

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
- 別紙 53 ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について

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。

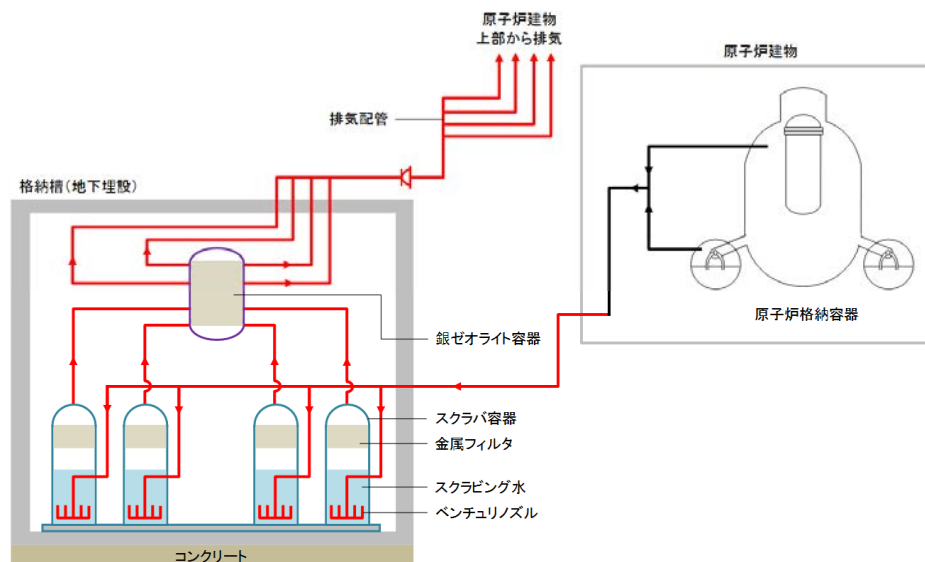


図 1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図

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4,別紙8）

《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。

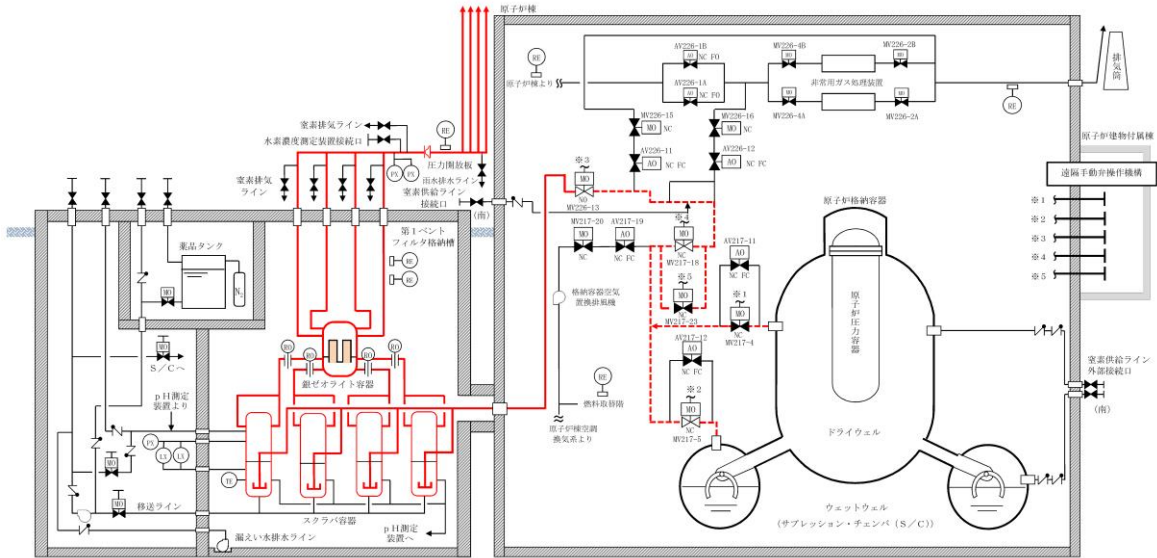


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

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「高圧・低圧注水機能喪失」等では、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し、ベントの実施を判断する。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、サプレッション・プール水位が通常水位+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。

(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（スクラバ容器）へ水・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）

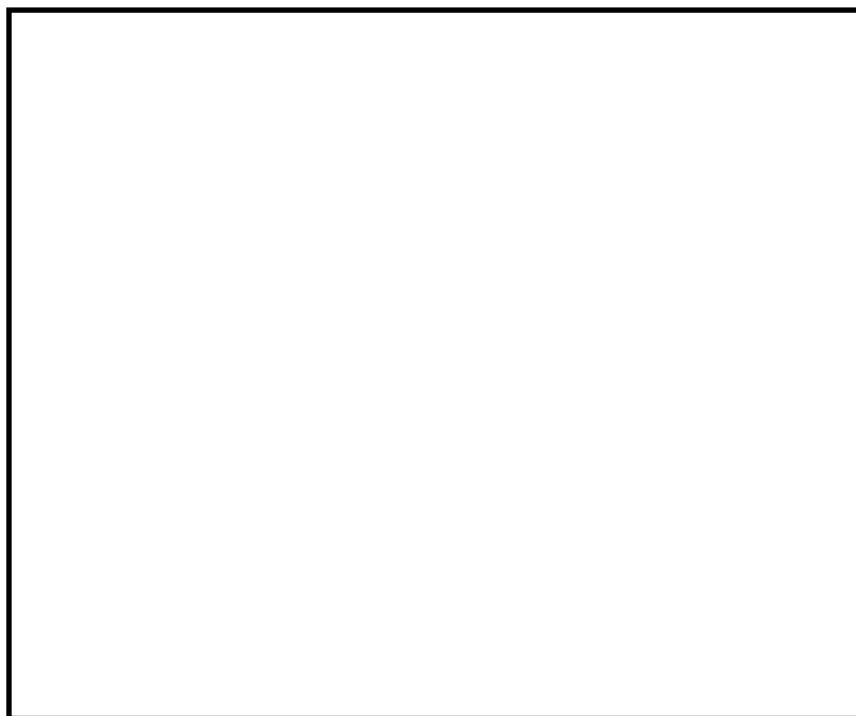


図 2.6-2-1 機器配置図 (その1)

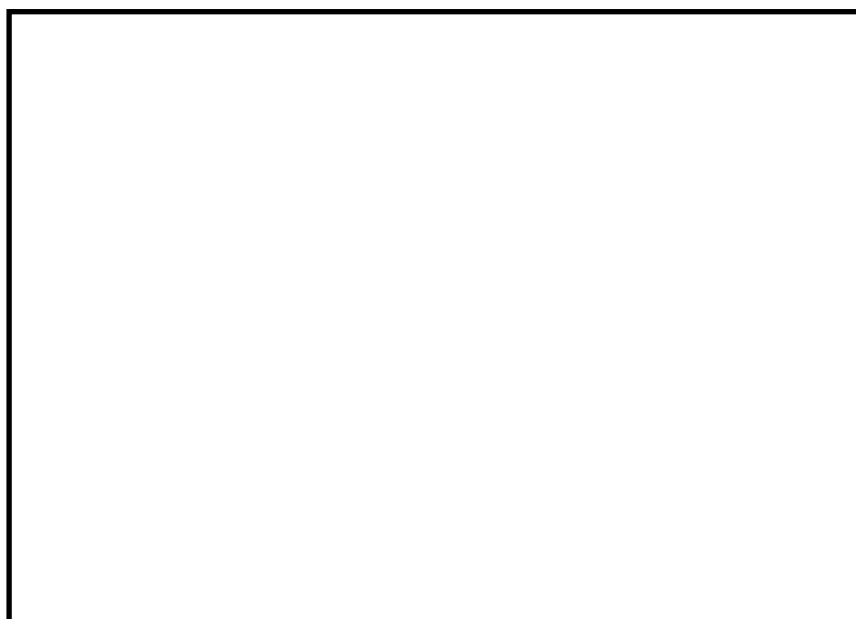


図 2.6-2-2 機器配置図 (その2)

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。

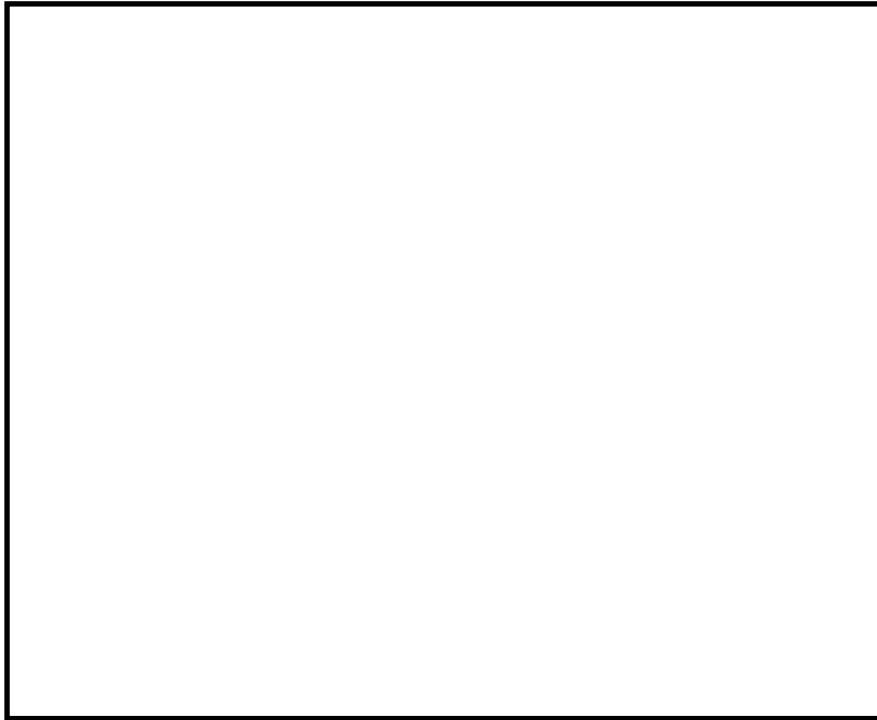


図 2.6-2-3 機器配置図 (その3)

