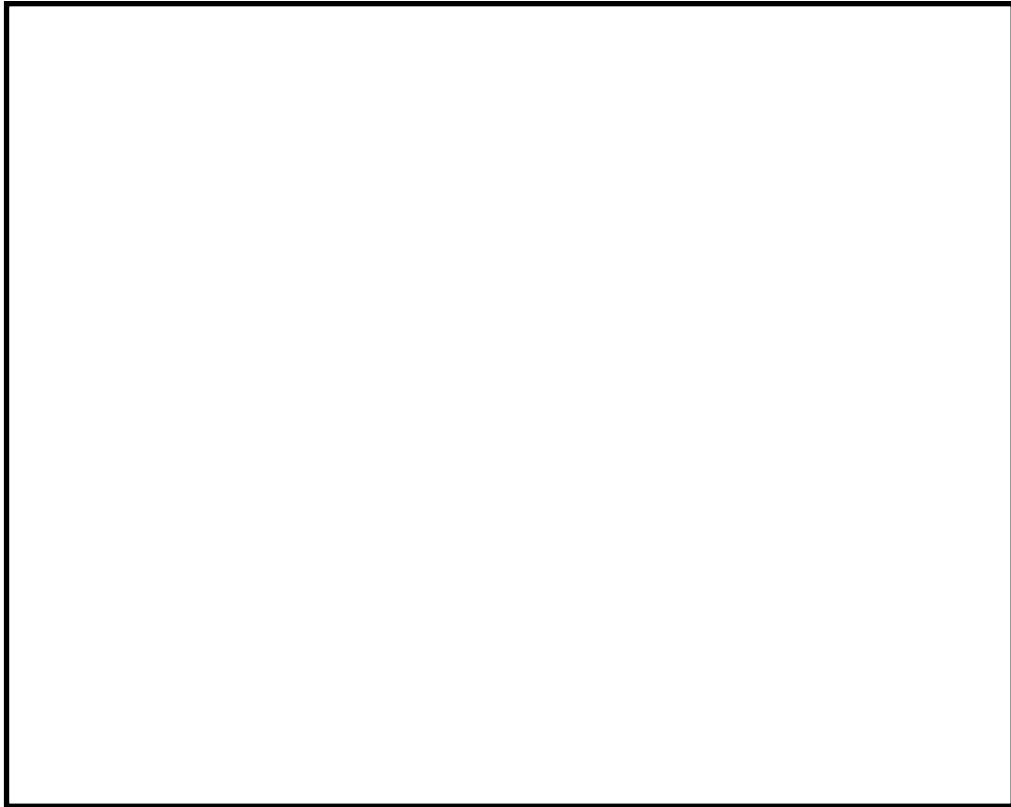


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(1/3)

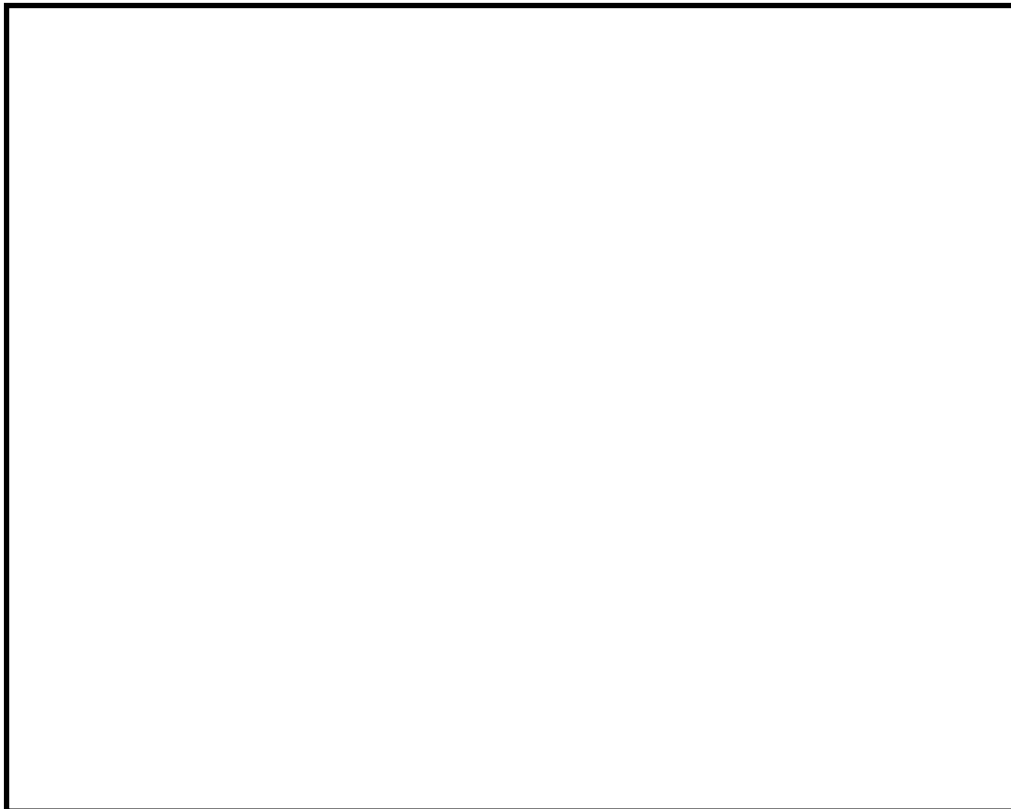


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(2/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

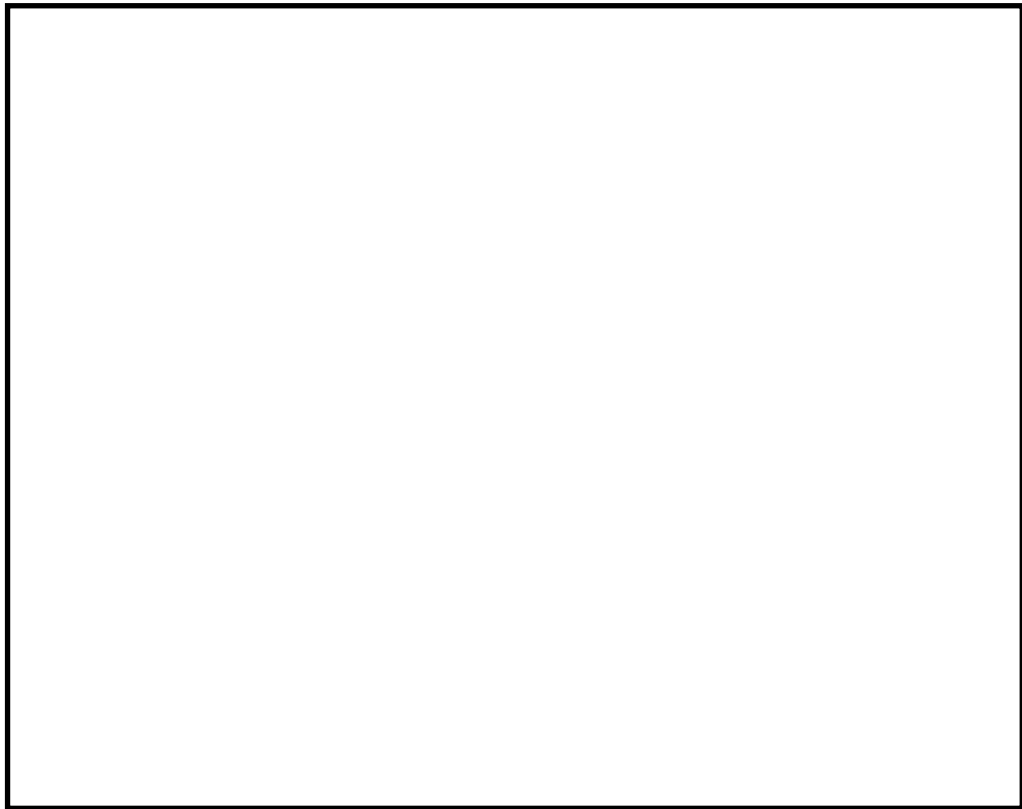


図 4. 2. 1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(3/3)

4. 2. 2 スクラビング水・薬剤の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後 7 日間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するよう水位を設定するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

薬品タンクから薬剤の補給を行うとともに、第 1 ベントフィルタ格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害を想定しても、仮復旧なしで可搬型車両の通行が可能である。万一、アクセスルートに影響がある場合は、迂回又は重機による仮復旧を実施する。

スクラビング水・薬剤補給時の系統状態の概要を図 4. 2. 2-1, 2 に、スクラビング水補給用接続箇所現場位置を図 4. 2. 2-3 に示すとともに、作業環境を表 4. 2. 2-1 に示す。