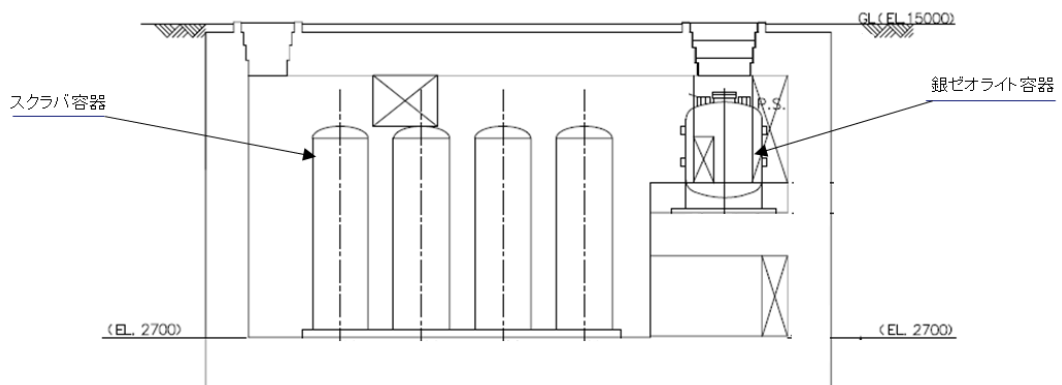


図 2.6-3 第1 ベントフィルタ格納槽 断面図

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。

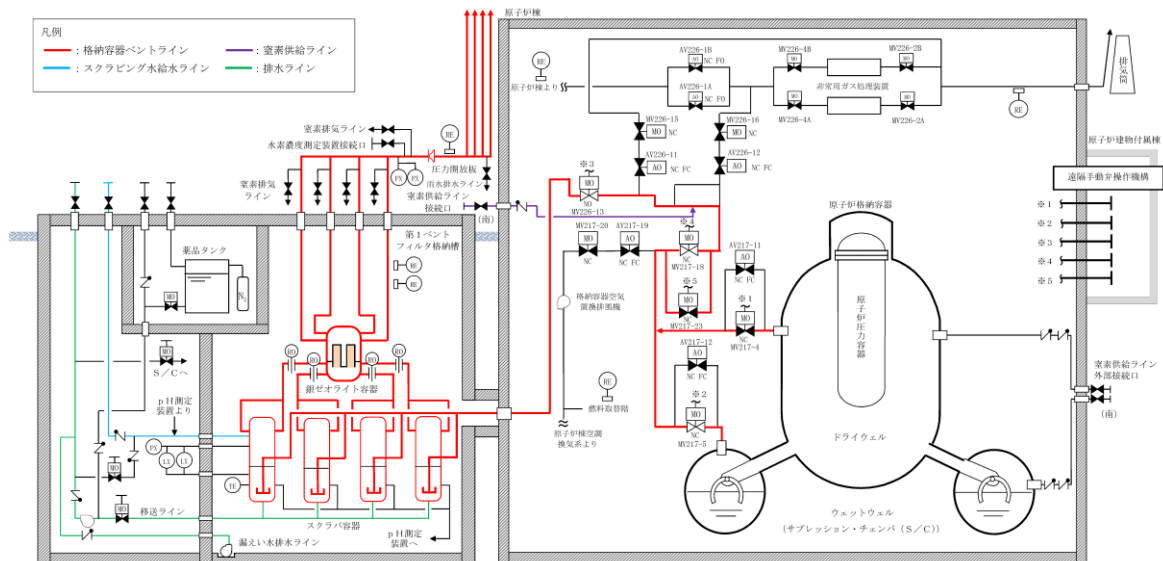


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

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

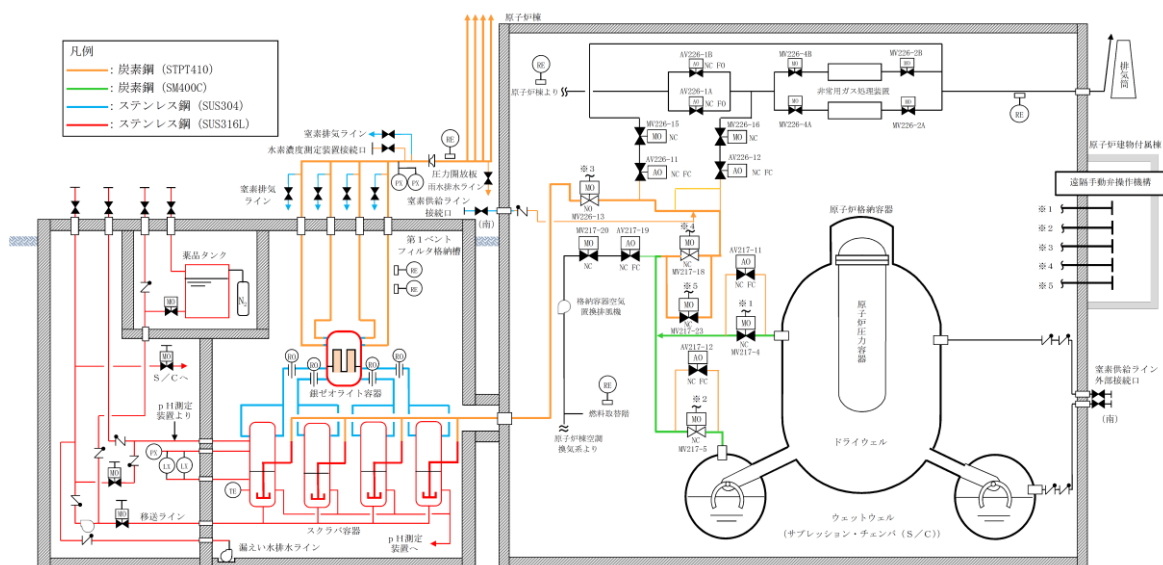


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

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）

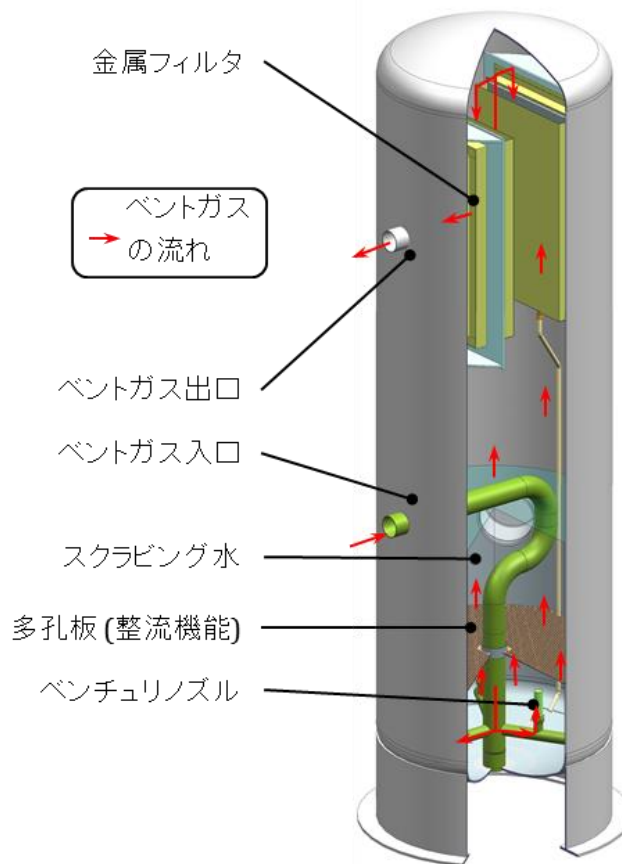


図 2.7.2-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 概略構造

【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。

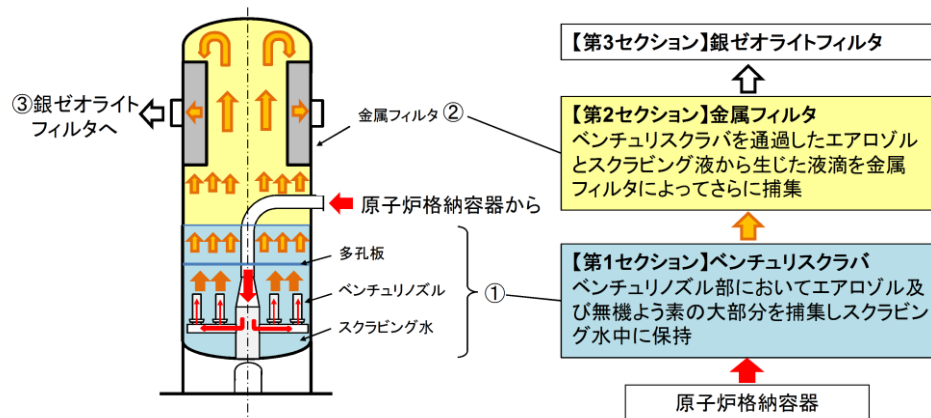


図 2.7.2-2 フィルタ装置 (スクラバ容器) の機能模式図

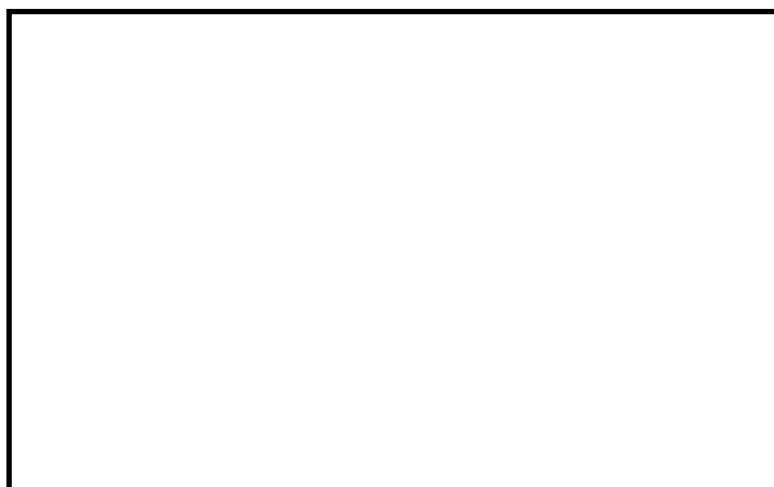


図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図

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。

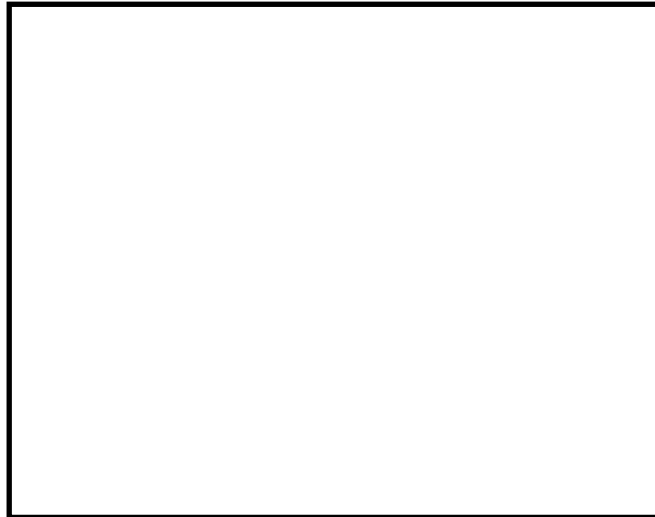
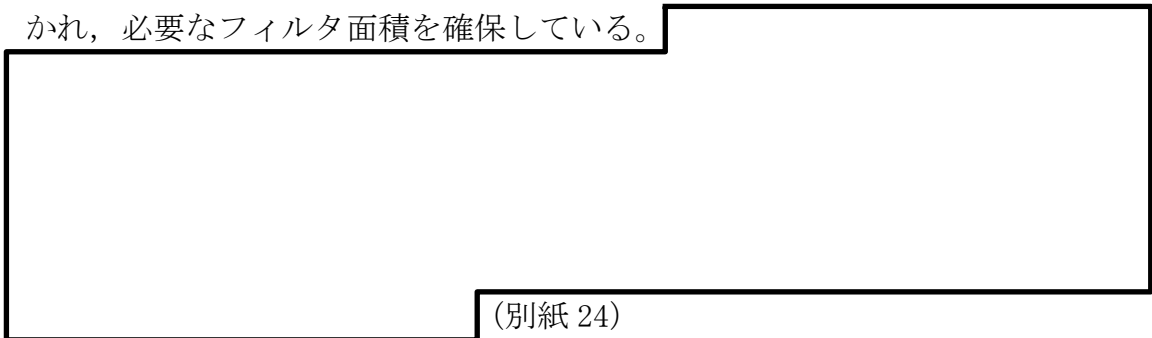


図 2.7.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

【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。

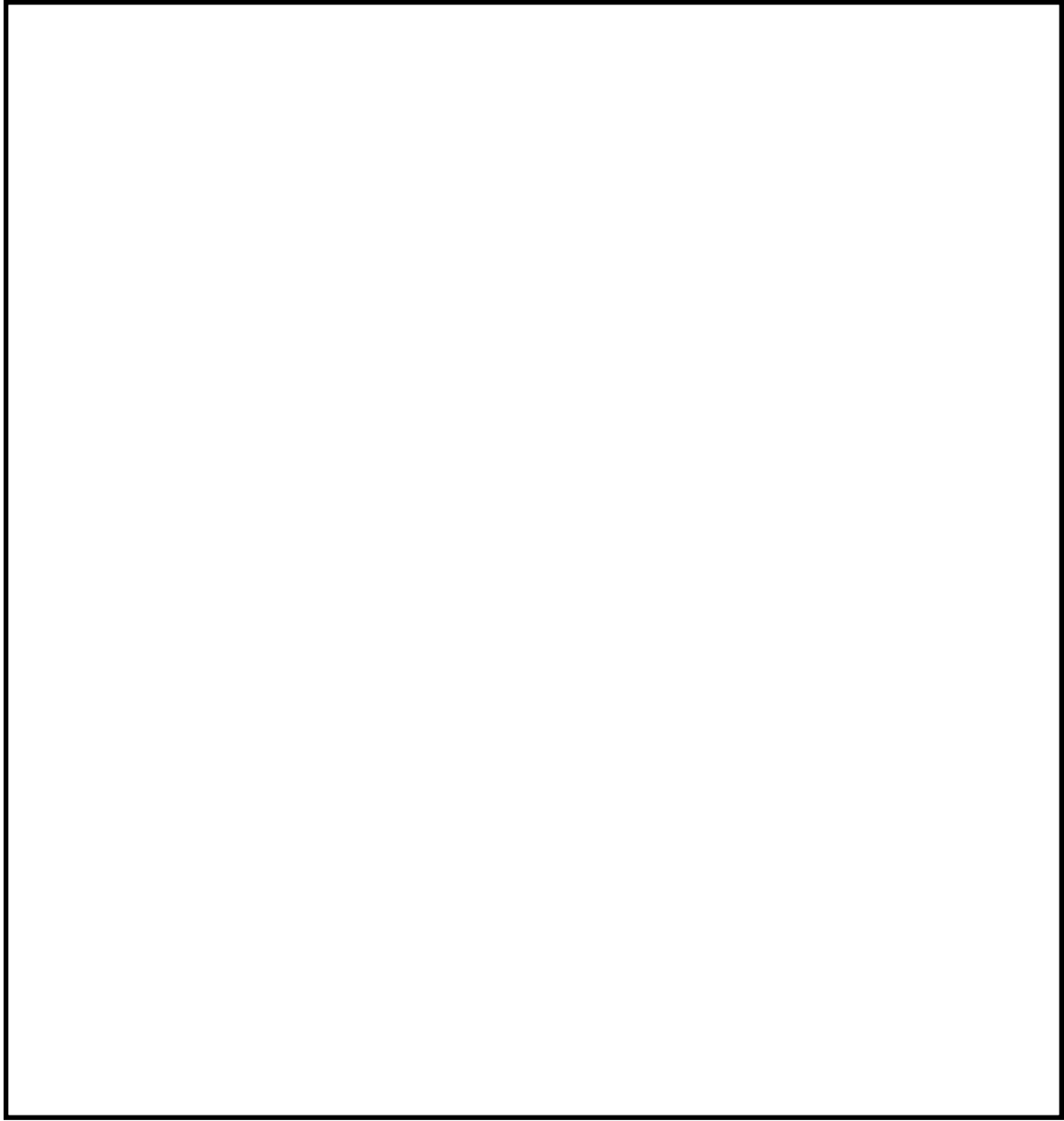


図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

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。

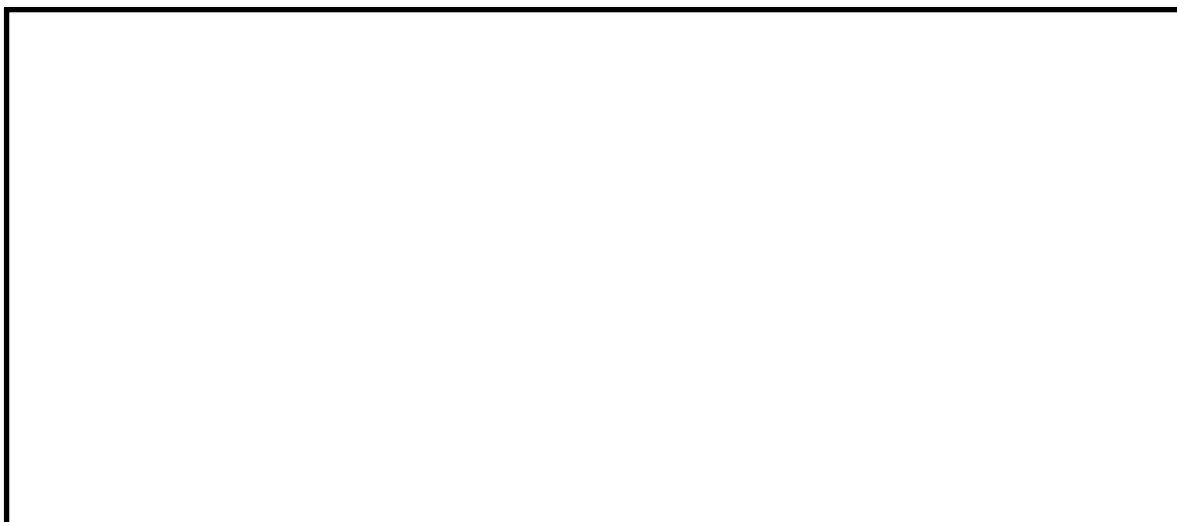


図 2.7.2-6 湿分分離機構の概略図



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。

(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）

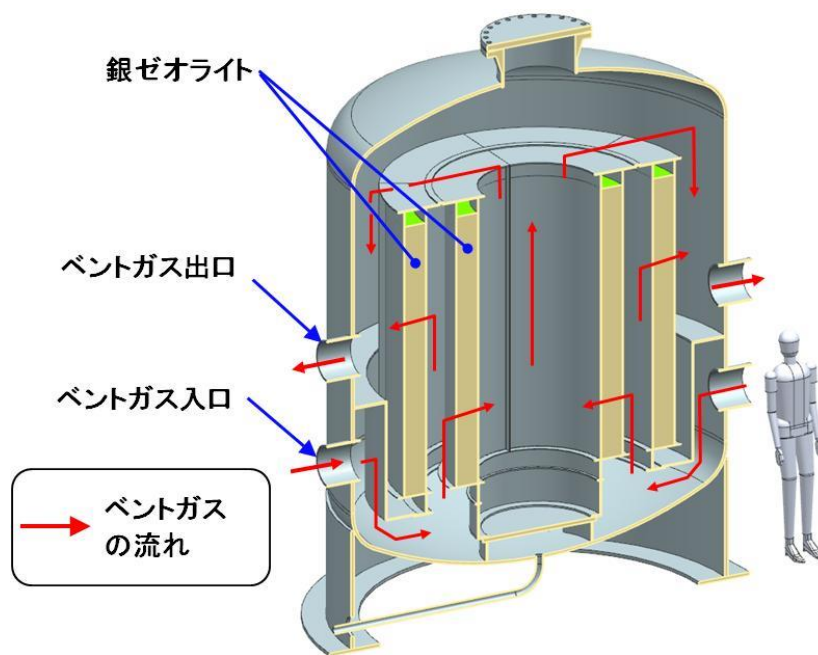


図 2.7.2-8 フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造

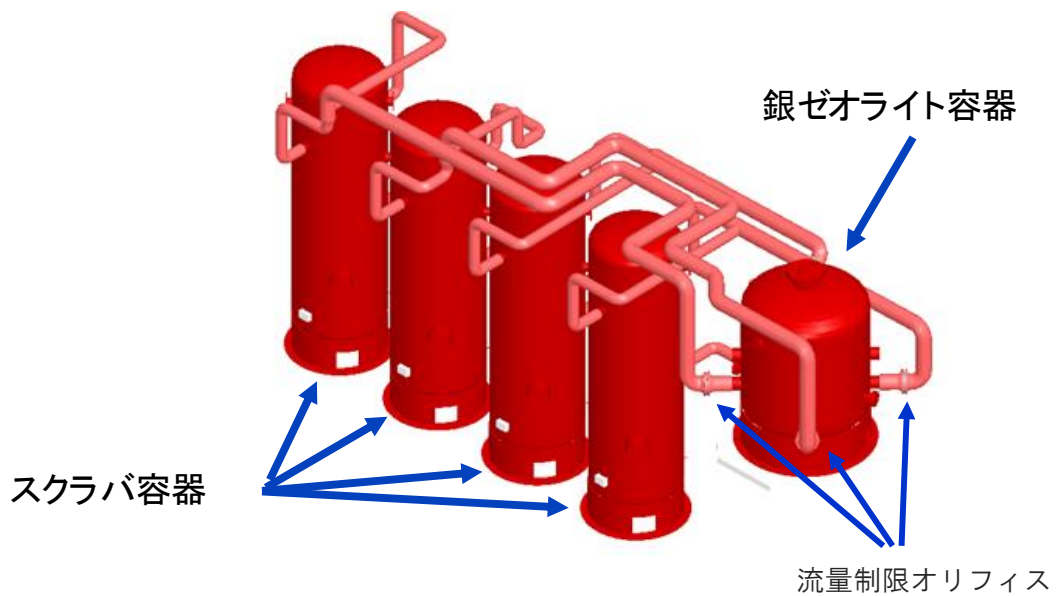


図 2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

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2m
 高さ 約8m
 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9m³/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3m
 高さ 約5m
 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)