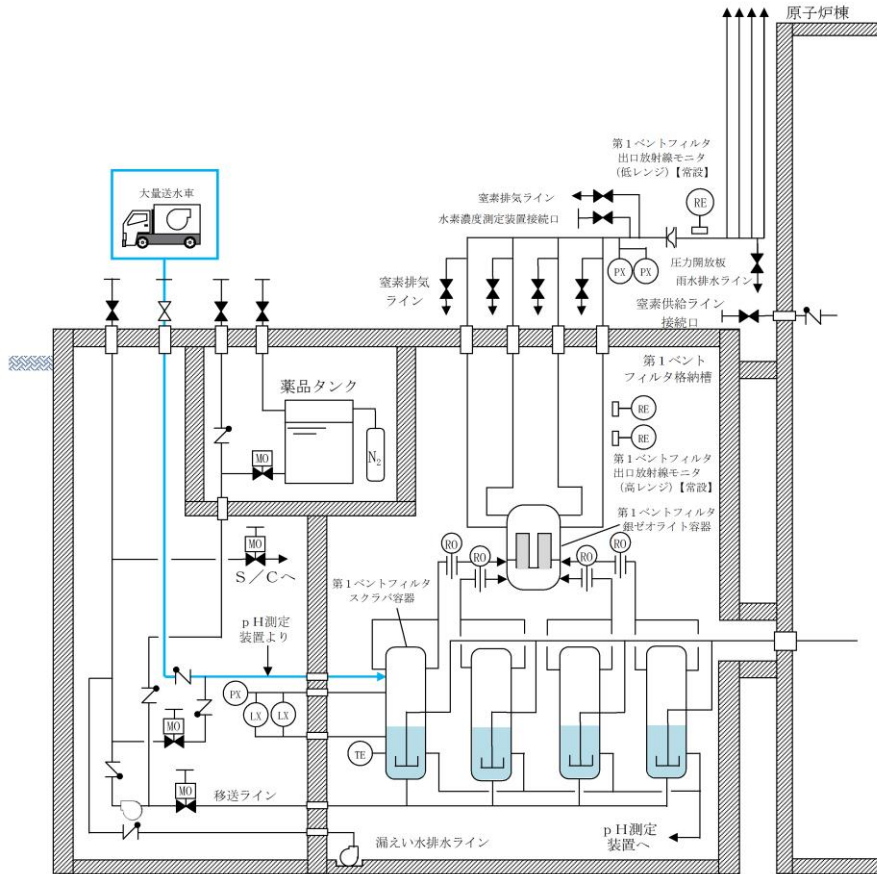


図 4. 2. 2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

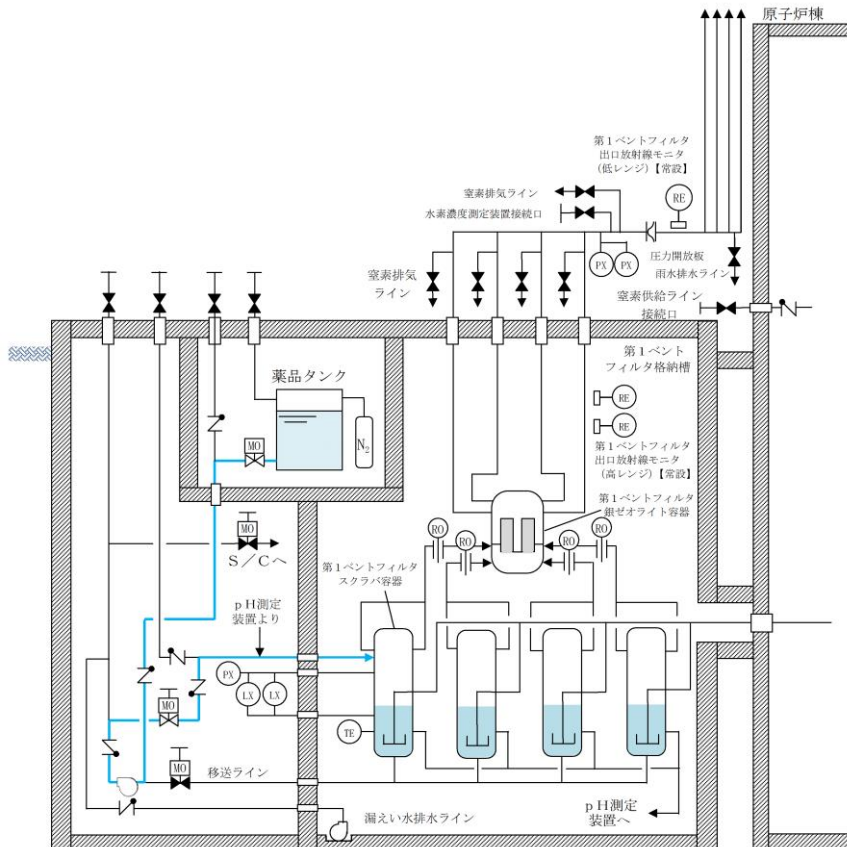


図 4. 2. 2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図

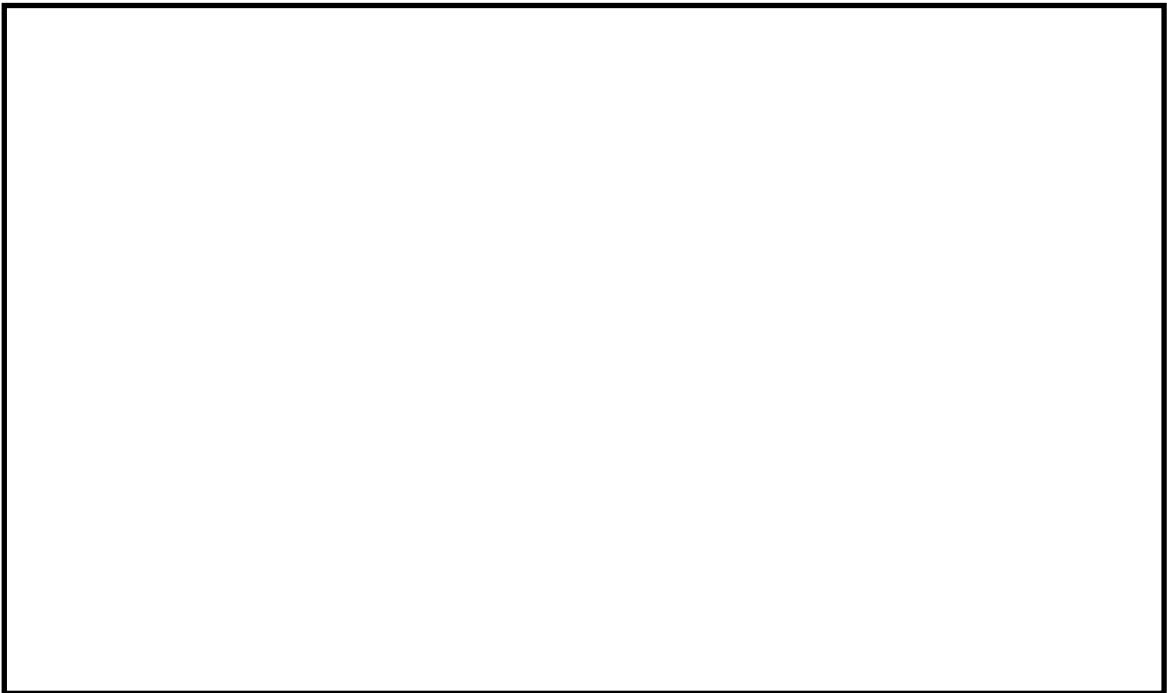


図 4.2.2-3 スクラビング水補給接続口位置

表 4.2.2-1 ベント後長期時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・ 操作場所	作業環境			連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	
スクラビン グ水の 補給	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 4.2mSv/h 以下 ^{※2} (マスク着用 ^{※3})	車両の作業用 照明・ヘッドラ イト及び懐中 電灯により作 業可能である。	衛星電話設備（固定 型，携帯型），無線通 信設備（固定型，携帯 型），電力保安通信用 電話設備，所内通信連 絡設備により連絡可 能である。

※1：炉心損傷防止対策の事故シーケンス（全交流動力電源喪失（（外部電源喪失＋DG 失敗）＋HPCS 失敗））における評価結果を示している。

※2：事故後 168 時間以降を想定

※3：全面マスク（DF50）の着用

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2.3 窒素の供給及び水素濃度測定

ベント停止後，系統の不活性化のため，原子炉建物外壁に設置した接続口に，可搬式窒素供給装置を接続し，ドライウエル，サプレッション・チェンバ及び格納容器フィルタベント系へ窒素を供給する。また，不活性化確認のため，フィルタ装置出口配管に設置した接続口に水素濃度測定装置を接続し，格納容器フィルタベント系の水素濃度を測定する。操作概要を系統概略図の図 4.2.3-1 に，窒素供給接続口及び水素濃度測定接続口位置を図 4.2.3-2 示す。