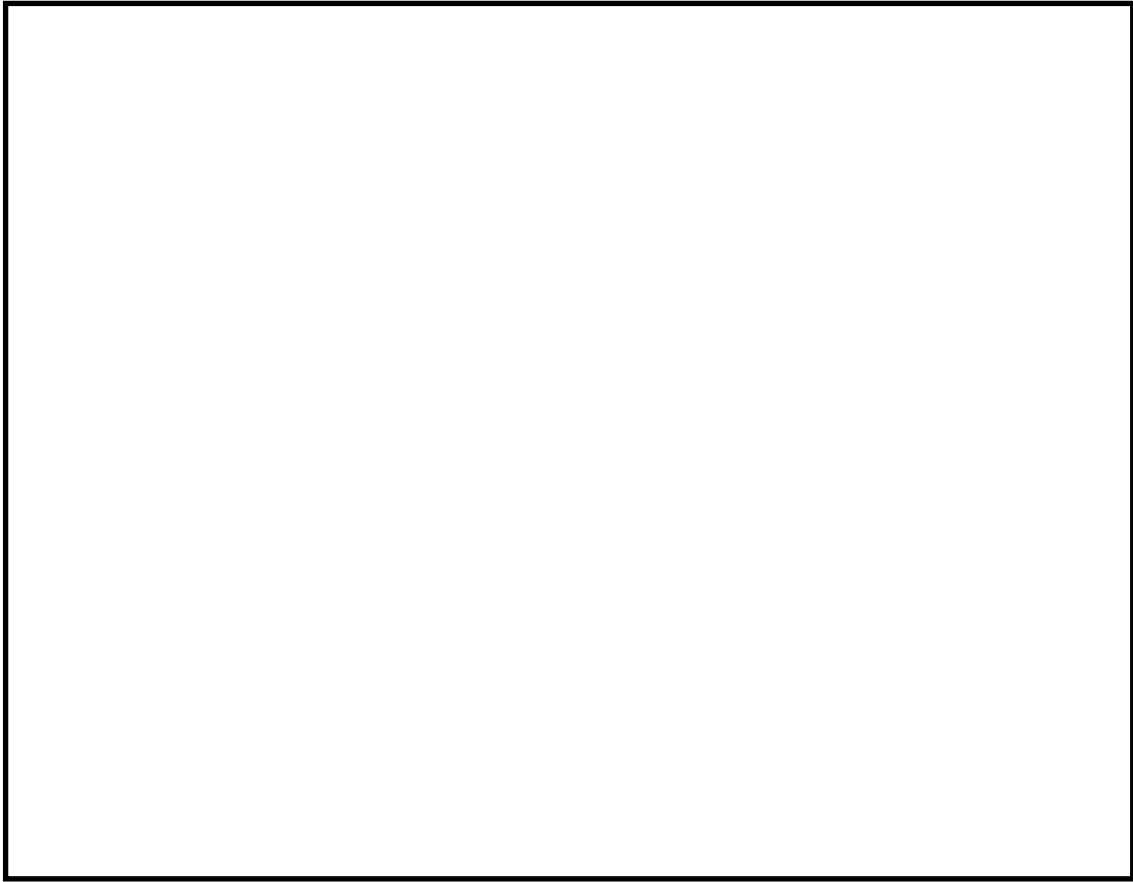


図 2.7.3-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（鳥瞰図）

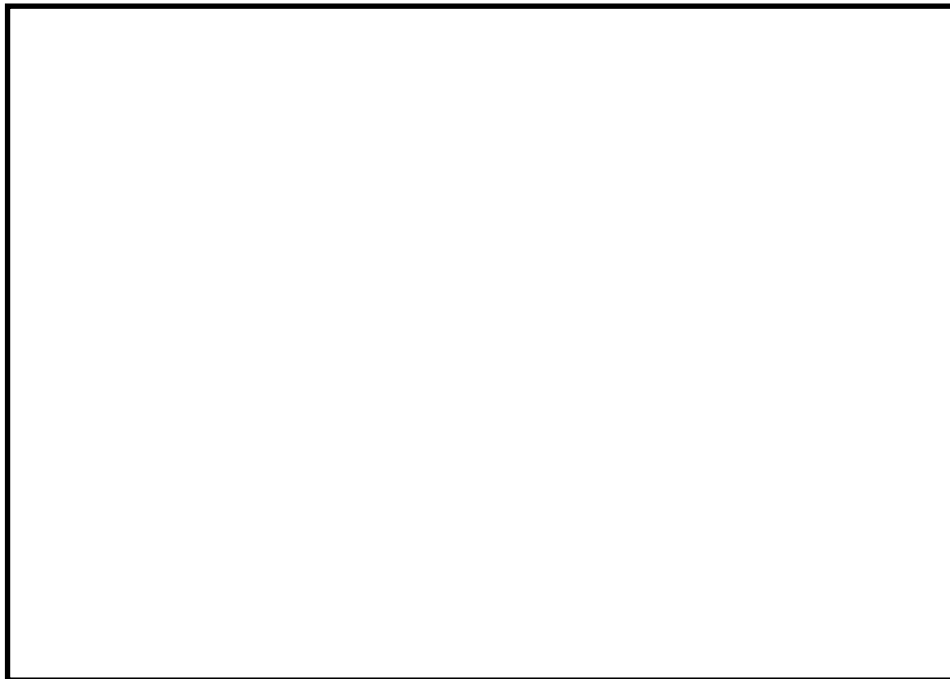


図 2.7.3-2 主配管の配置を明示した図面（その1）

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。

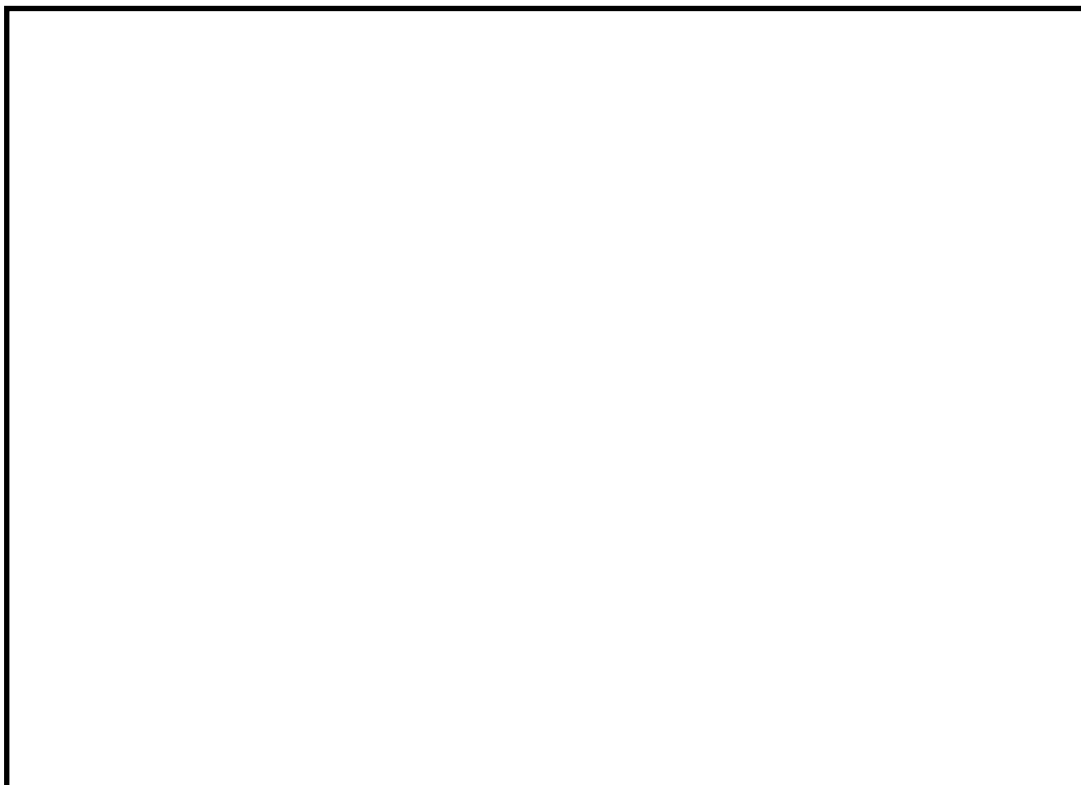


図 2.7.3-3 主配管の配置を明示した図面（その 2）



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。

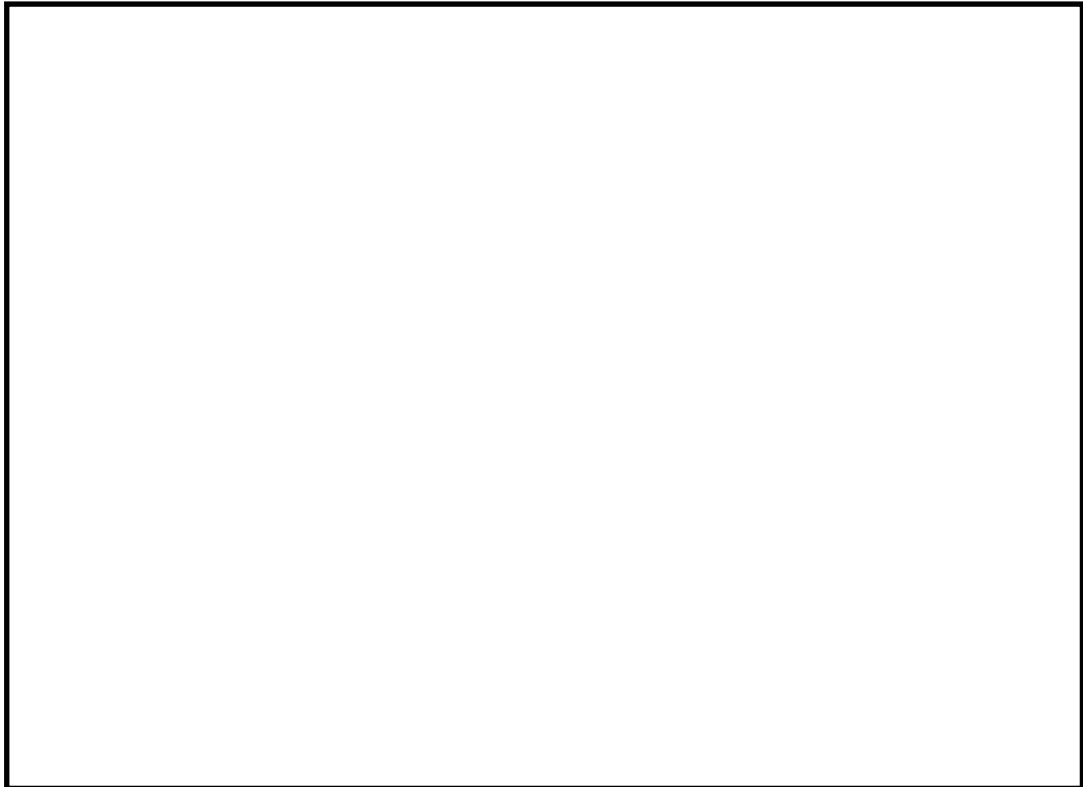


図 2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面（その4）

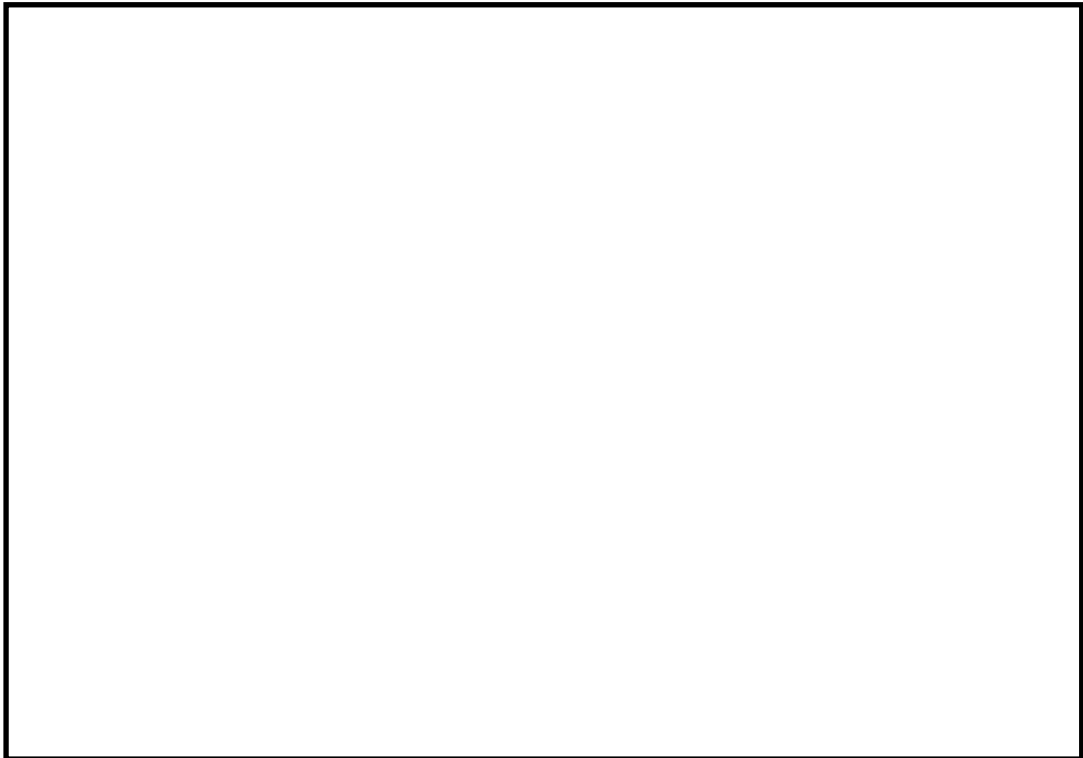


図 2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面（その5）

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。

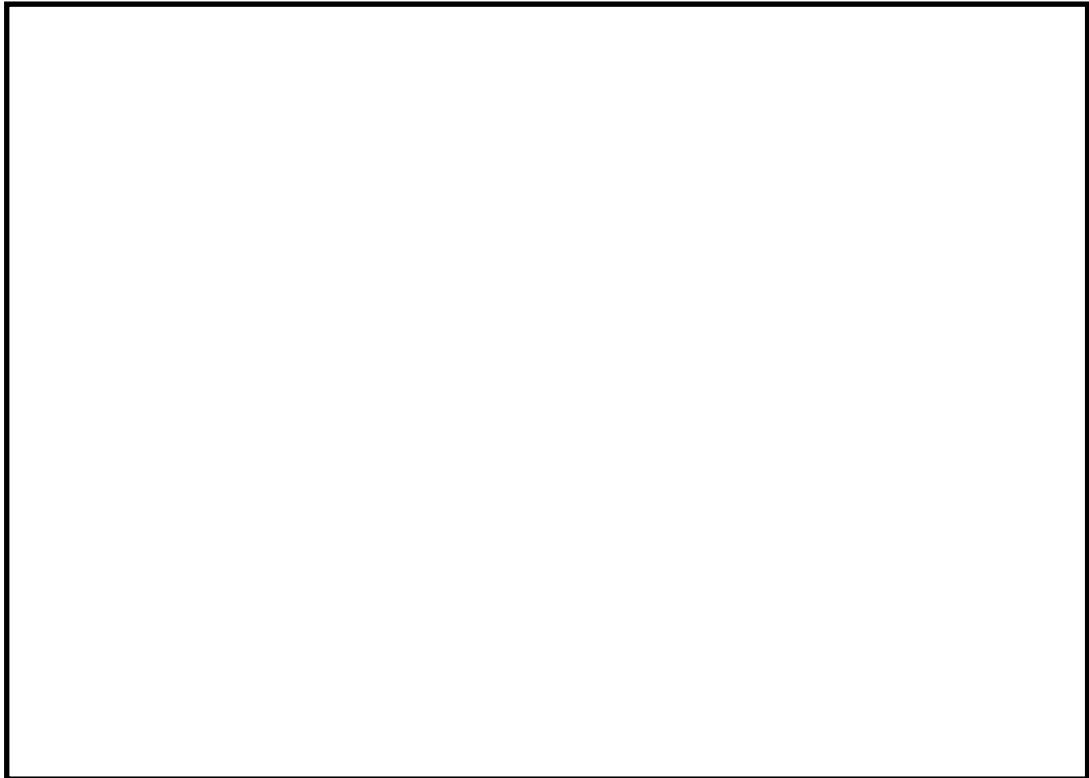


図 2.7.3-7 主配管の配置を明示した図面（その6）

(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。

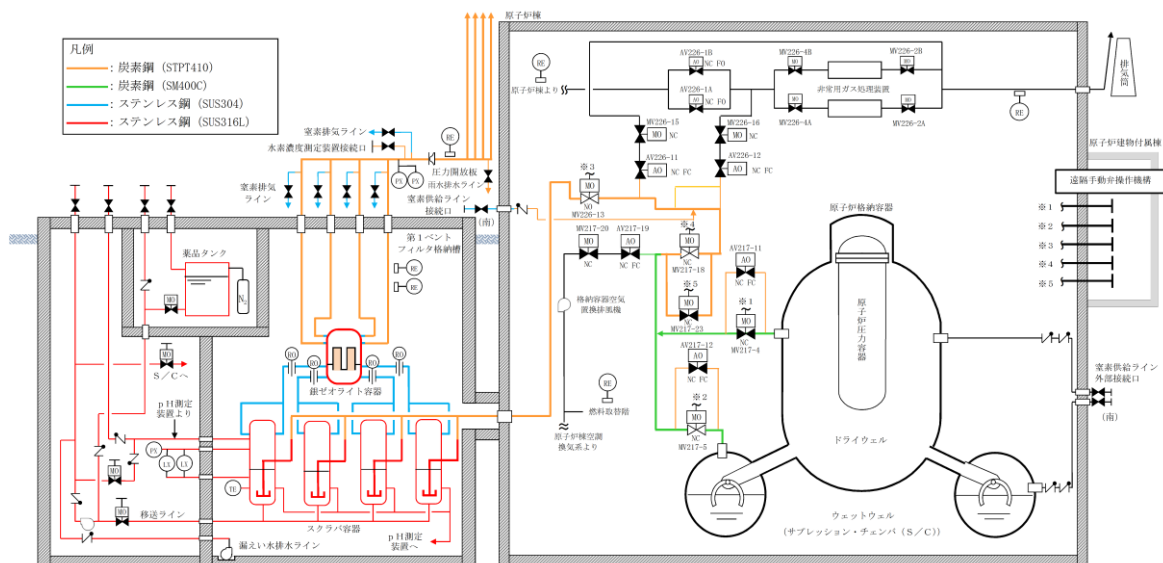


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

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

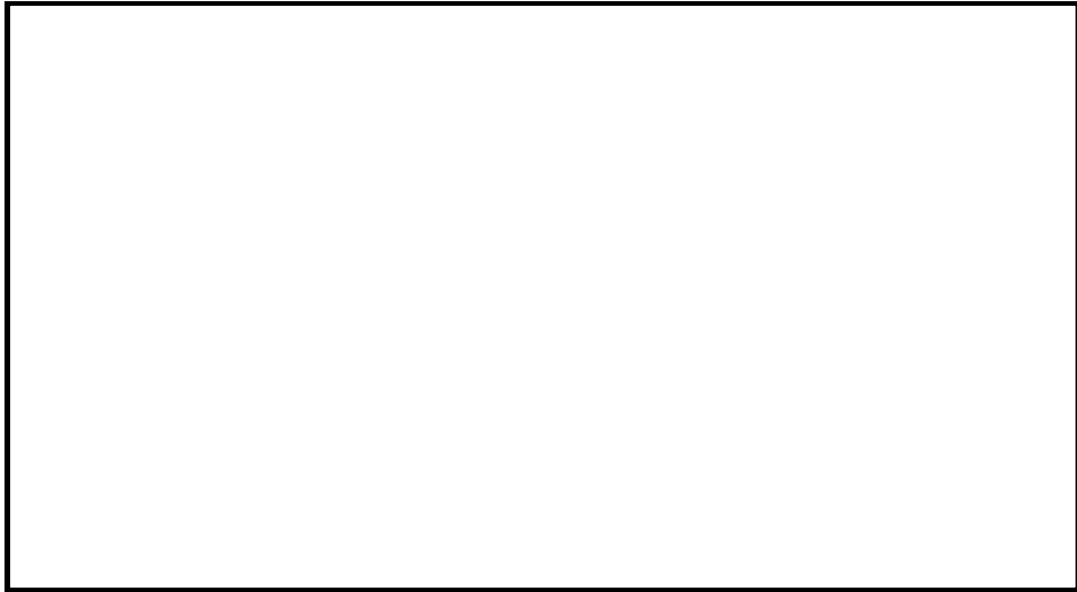


図 2.7.3-9 電動駆動弁 概要図

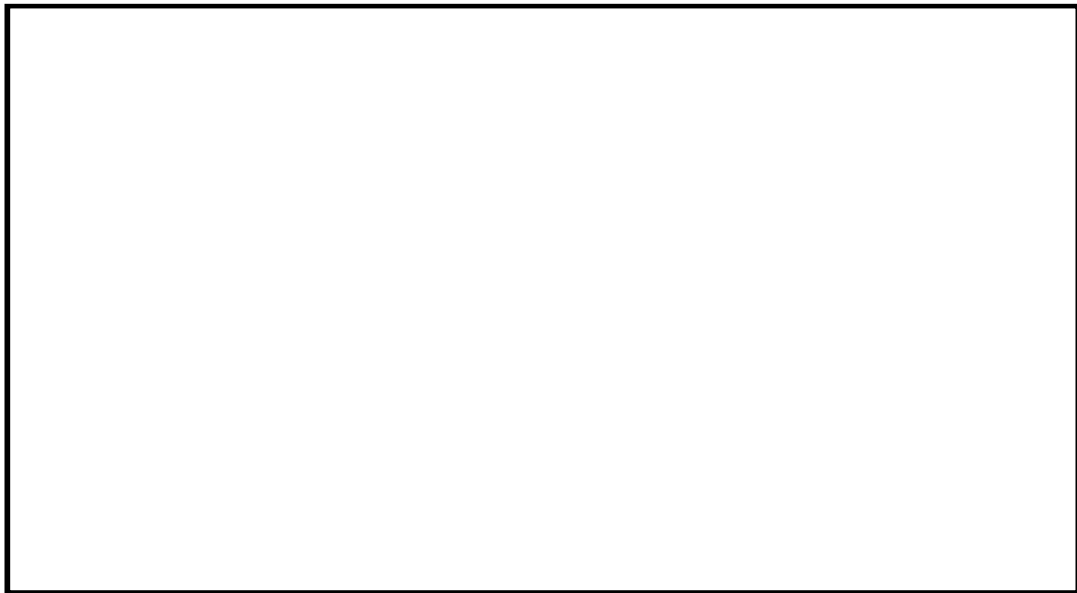


図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図

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。

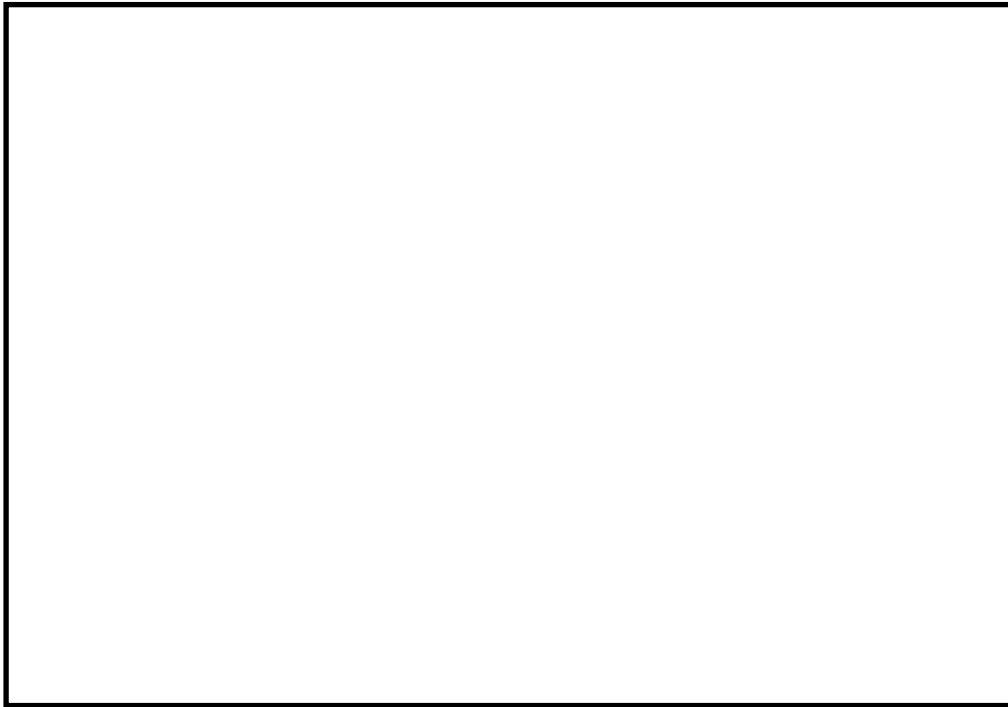


図 2.7.3-13 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)