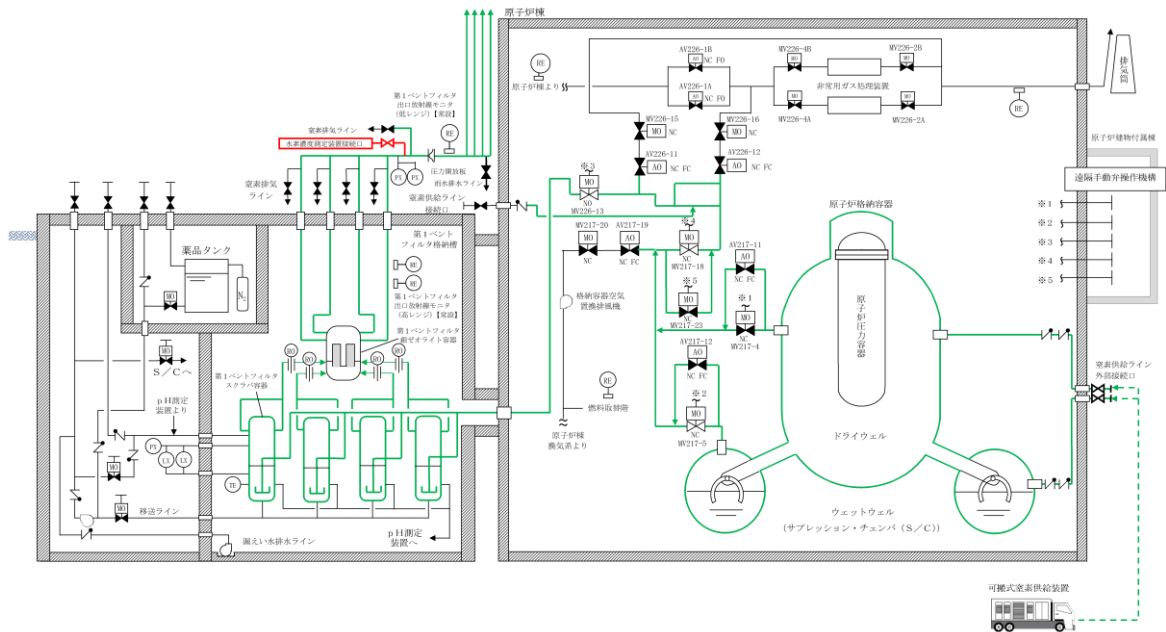


図 4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

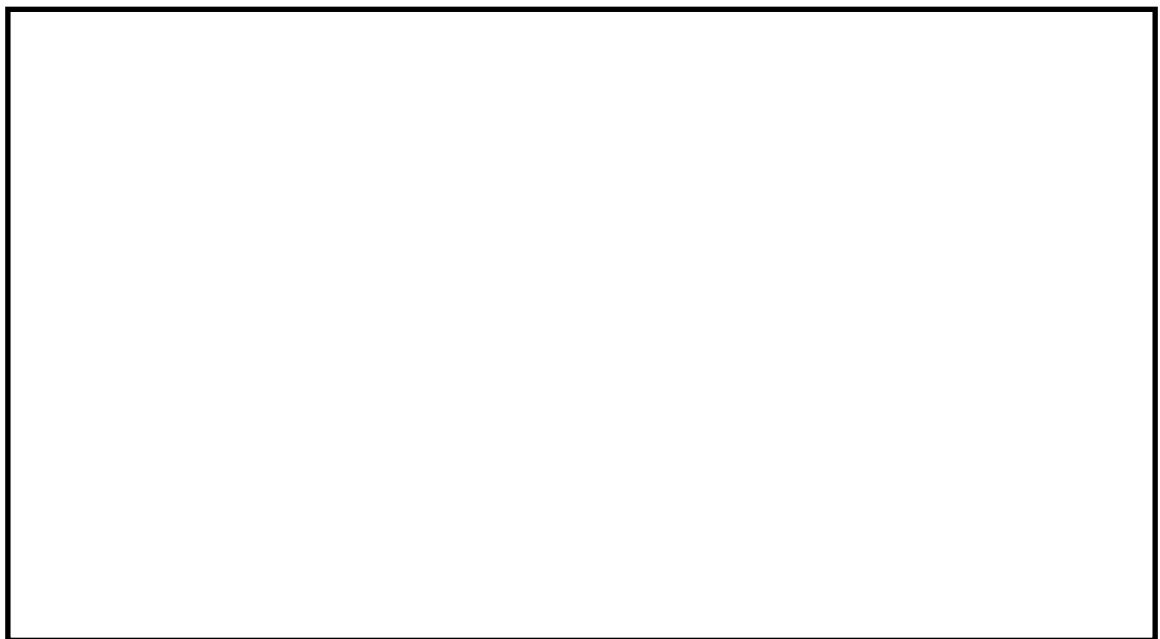


図 4.2.3-2 窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所の設置位置

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2.4 排水操作

スクラバ容器内の水位が上昇した場合には、スクラバ容器の排水ラインからサプレッション・チェンバへ排水する。また、ベント実施後のスクラバ容器内の水は、pHの低下により、無機よう素が再揮発する恐れが考えられることから、格納容器の状態を確認の上、必要によりサプレッション・チェンバへ移送する。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水がベントフィルタ室に漏えいした場合、排水ポンプにより水を格納容器（サプレッション・チェンバ）又は格納容器以外に移送する。

各ポンプ及び弁は、中央制御室より操作スイッチにより操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を図4.2.4-1及び図4.2.4-2に示す。

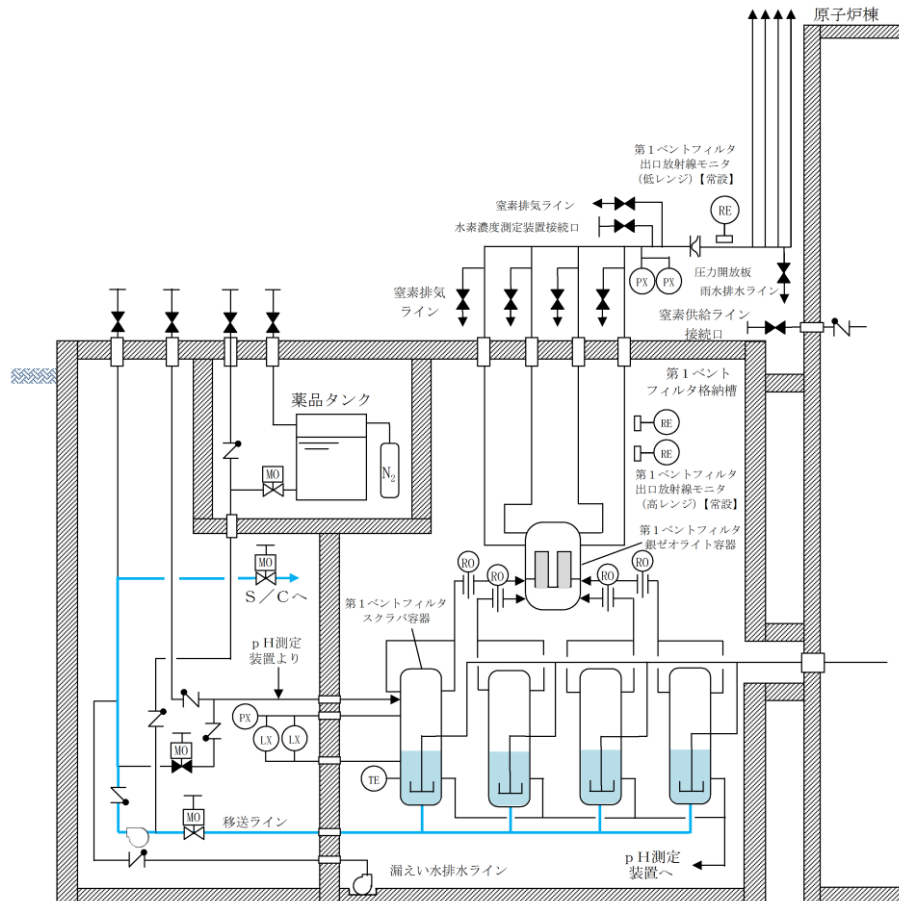


図4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図

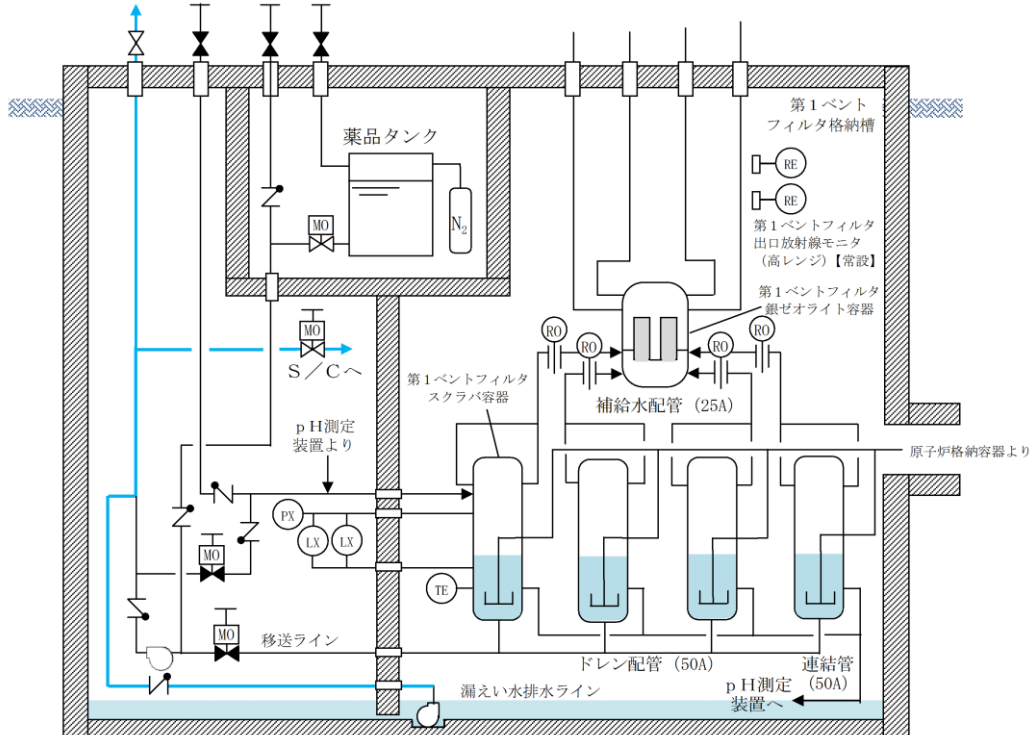


図 4. 2. 4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 残留熱除去系又は残留熱代替除去系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を整備し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として大型送水ポンプ車による格納容器除熱手段を整備し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

(2) 希ガス低減効果について

気体状放射性物質（希ガス）は、原子炉停止後、半日程度格納容器内で保持することで、大幅に減衰される。炉心損傷後にベントの実施が必要となる場合には、さらにドライウェル内へ間欠スプレイ操作を行い、格納容器圧力を最高使用圧力の 1.5 倍以下に制御し、ベント開始時間を遅らせることにより、ベントによる希ガス放出を低減する。

希ガスの減衰曲線を図 4.3-1 に示す。

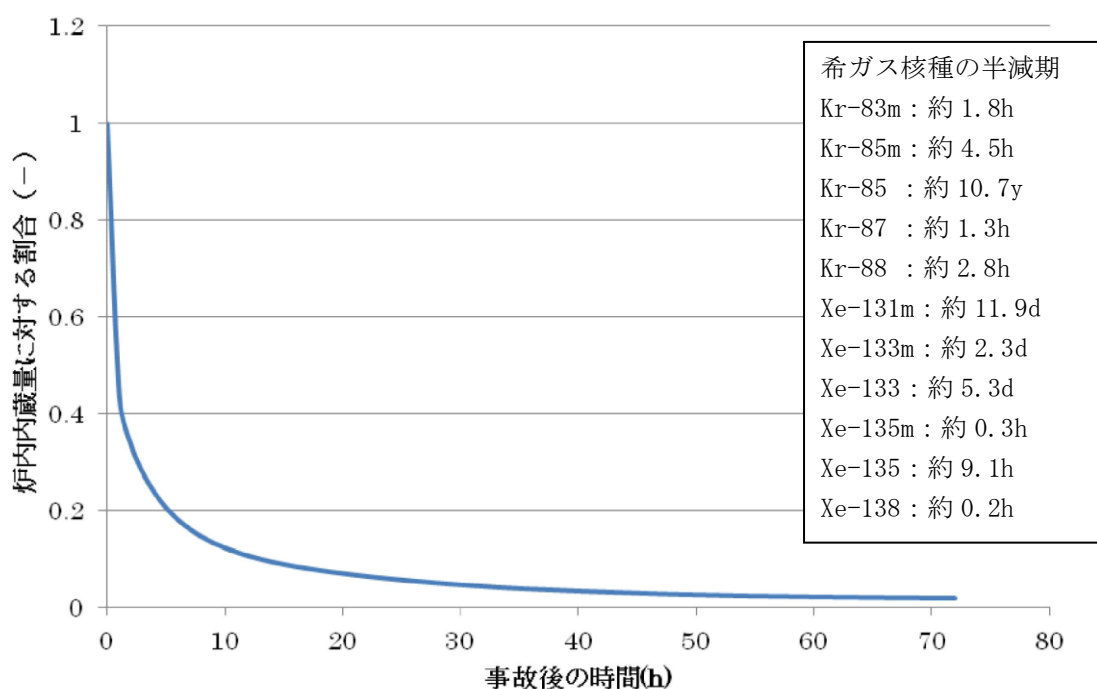


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項

(1) 格納容器フィルタベント系の長期運用

格納容器フィルタベント系については、長期間の運転継続を実施するにあたり、設備的には問題ないことを確認している。（別紙 36，別紙 37，別紙 5）

(2) 格納容器フィルタベント系の使用後の保管方法

格納容器フィルタベント系の使用後は、フィルタ装置に捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、スクラビング水を格納容器へ移送する。（別紙 17）

(3) 格納容器負圧防止

フィルタベント実施後、ベント弁閉止については、残留熱除去機能を復旧し、除熱機能を確保した上で、格納容器の圧力・温度の低下及び長期的に格納容器の安定状態を継続できると判断した場合に実施するが、冷却による負圧防止のため、格納容器圧力が 13.7kPa[gage]以下になる場合は、格納容器除熱を停止する運用としている。

(4) 格納容器 pH制御の実施

サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内へ薬液を注入し、アルカリ性に維持することにより、サプレッション・プール水に捕集したよう素の再揮発を抑制することができる。なお、pH制御による格納容器への悪影響はないことを確認している。（別紙 43）