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

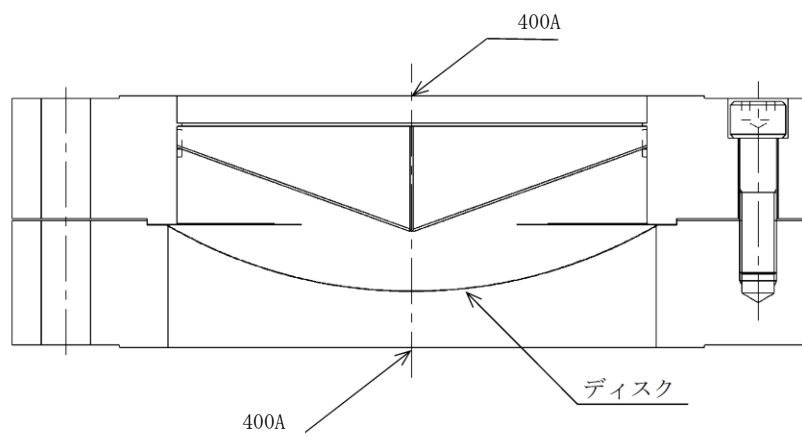


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

- (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

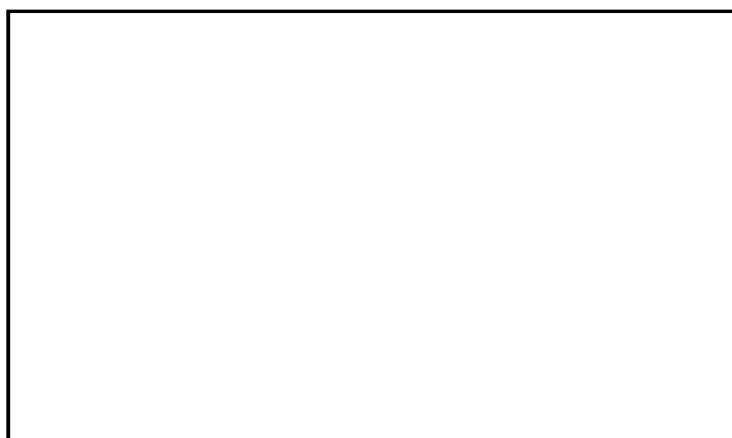


図 2.7.3-16 伸縮継手（排気配管）構造図



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。

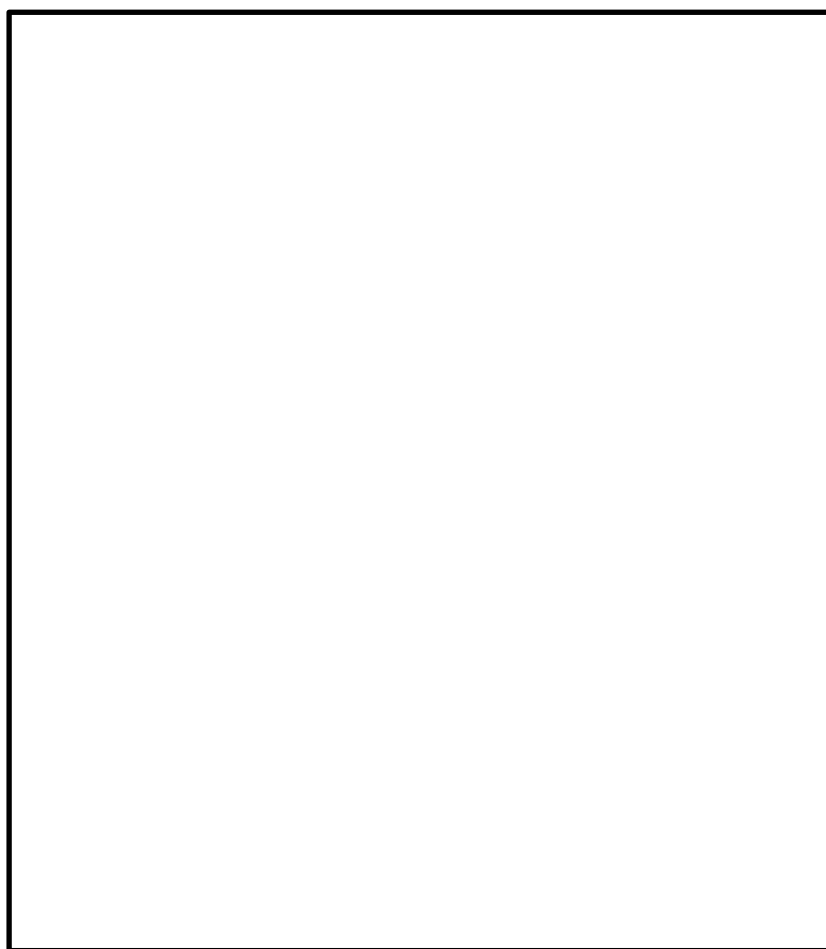


図 2.8.1-1 フィルタ装置（スクラバ容器）水位

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。

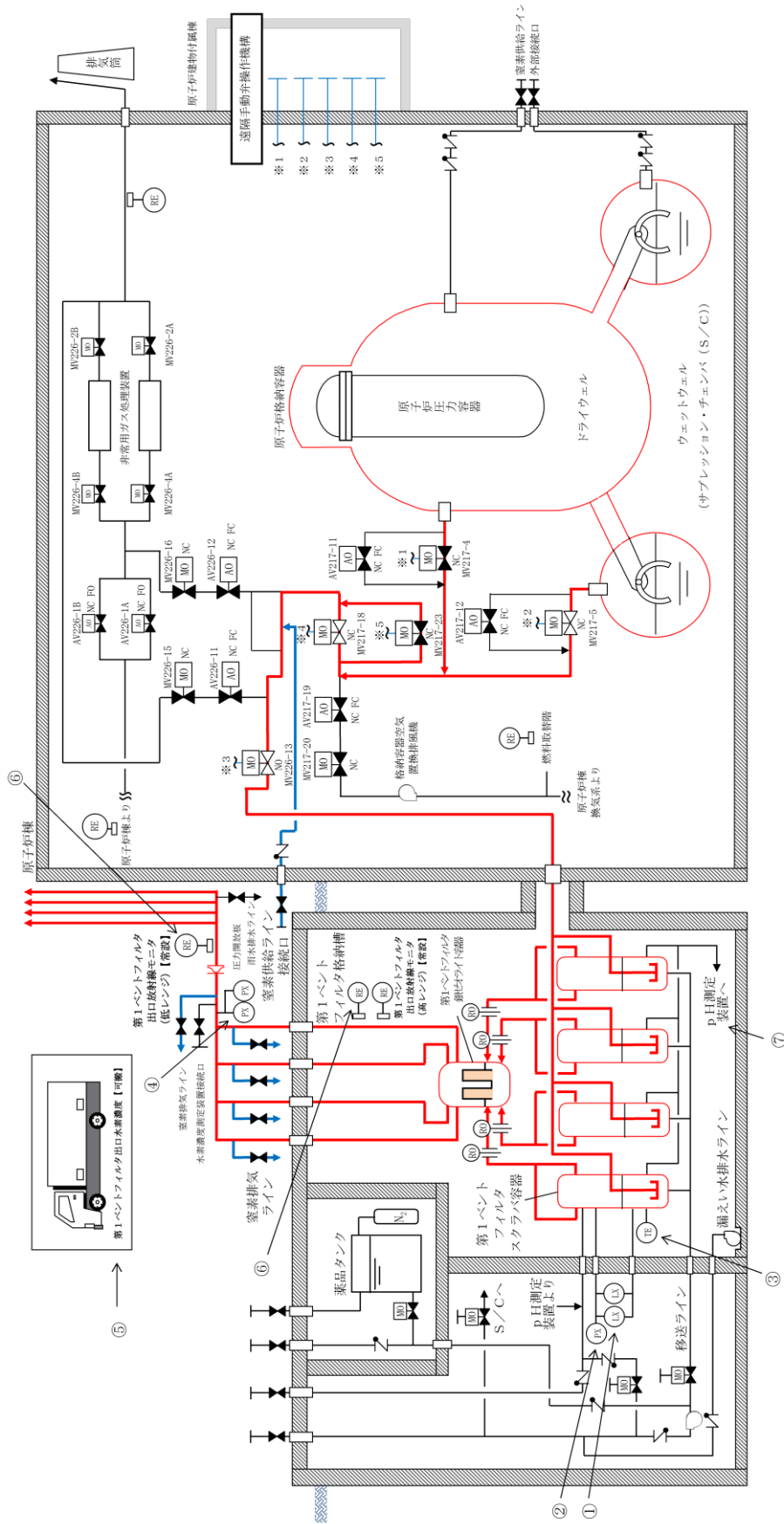


図 2.8.1-2 格納容器フィルタベント系の計装設備 概略構成図

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※1	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)

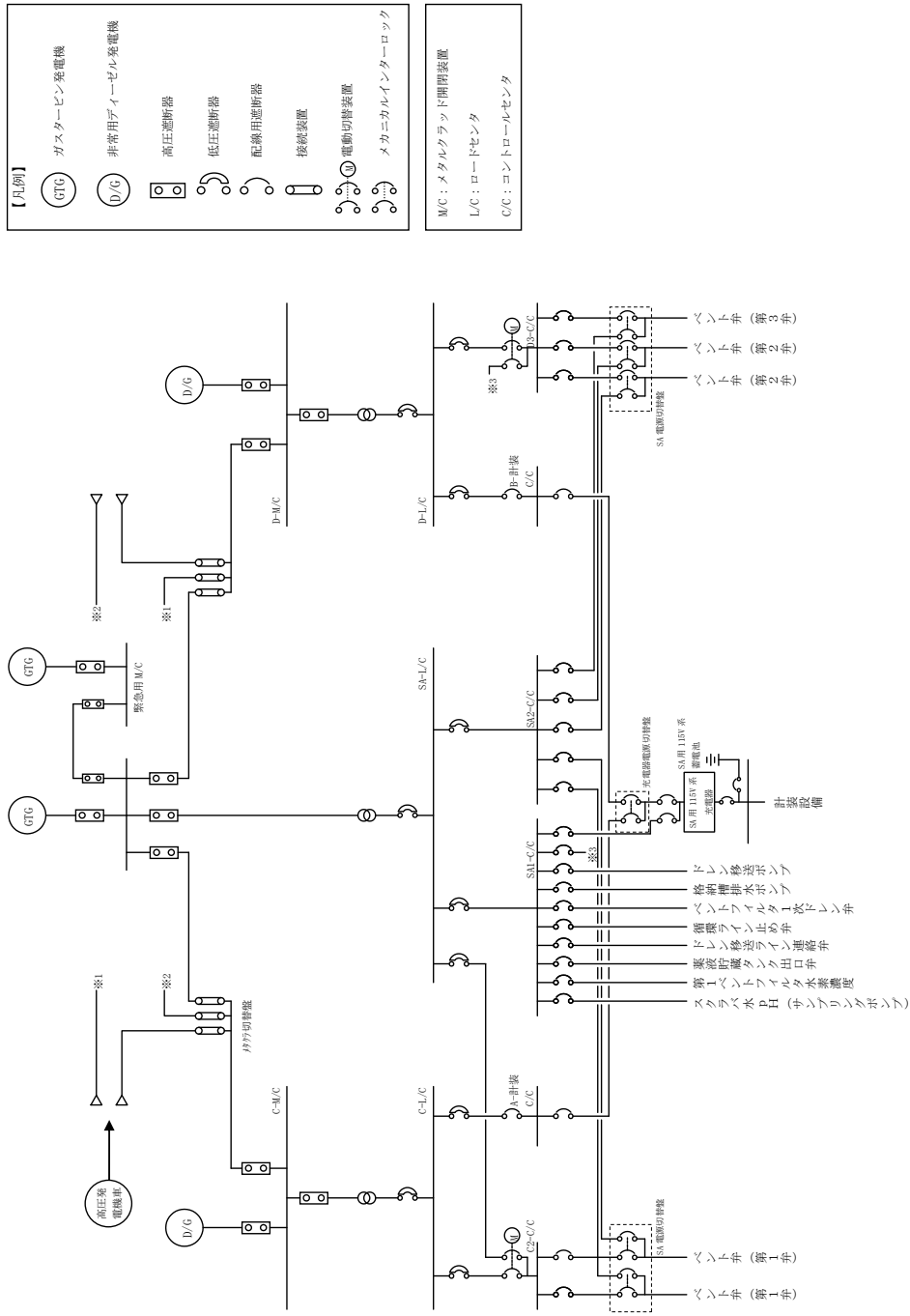


図 2.8.2-1 格納容器フィルタバント系 電源構成図 (交流電源)

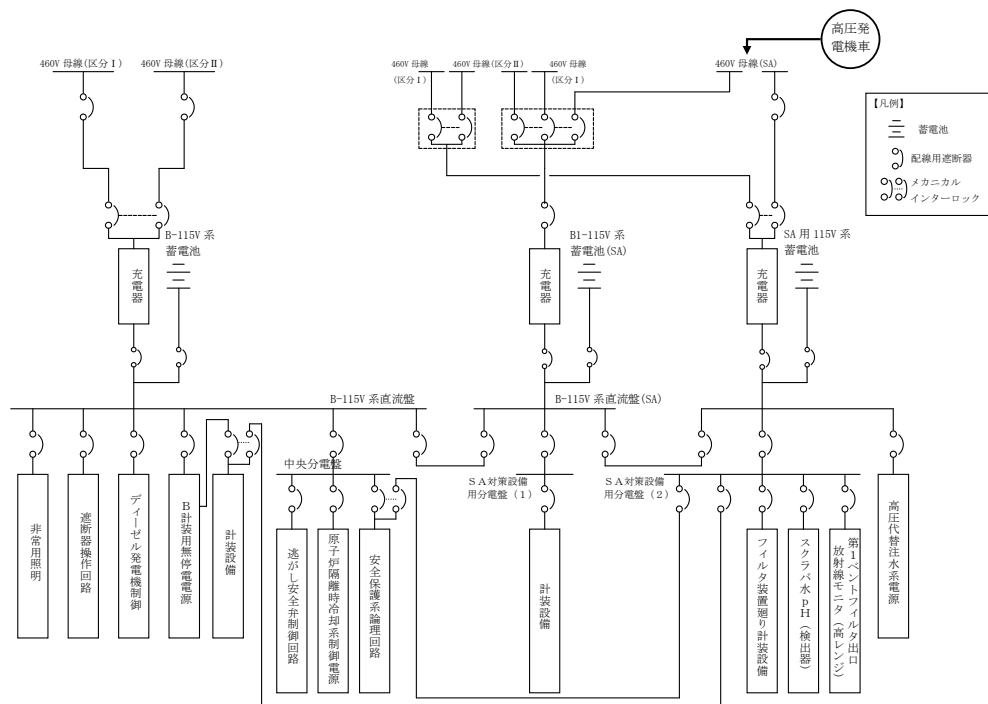


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

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、スクラバ容器へ水・薬剤を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