4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理

(1) 点検内容

格納容器フィルタベント系は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。（別紙 44）

点検周期は、表 4.5-1～3 に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。

また、初回定期検査時の点検結果に応じて点検周期へ反映する。

また、銀ゼオライト容器に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で 15 カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙 45）

機械設備、電気設備、計測設備の点検項目及び点検内容を表 4.5-1～3 に示す。

表 4.5-1 機械設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期
スクラバ容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		a. スクラビング水性状確認	1C
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	1. 本体	a. 開放点検	65M
銀ゼオライト容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		b. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	1C
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
流量制限オリフィス	1. 本体	a. 開放点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
圧力開放板	1. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C
		b. 動作確認	1C
配管	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	b. 漏えい確認	1C, 10C

※点検周期の M は「月」、C は「サイクル」を示す。

表 4.5-2 電気設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期
電動弁アクチュエータ	1. 電気室内部	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	2. トルクスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	3. リミットスイッチ	a. 分解点検	65M
		b. 部品取替	130M
	4. ピニオン, ギア	a. 分解点検	65M
	5. 開度計	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	6. 駆動部	a. 分解点検	65M
		b. 機能・性能試験	5C
	7. 駆動電動機	a. 分解点検	130M
	8. 機能確認	a. 機能・性能試験	5C

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

表 4.5-3 計測制御設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期
スクラバ容器圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ容器温度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ容器水位	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
フィルタ装置出口配管圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C
第1ベントフィルタ出口水素濃度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ水 pH	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

保全方式の選定にあたっては、「原子力発電所の保守管理規定（JEAC 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。

格納容器フィルタベント系は設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備、及び計測制御設備については、運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。

スクラバ容器及び容器内部構造物については、薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また、銀ゼオライトについても発電所内で設置した事例がないことから、銀ゼオライト容器の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため、同様に時間基準保全とする。

(2) 試験方法

格納容器フィルタベント系が所定の機能を確保していることを確認するため、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラビング水性状確認」及び「銀ゼオライトよう素除去性能試験」を定期的実施する。なお、これらの試験はプラント停止時に行う定期事業者検査を想定したものである。

a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図 4.5-1 に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより、ベント操作時に必要な流路を確保できることを確認する。

(a) 電動弁（弁番号：①，②，③，④，⑤）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験

：①※，②※，③※，④※，⑤

- ・弁駆動部のエクステンションによる人力での弁開閉試験

：①，②，③，④，⑤

※当該弁の中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験は、格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

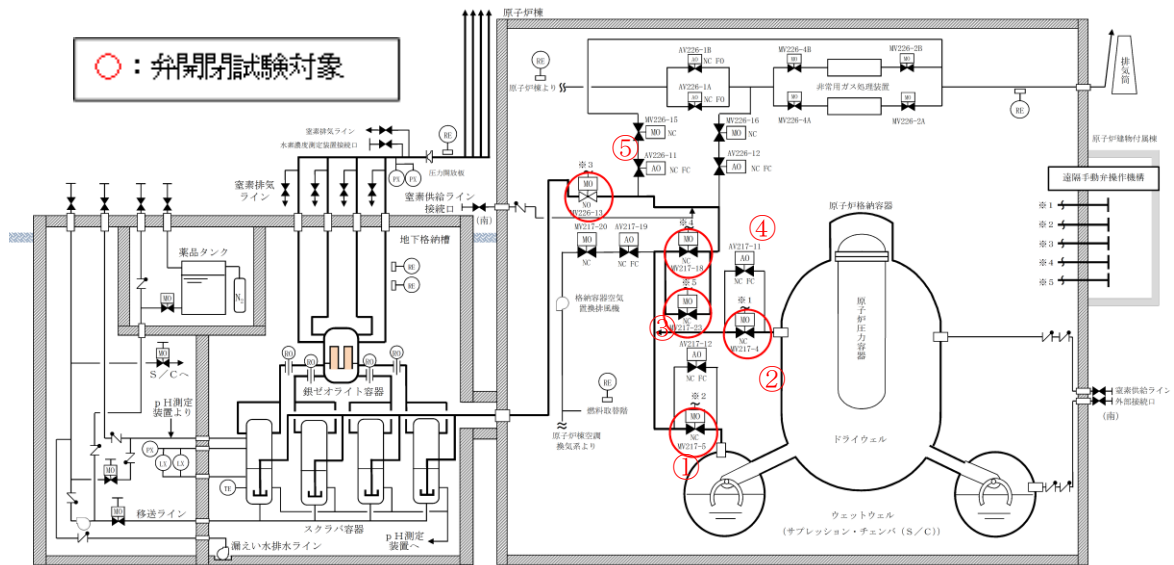


図 4.5-1 弁閉閉試験概要図

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表 5.3-4 に、試験概要図を図 5.3-2 に示す。
漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

スクラバ容器の最高使用圧力 853kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建物外については外気により拡散すること、建物内については PAR による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力 [gage] 程度が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力 853kPa [gage]（流量制限オリフィスまで）及び最高使用圧力 427kPa [gage]（流量制限オリフィス以降）を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度 200℃を模擬することが困難となることから約 180℃低い常温約 20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約 280℃に対し 180℃以上低い 100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4.5-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

加圧媒体	試験圧力	試験温度	周期	試験目的方法
窒素ガス	[] [gage] (窒素パーシ 圧力)	常温	1	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パーシ圧力(待機状態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	853kPa [gage] (最高使用圧 力)		10	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (ベント弁(第3弁)から銀ゼオライト容器上流側オリフィスまで)
	427kPa [gage] (最高使用圧 力)		10	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (銀ゼオライト容器上流側オリフィスから圧力開放板まで)

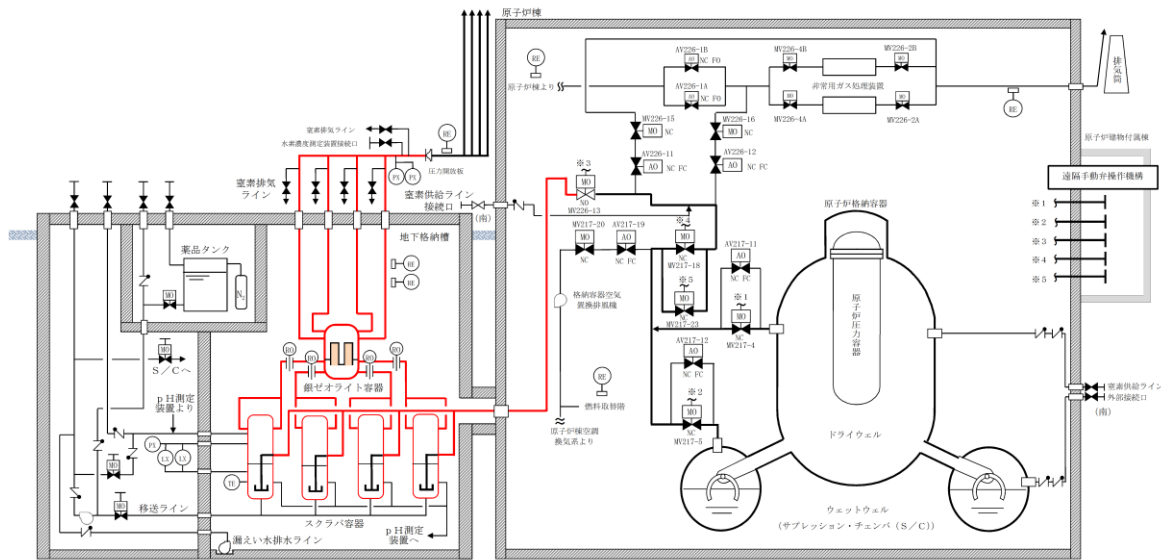


図 4.5-2 漏えい試験概要図

c. スクラビング水性状確認

スクラビング水性状確認は、格納容器フィルタベント系待機中に、連結管からサンプル水の採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。

d. 銀ゼオライトよう素除去性能試験

銀ゼオライト容器に充填される銀ゼオライトについては、銀ゼオライトと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- 5. 新規制基準への適合性
- 5.1 設置許可基準規則への適合性
- 5.1.1 第38条 重大事故等対処施設の地盤

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備を設置する地盤

- a. 要求事項

- (a) 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤[第1項第1号]
- (b) 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

[第1項第3号]

- b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても当該設備を十分に支持することができる地盤に設置する設計とする。

- (2) 重大事故等対処施設を設置する地盤の変形

- a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

[第2項]

- b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる可能性のある支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

- (3) 重大事故等対処施設を設置する地盤の変位

- a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければ

ならない。

[第3項]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計とする。

5.1.2 第39条 地震による損傷の防止

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

(1) 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の地震による損傷防止

a. 要求事項

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

[第1項第1号]

- (b) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

[第1項第3号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。（別紙16）

(2) 地震による斜面の崩壊

a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。[第2項]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

5.1.3 第40条 津波による損傷の防止

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(1) 津波による損傷防止

a. 要求事項

(a) 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系を設置する原子炉建物及び第1ベントフィルタ格納槽は、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。

5.1.4 第41条 火災による損傷の防止

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

(1) 火災による損傷防止

a. 要求事項

(a) 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

b. 適合性

(a) 火災の発生防止

(i) 発火性又は引火性物質を内包する設備，火花及び水素ガスが発生する設備はない。また，系統内に水素が滞留することを防止する設計とする。

(ii) 主要な構造材は，不燃性材料を使用し，ケーブルは，実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用し，電線管等で敷設することにより，発火した場合においても他の構築物，系統又は機器に火災による影響を生じさない設計とする。

(iii) 電気系統については，過電流による過熱や損傷を防止するために，保護継電器，遮断器により，故障回路を早期に遮断する設計とする。

(iv) 落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するために，避雷設備を設けるとともに，施設の区分に応じた耐震設計を行う設計とする。

(b) 火災の感知，消火

(i) 格納容器フィルタベント系には，異なる種類の感知器を設置する設計とする。なお，感知器は，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室にて監視できる設計とする。

(ii) 格納容器フィルタベント系には，全域ハロン消火設備を設置する設計とする。

(c) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作について

(i) 全域ガス消火設備には電気絶縁性が大きく揮発性も高いハロン 1301を使用し，消火設備の破損，誤操作により消火剤が放出されても電気および機械設備に影響を与えない設計とする。

5.1.5 第43条 重大事故等対処設備

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

(1) 多様性及び独立性，位置的分散

a. 要求事項

- (a) 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能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あること。[第2項第3号]
- (b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。[第3項第3号]
- (c) 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。[第3項第5号]
- (d) 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能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あること。[第3項第7号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気層部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウェルにスプレイされた水は、格納容器ベント管を通してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。

共通要因としては、環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処

設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。(別紙15)

具体的な自然現象としては、国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して、海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した、風(台風)、竜巻、積雪、凍結、落雷、地滑り、火山の影響、降水、生物学的事象、洪水及び森林火災を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において格納容器フィルタベント系がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震、風(台風)、積雪、凍結、降水及び電磁的障害に対して格納容器フィルタベント系は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器フィルタベント系は、「5.1.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して格納容器フィルタベント系は、「5.1.2 地震による損傷の防止」「5.1.3 津波による損傷の防止」「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震、津波、火災及び溢水に対して格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器フィルタベント系のうち屋内に設置可能なものは、原子炉建物、第1ベントフィルタ格納槽に設置する。屋外に設置する排気配管は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外の第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

飛来物(航空機落下)に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、建物内設置又は地下埋設とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コン

ビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

船舶の衝突については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては、格納容器フィルタベント系は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器フィルタベント系は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(b) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置は、環境条件に対して、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において可搬式重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）、積雪、凍結、降水及び電磁波障害に対して可搬式窒素供給装置は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬式窒素供給装置は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬式窒素供給装置は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬式窒素供給装置は、津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬式窒素供給装置は、「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬式窒素供給装置は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建物のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し、可搬式窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(2) 悪影響の防止

a. 要求事項

(a) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

[第1項第5号]

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重

大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b) 格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(c) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

a. 要求事項

(a) 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

[第2項第2号]

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(4) 容量

a. 要求事項

(a) 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

[第2項第1号]

(b) 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

[第3項第1号]

b. 適合性

(a) フィルタ装置の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

(b) スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、スクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせると99.9%以上確保可能な水位とする。

(c) スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水pH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除

- 去効率が 99%以上確保できる pH 以上を維持可能な添加濃度とする。
- (d) スクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。
 - (e) 圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約 80kPa[gage]で破裂する設計とする。
 - (f) 可搬型重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置は、ベント後の格納容器フィルタベント系の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。
 - (g) 可搬式窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。
 - (h) 原子炉建物屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの γ 線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。
 - (g) 水素の排出経路内の水素濃度を計測するための第 1 ベントフィルタ出口水素濃度は、可搬式窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。

(5) 環境条件及び荷重条件

a. 要求事項

- (a) 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

[第 1 項第 1 号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）は、第 1 ベントフィルタ格納槽内に設置されている設備であることから、想定される重大事故等時における第 1 ベントフィルタ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。（別紙 20）
- (b) 格納容器フィルタベント系の圧力開放板は、屋外（原子炉建物近傍）に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における屋外（原子炉建物近傍）の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