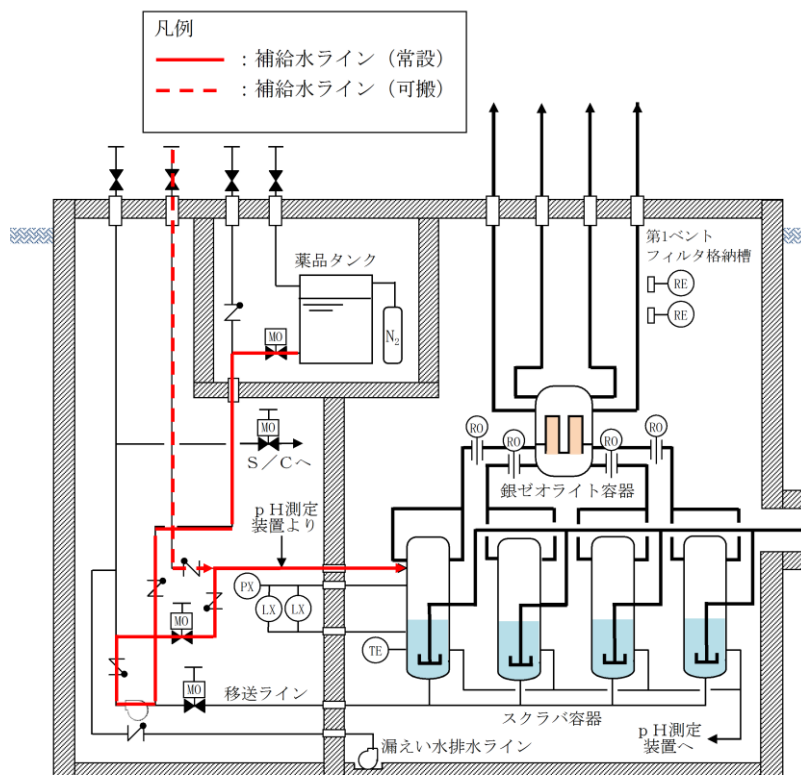


図 2.8.3-1 補給設備系統概略図

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)

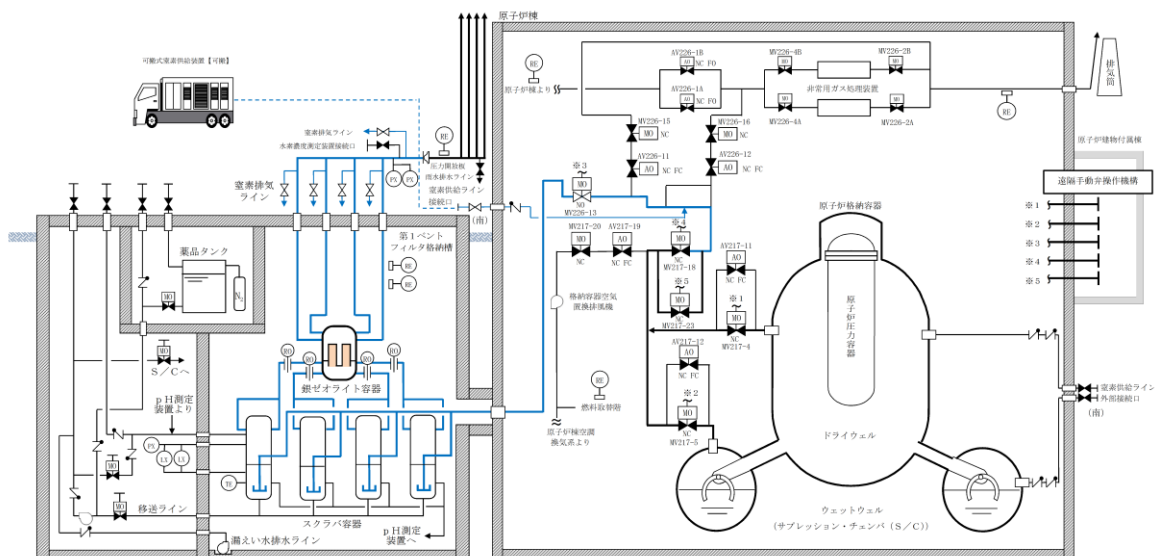


図 2.8.4-1 格納容器フィルタベント系 窒素パージ設備系統概略図 (窒素置換の例)

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。

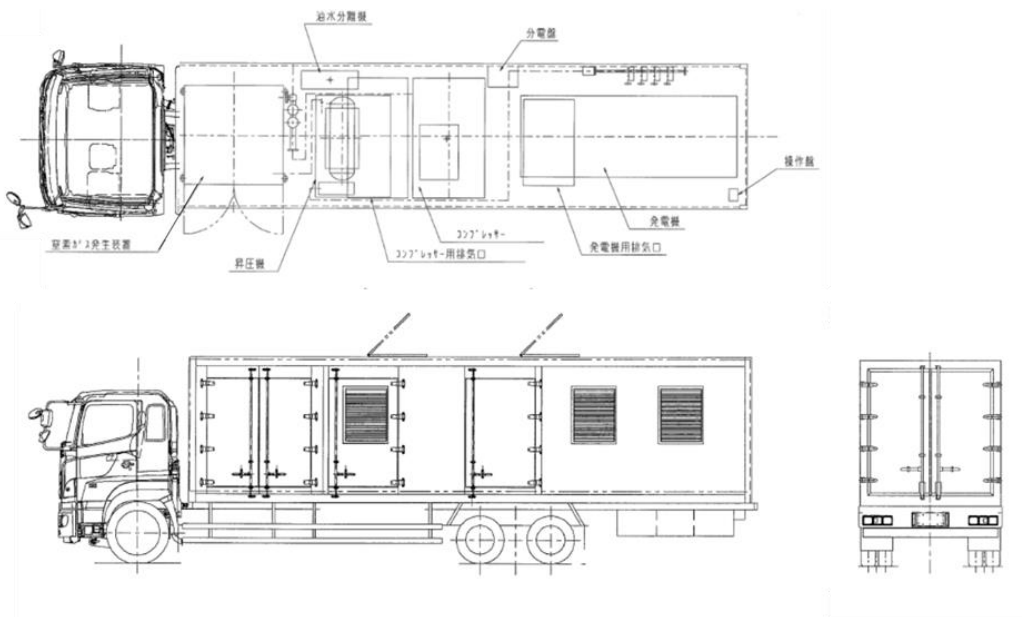


図 2.8.4-2 可搬式窒素供給装置 構造図

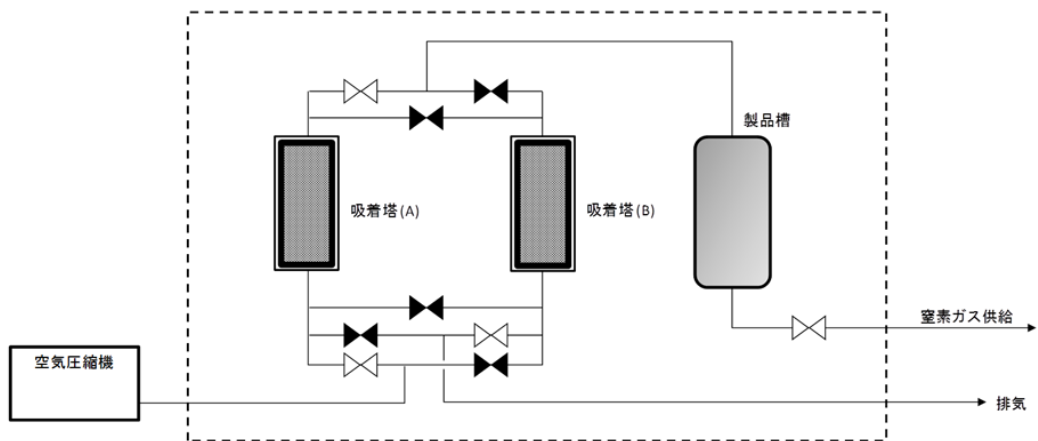


図 2.8.4-3 窒素発生装置(PSA式) 概略系統図

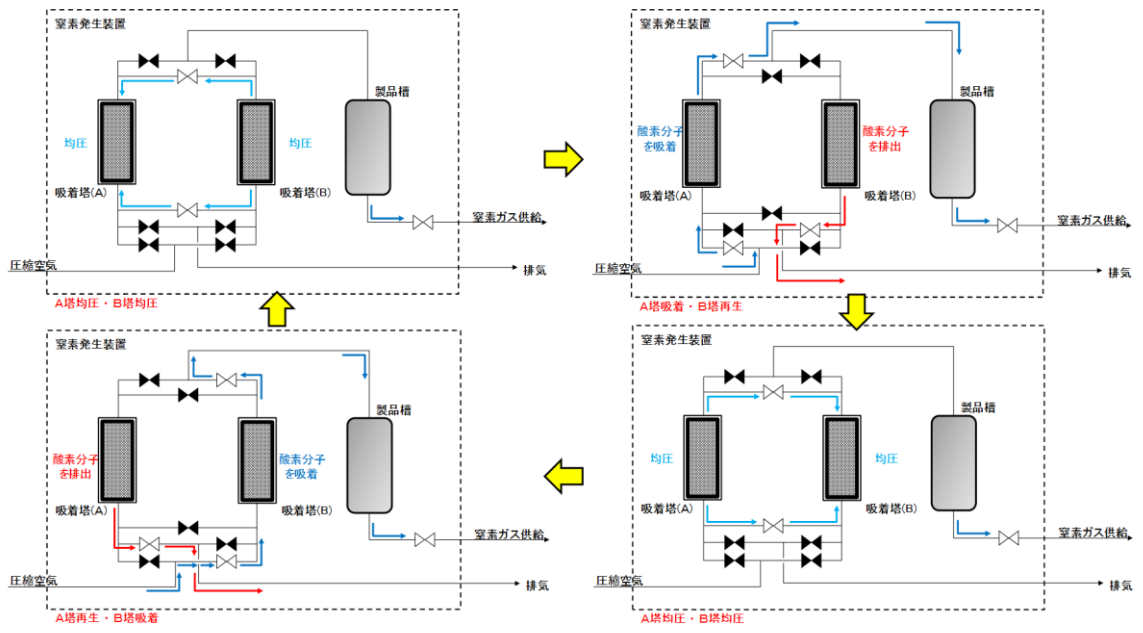


図 2.8.4-4 窒素発生装置(PSA式)着・脱着工程概要図

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

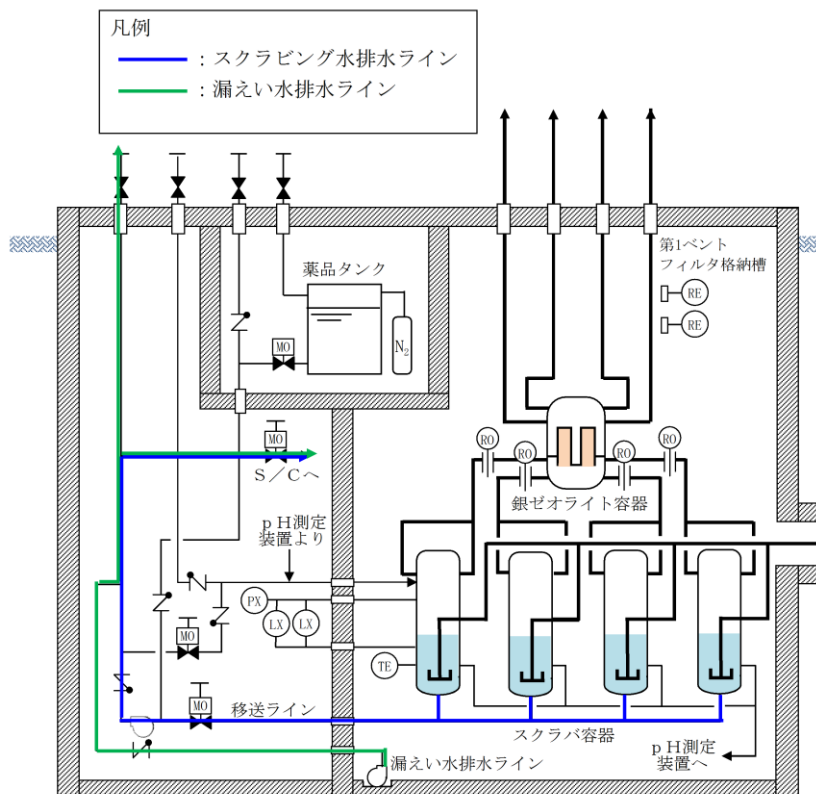


図 2.8.5-1 排水設備系統概略図

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

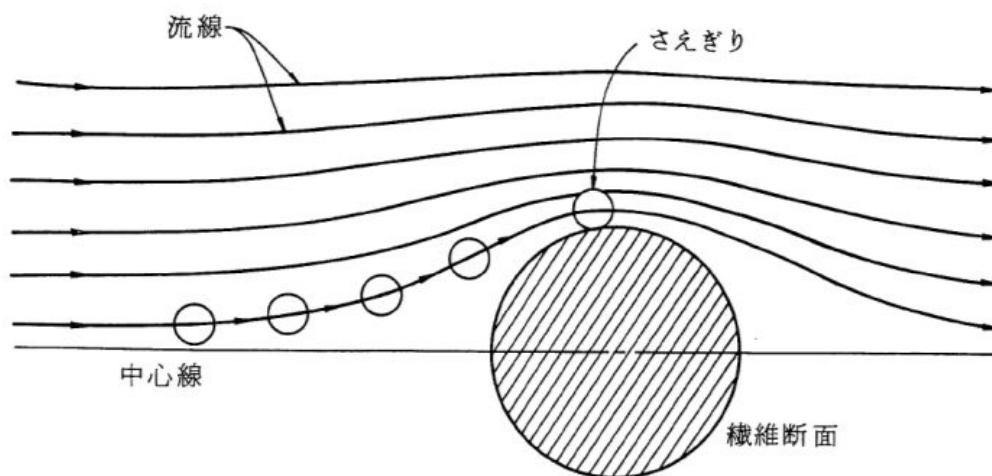
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径，流速の範囲が異なることから，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(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。



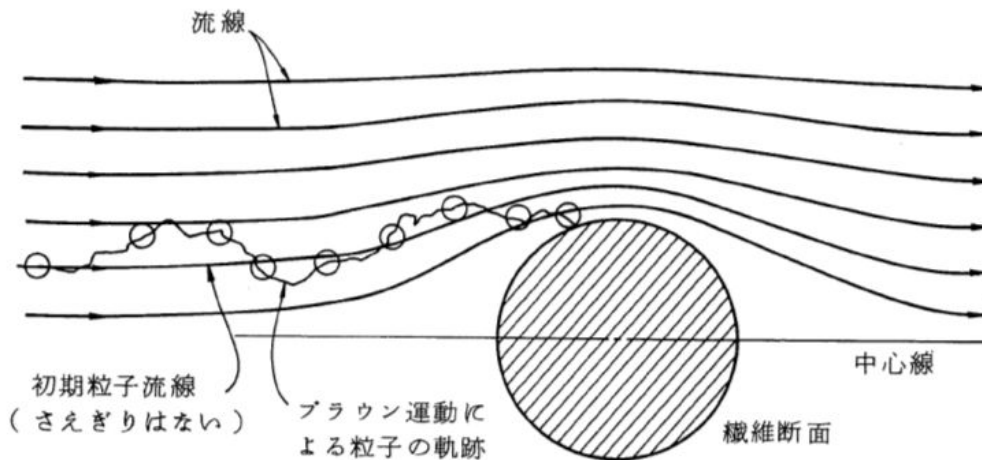
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

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。



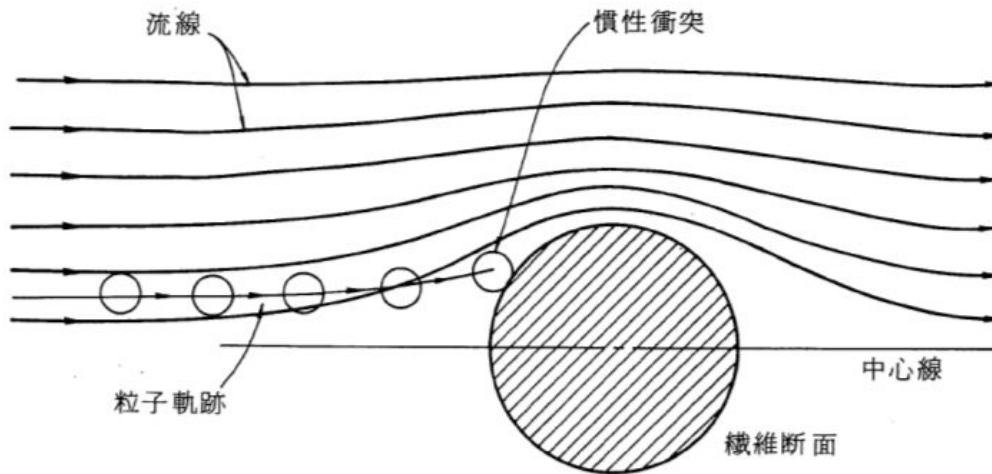
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