- (c) 降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。スクラバ容器は地下の格納槽に設置しているため、凍結しない設計とする。

(6) 設置場所

a. 要求事項

- (a) 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

[第1項第6号]

- (b) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

[第3項第4号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）については、当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから地下の格納槽の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、スクラバ容器へ接続する配管についても、同様に地下の格納槽の中に設置する。
- (b) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、運転員の放射線防護を考慮した設計とする。（別紙3，別紙4）
- (c) 可搬式窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。（別紙8）
- (d) 重大事故等発生時の環境条件については、可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。
- (e) 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視に必要な弁等は、重大事故時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。
- (f) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、第1ベントフィルタ格納槽の環境条件を考慮した設計とする。

(7) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 要求事項

- ア) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

[第1項第2号]

イ. 適合性

- ア) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(NGC N2トラス出口隔離弁, NGC N2ドライウエル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁)については, 遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより, 重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。NGC N2トラス出口隔離弁, NGC N2ドライウエル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により, 原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお, NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁についても, 電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。(別紙3, 別紙4)

- イ) 流路に設ける圧力開放板は, 格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう, 原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。

- ウ) 格納容器フィルタベント系使用時に, 格納容器フィルタベント系に接続される他系統との隔離のための弁(SGT NGC連絡ライン隔離弁, SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁, NGC常用空調換気入口弁, NGC常用空調換気入口弁後弁)については, 中央制御室により閉操作, 若しくは閉確認をすることができる設計とする。

- エ) 可搬式窒素供給装置については, 付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬式窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり, 緊急時対策要員のアクセス性, 操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また, それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし, 緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

- オ) 可搬式窒素供給装置は, 接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに, 設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

- カ) ホースの接続作業に当たっては, 特殊な工具, 及び技量は必要とせ

ず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

キ) 操作が必要な弁については、屋外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

ク) 第1ベントフィルタ出口水素濃度は、監視に必要なサンプリング設備の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性

ア. 要求事項

ア) 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

[第1項第4号]

イ. 適合性

ア) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び圧力開放板については本来の用途以外の用途には使用しない。

イ) 本系統を使用する際には、流路に接続される弁（NGC N2トーラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスをフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）に導くことが可能である。また、NGC N2トーラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物附属棟より人力にて操作することも可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。

ウ) 格納容器フィルタベント系は、窒素ガス制御系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。

また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系との取合い弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持するため、系統の切り替えは可能である。可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発

生しない。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 要求事項

ア) 常設設備と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

[第3項第2号]

イ. 適合性

ア) 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 要求事項

ア) 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

[第3項第6号]

イ. 適合性

ア) 格納容器フィルタベント系の可搬式窒素供給装置は、通常時は高台の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

b. 試験及び検査

(a) 要求事項

ア. 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

[第1項第3号]

(b) 適合性

ア. スクラバ容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能な設計とする。

イ. 銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能であることに加え、内部に設置されてい

る吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。

- ウ． 圧力開放板については、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。
- エ． 格納容器フィルタベント系において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉動作の確認により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉動作の確認は実施しない。
- オ． 機能・性能試験として、格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

5.1.6 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。

b. 適合性

(a) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散

a. 要求事項

(a) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

b. 適合性

(a) 当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性、位置的分散を図った設計とする。

(b) 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）との独立性については、地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

(c) 排出経路に設置される隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが、遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

(d) 格納容器フィルタベント系については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）と異なり、ポンプや熱交換器等を必要としないが、これらの系統を構成する主要設備については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）に対して位置的分散を図った設計とする。なお、

格納容器フィルタベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。

(3) 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

a. 要求事項

(a) 残留熱除去系の使用が不可能な場合について考慮すること。

b. 適合性

(a) 当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）が機能喪失した場合に使用する設計とする。

(4) 敷地境界での線量評価

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

b. 適合性

(a) 当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)の要求を満たすものとする。

(b) 当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

(c) 敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。

5.1.7 第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

第五十条 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過圧による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

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損傷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。

（解釈）

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

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。

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。

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。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b. 適合性

(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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 放射性物質の低減

a. 要求事項

(a) 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。

b. 適合性

(a) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）を設置する設計とする。

(b) スクラバ容器にて粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上を除去可能である。また、銀ゼオライト容器にて、有機よう素に対して98%以上を除去可能である。

(3) 可燃性ガスの爆発防止対策

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

b. 適合性

(a) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてパージできる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラビング水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

(4) 他系統との共用

a. 要求事項

(a) 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。

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

- (5) 格納容器の負圧防止
 - a. 要求事項
 - (a) 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。
 - b. 適合性
 - (a) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。
 - (b) 格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。
- (6) 隔離弁の人力操作
 - a. 要求事項
 - (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. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。
 - (b) 電動弁については常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)又は可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。
- (7) 隔離弁操作時の放射線防護対策
 - a. 要求事項
 - (a) 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。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。
- (8) 圧力開放板
 - a. 要求事項
 - (a) ラプチャ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プチャディスク(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プチャディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

- b. 適合性
 - (a) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力（0.427MPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 0.08MPa [gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の排気の妨げにならない設計とする。
- (9) 長期的な使用時の悪影響防止
 - a. 要求事項
 - (a) 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。
 - b. 適合性
 - (a) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができるよう設計する。
 - (b) サプレッション・チェンバ側からの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- (10) 設備使用後の放射線防護対策
 - a. 要求事項
 - (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。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び使用時に高線量となる配管、機器等は地下の格納槽に設置し、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。
- (11) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保
 - a. 要求事項
 - (a) 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。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
 - (b) 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多

様性を有する設計とする。

- (c) 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- (d) 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。
- (e) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置並びに圧力開放板と、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- (f) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

5.1.8 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

b. 適合性

(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内における水素による爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 格納容器内の不活性化

a. 要求事項

(a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

b. 適合性

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

(3) 水素の排出対策

a. 要求事項

(a) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

b. 適合性

(a) 排出経路での水素爆発防止

(i) 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で

置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。

- (ii) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物近傍に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

(b) 放射性物質の低減設備

- (i) 排気経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

(c) 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

- (i) フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）出口側配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放出された放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。

(4) 水素濃度の測定

a. 要求事項

- (a) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

b. 適合性

- (a) フィルタ装置出口側配管に水素濃度計を設置することにより系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

(5) 代替電源設備からの給電

a. 要求事項

- (a) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b. 適合性

- (b) 格納容器フィルタベント系のうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。