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。

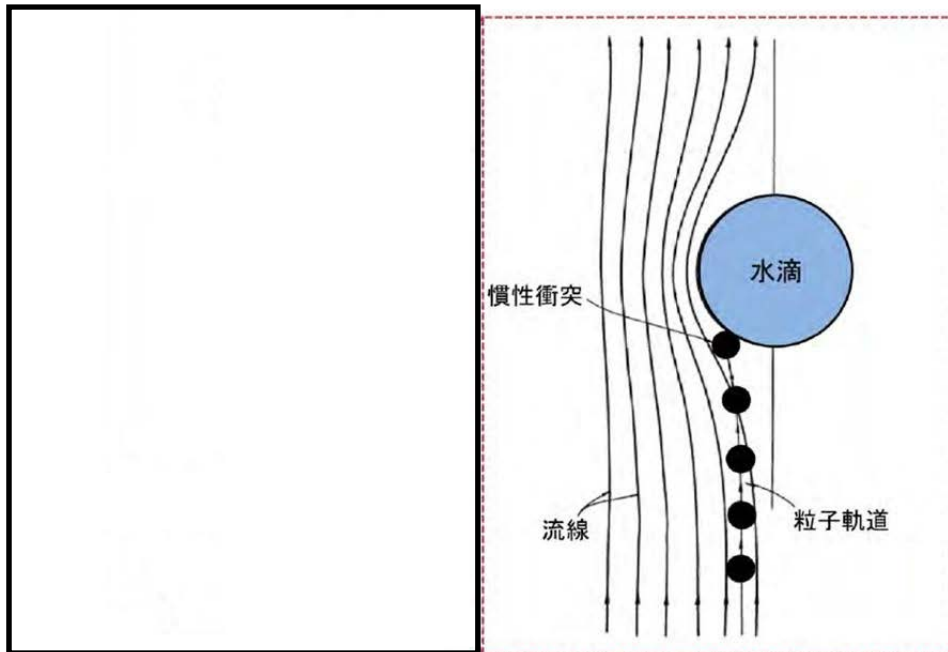


図 3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

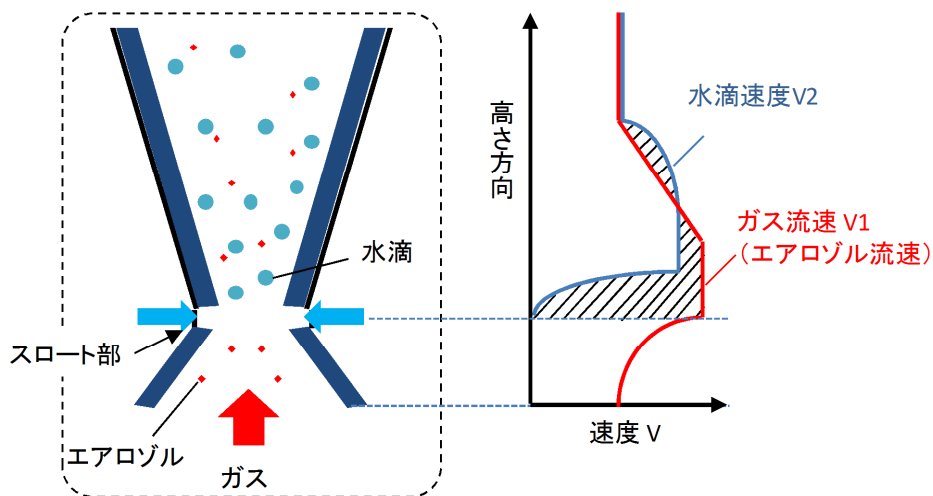


図 3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

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。

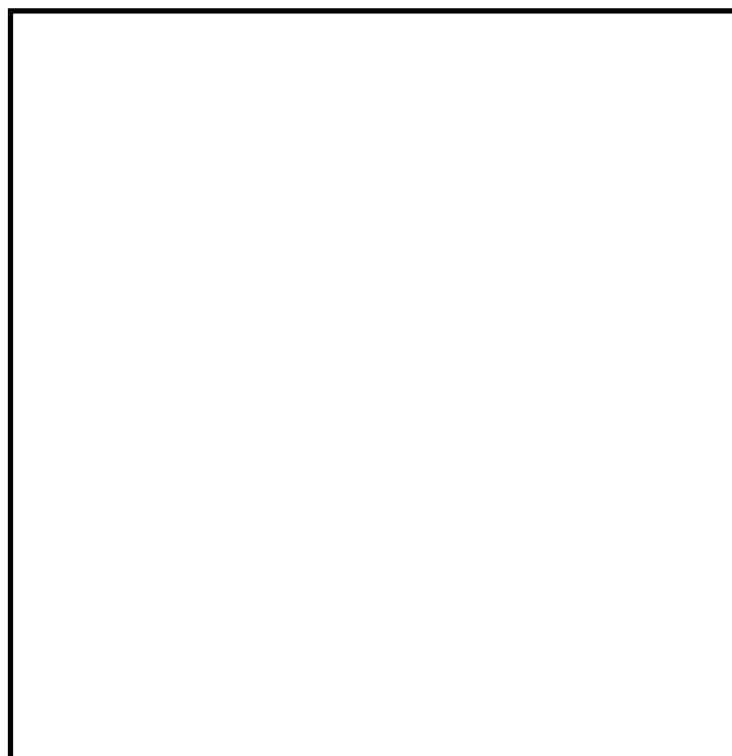


図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

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。

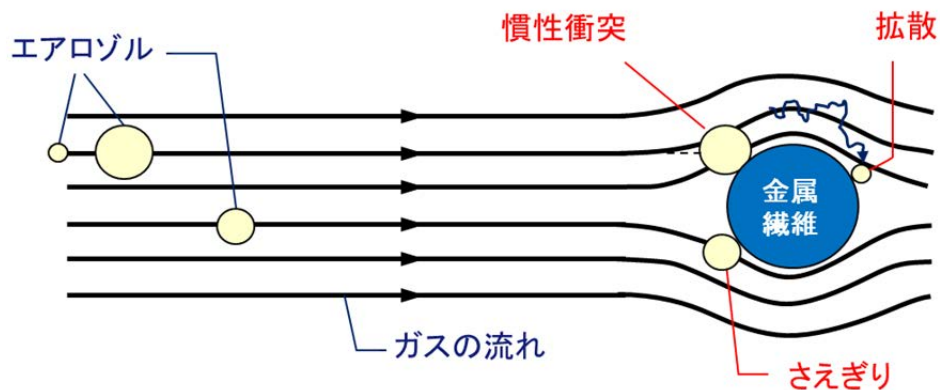


図 3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

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。

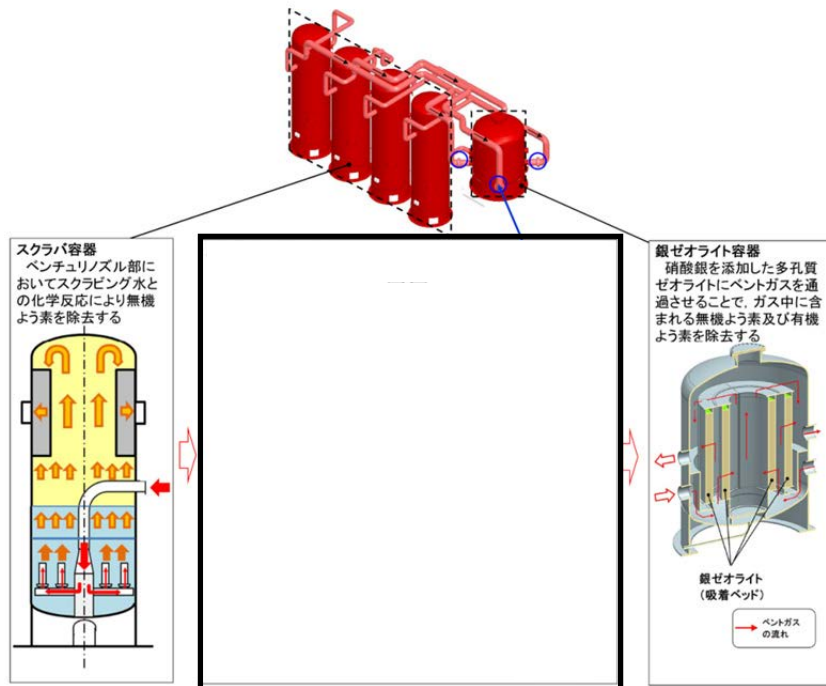


図 3. 1. 2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

(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 1 Pd から 2 Pd の間で実施）を考慮し、格納容器圧力が 2 Pd（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。



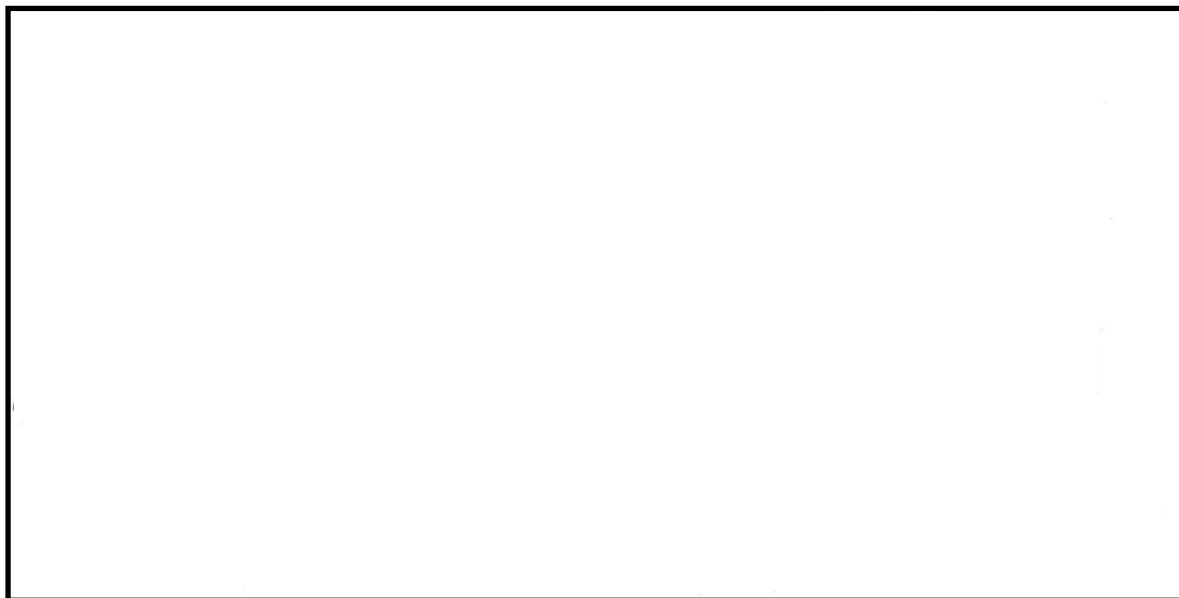


図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要

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。

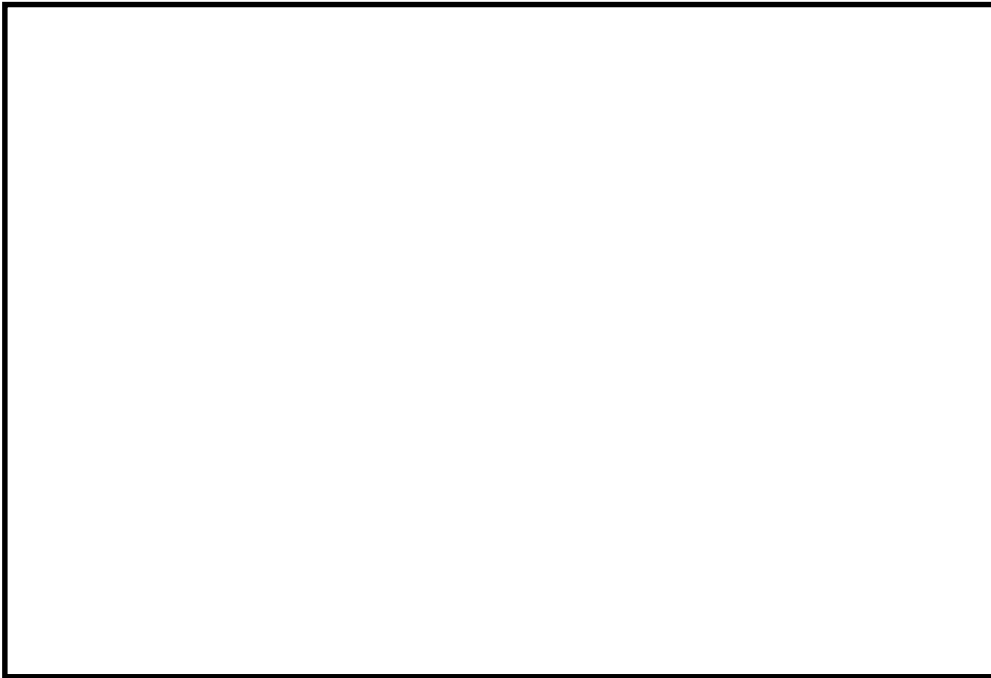


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(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。

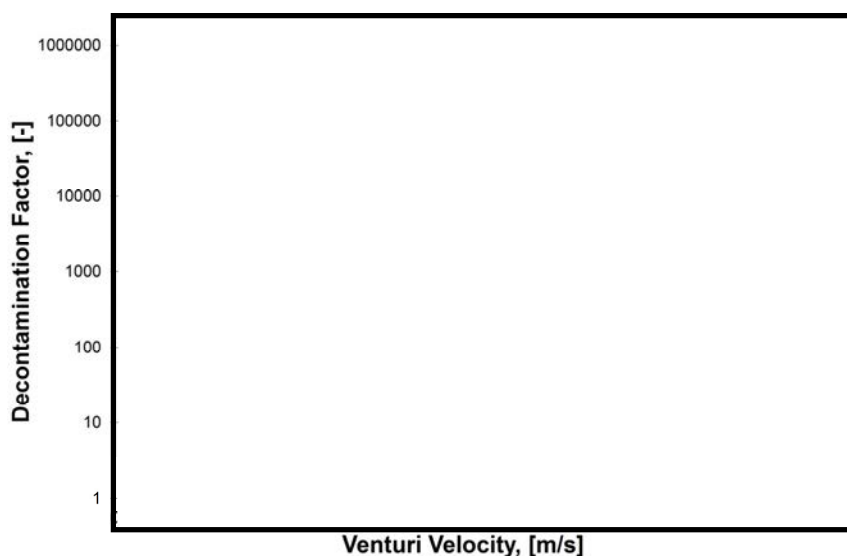


図 3.3.2-1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

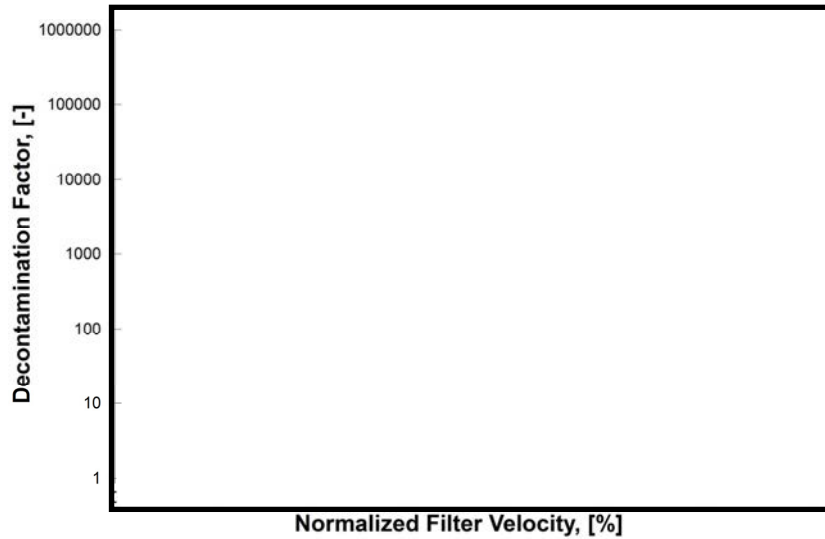


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(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。

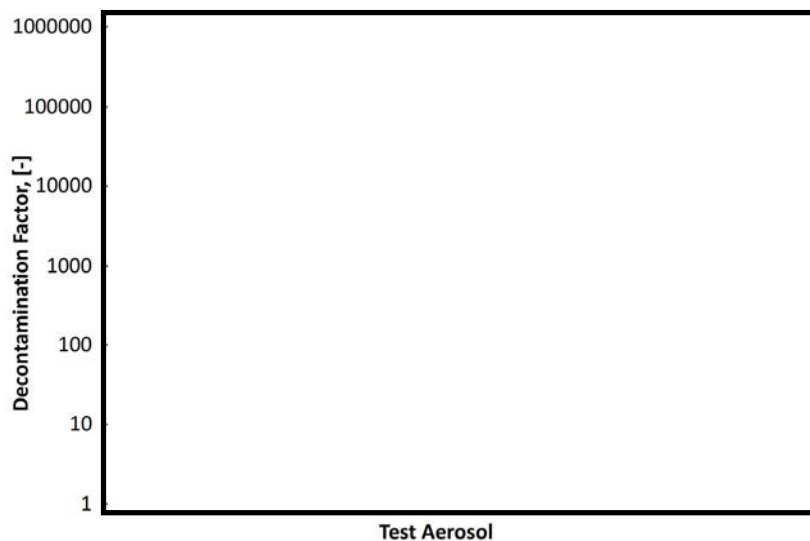


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

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。

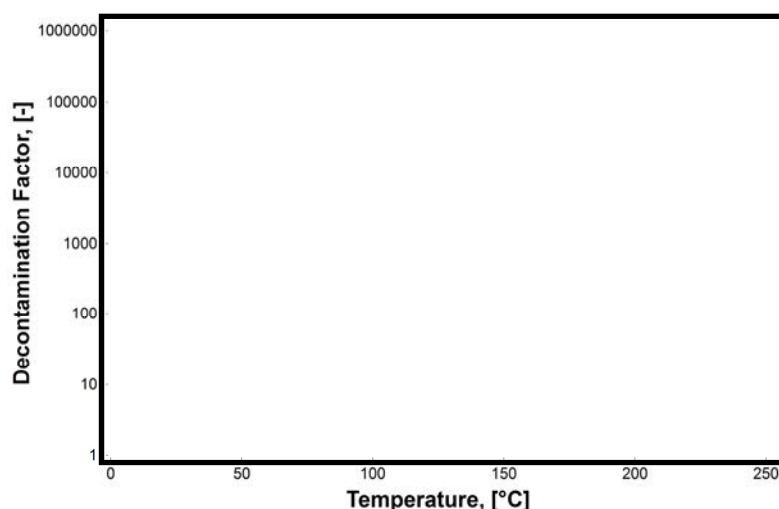


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

(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。

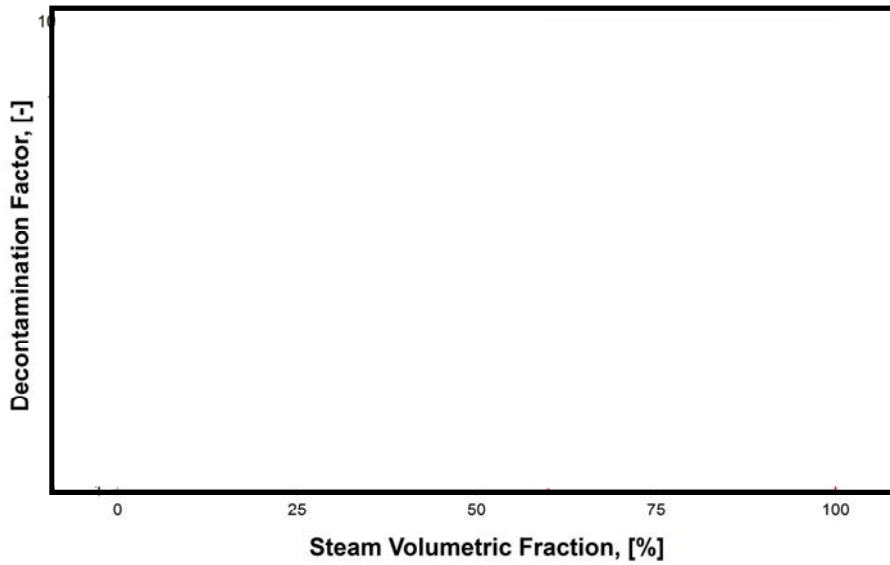


図 3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

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。

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。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ反応しやすいため、銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタ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。

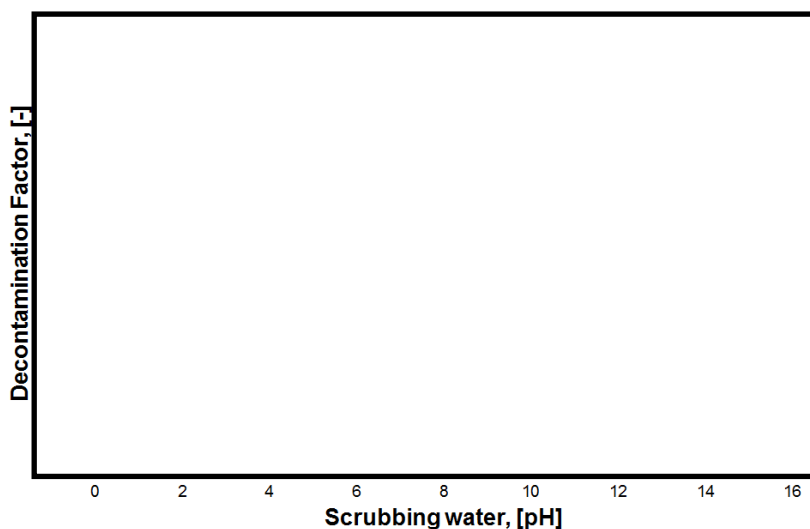


図 3.3.3-1 pH に対する無機よう素の除去係数

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。

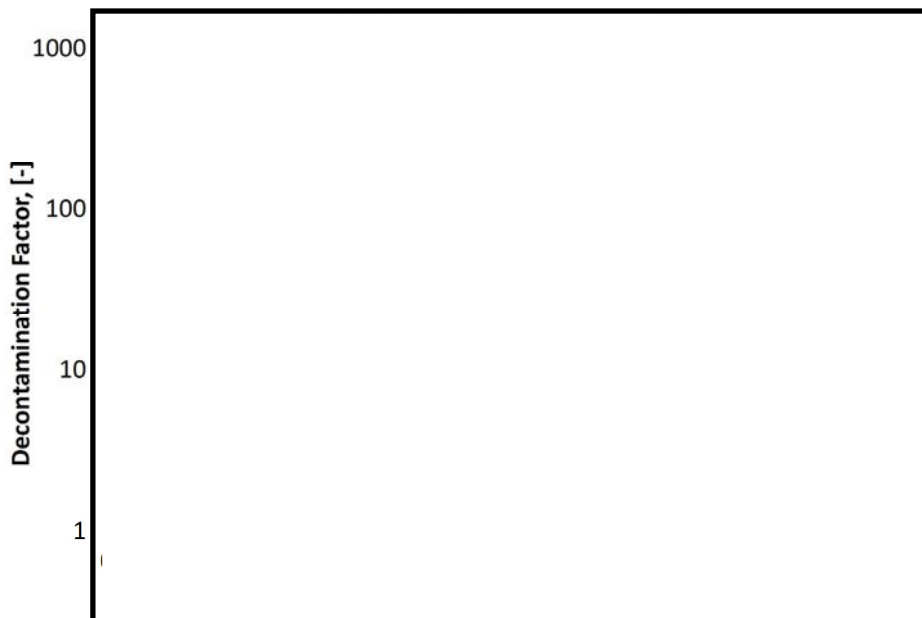
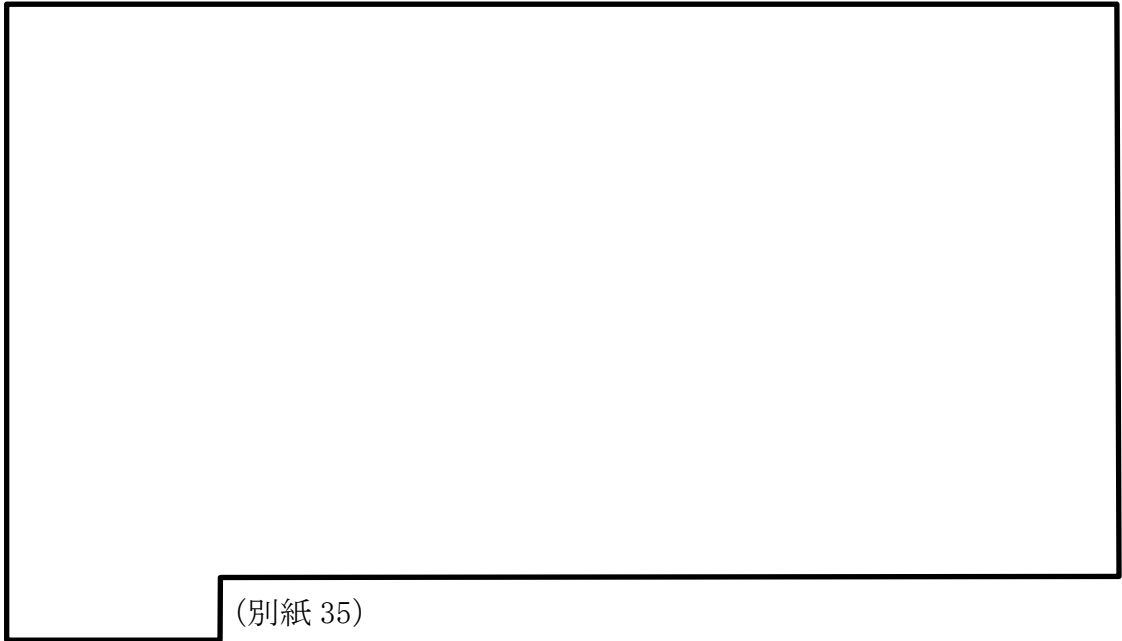


図 3. 3. 3-2 JAVA PLUS 試験結果

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)

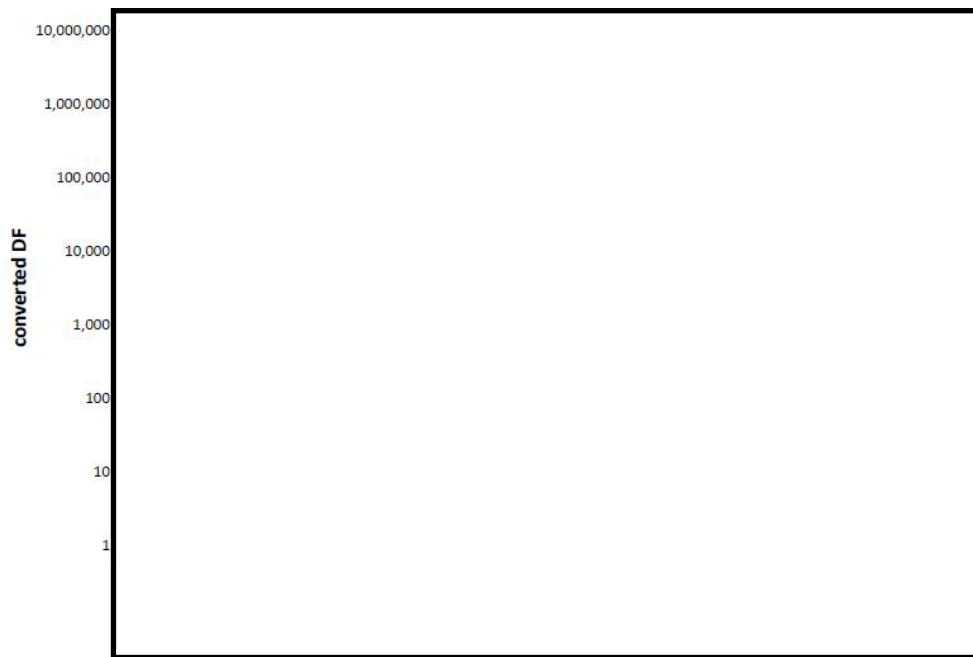


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

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 19）

(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3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
- ・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・LOCA時注水機能喪失

3ケース全てにおいて、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 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来に相違はないため、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。

格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した時点で、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を 120m³/h にて実施することにより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系（可搬型）は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サブプレッション・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し、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

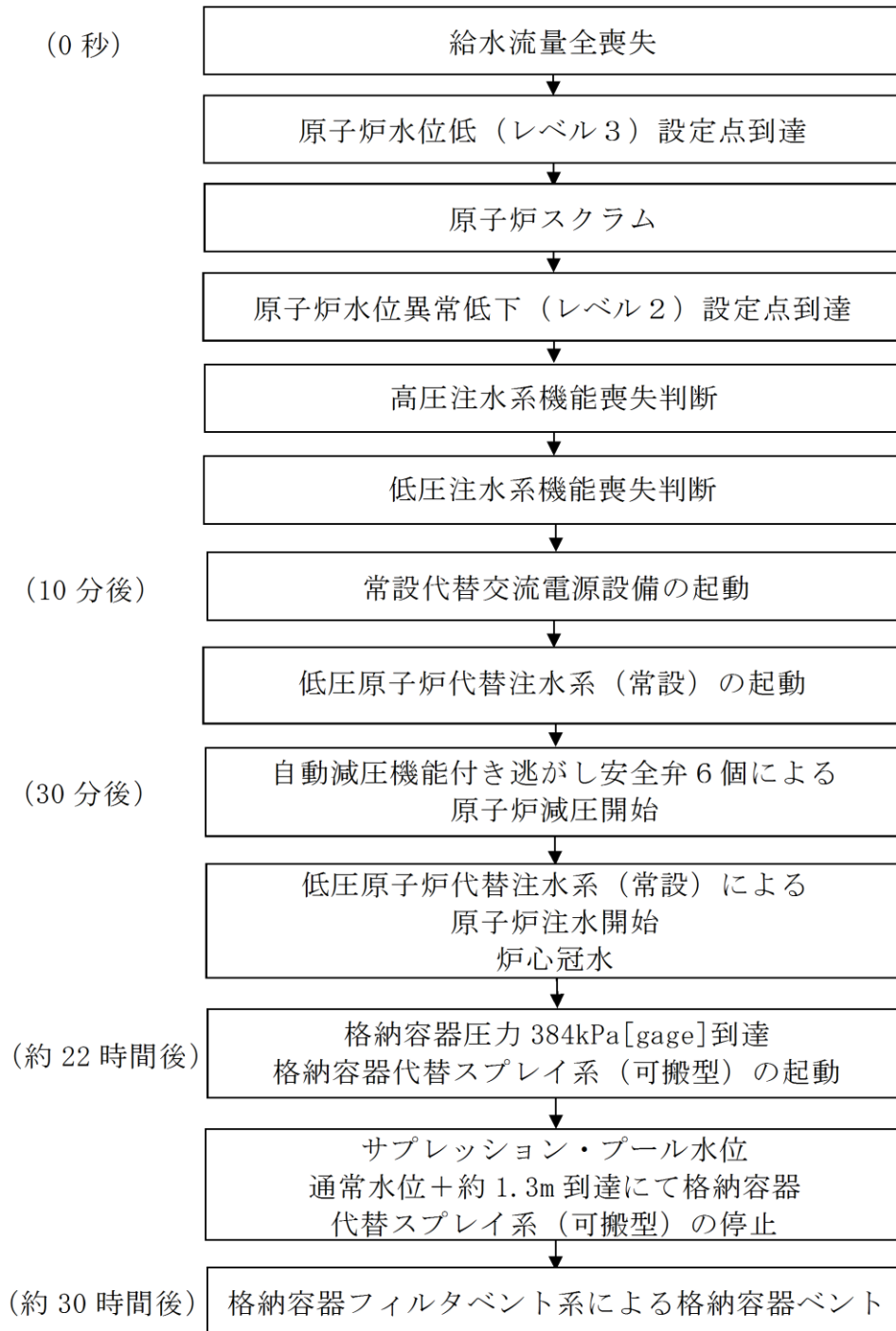


図 4.1.1-1 高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

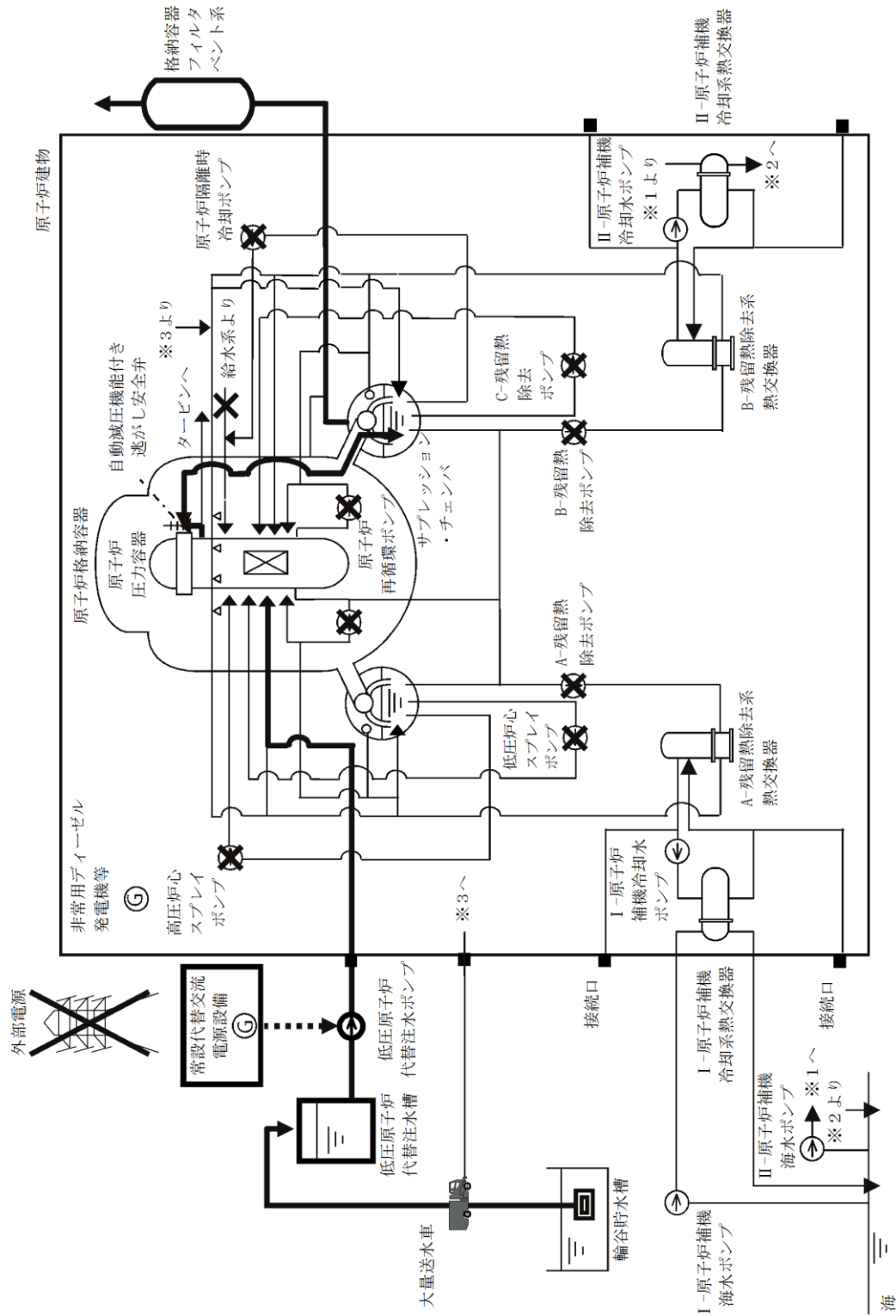


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

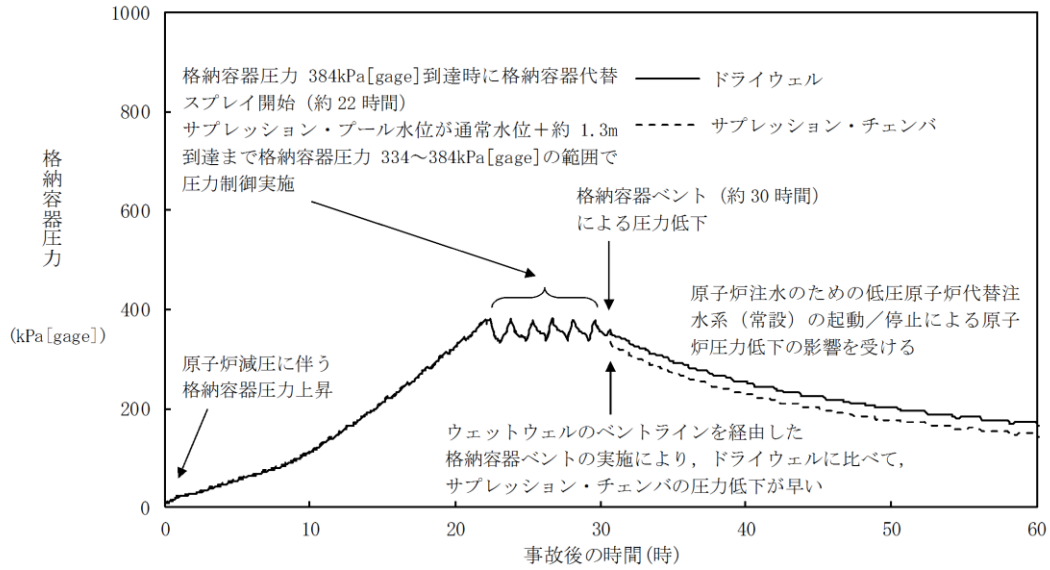


図 4. 1. 1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

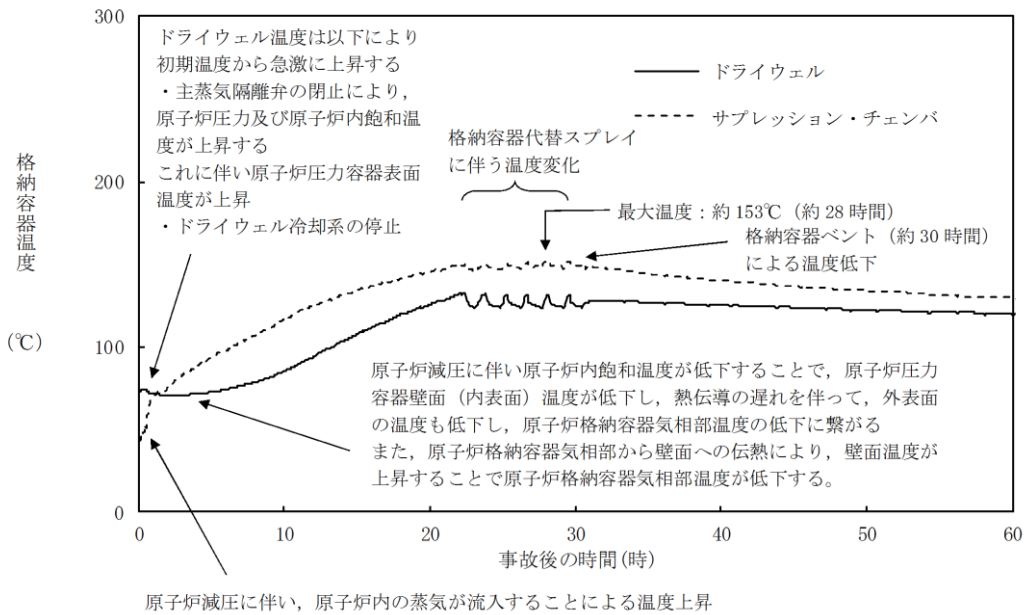


図 4. 1. 1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

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을考慮しない場合	フィルタの効果을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 L O C A 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。

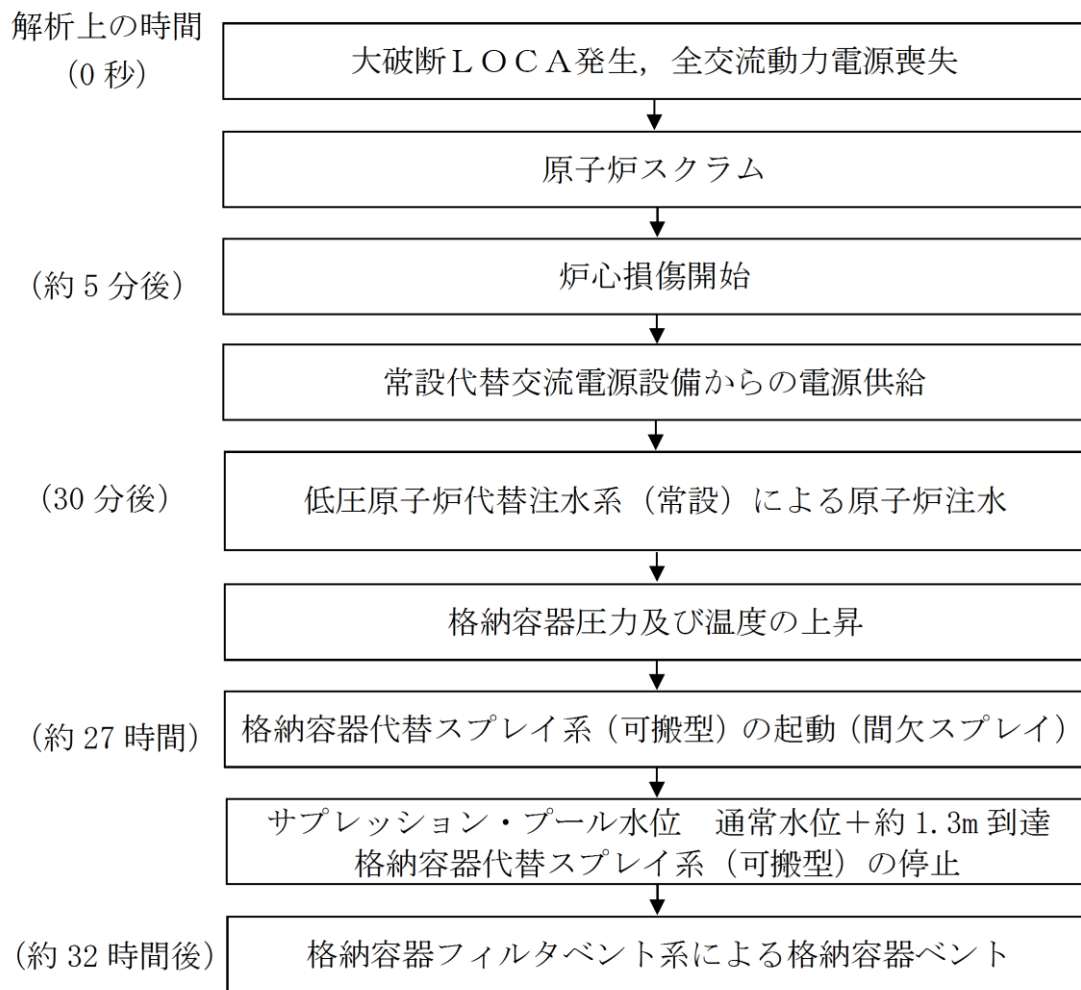


図 4.1.2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」のシナリオの概要

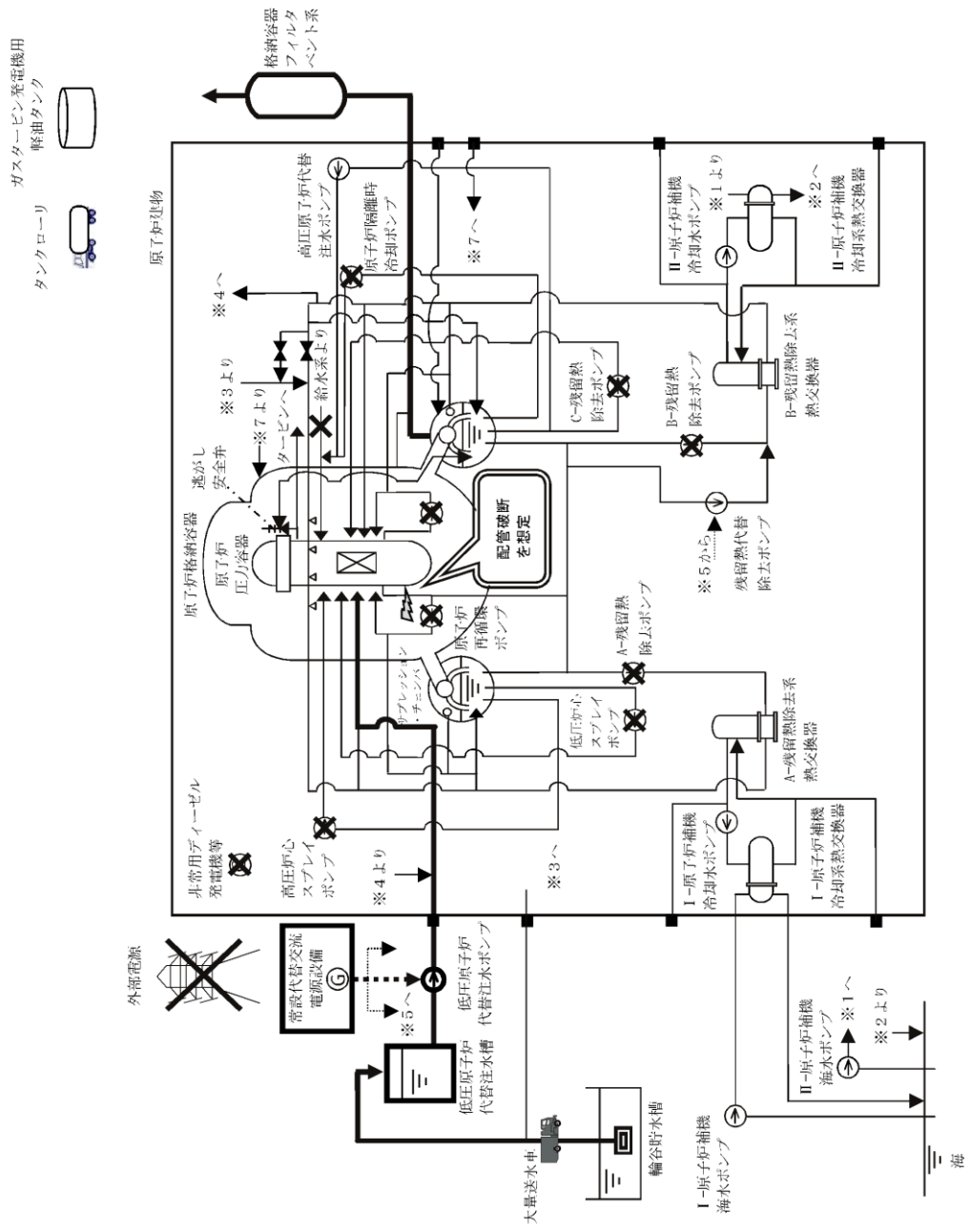


図 4.1.2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における系統概要図

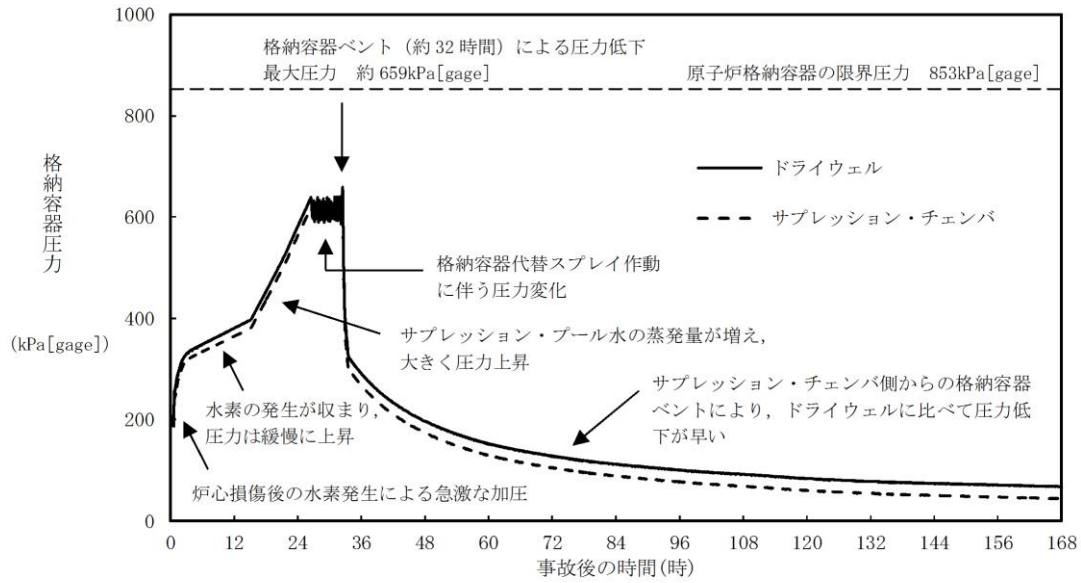


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

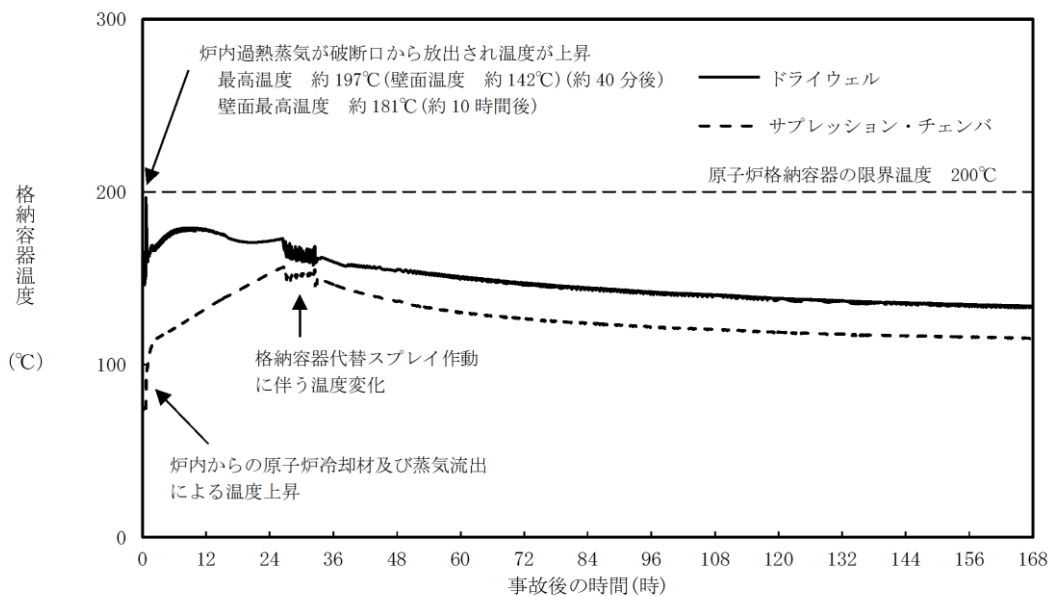


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

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

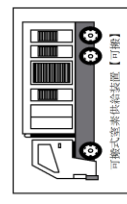
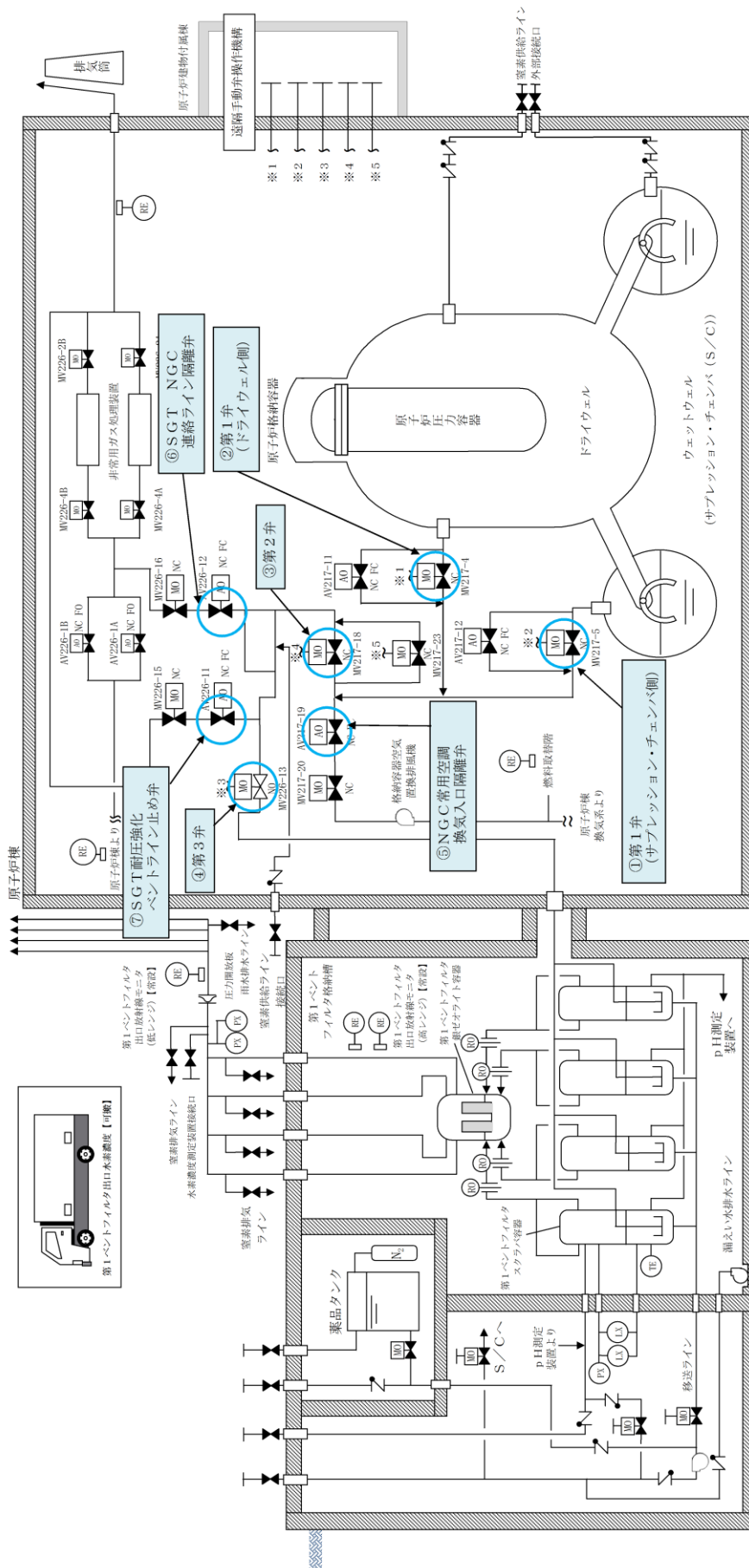


図 4.1.3-1 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

(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	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・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 384kPa [gage] から 334kPa [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）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷を判断した場合は、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、サブプレッション・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、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 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

炉心状態	実施判断基準
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合(384kPa[gage]以下維持不可)
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合(1.5Pd以下維持不可) (別紙41)
	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達
	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)
	可搬式モニタリング・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、炉心損傷後の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。

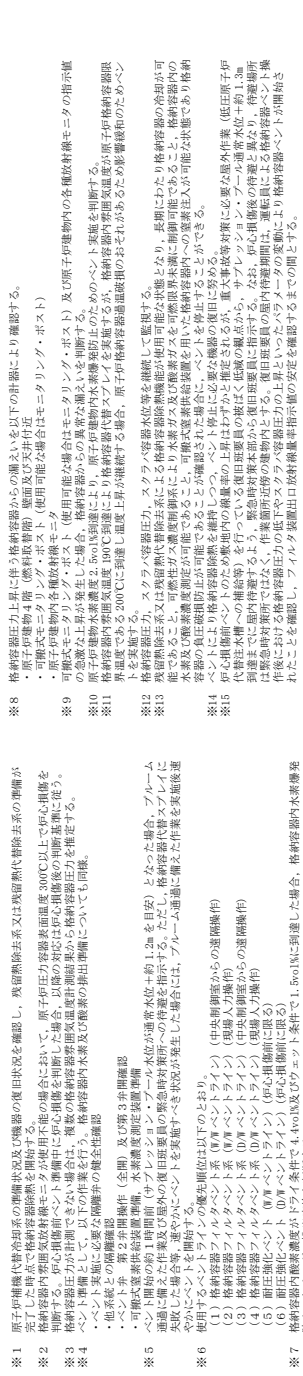
重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系(常設)及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系(可搬型)がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

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。



※1 原子炉補償代管冷却系の稼働状況及び機器の復旧状況を確認し、真澄熱除去系又は真澄熱代管除去系の稼働が充分確保されていると判断された場合、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※2 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※3 真澄熱除去系又は真澄熱代管除去系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※4 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※5 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※6 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※7 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※8 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※9 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※10 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※11 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※12 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※13 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※14 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

※15 原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

原子炉補償代管冷却系が稼働している状態で、原子炉圧力監視装置で300℃以上の増大を指示する。

図 4.1.3-2 ベント実施の判断フロー

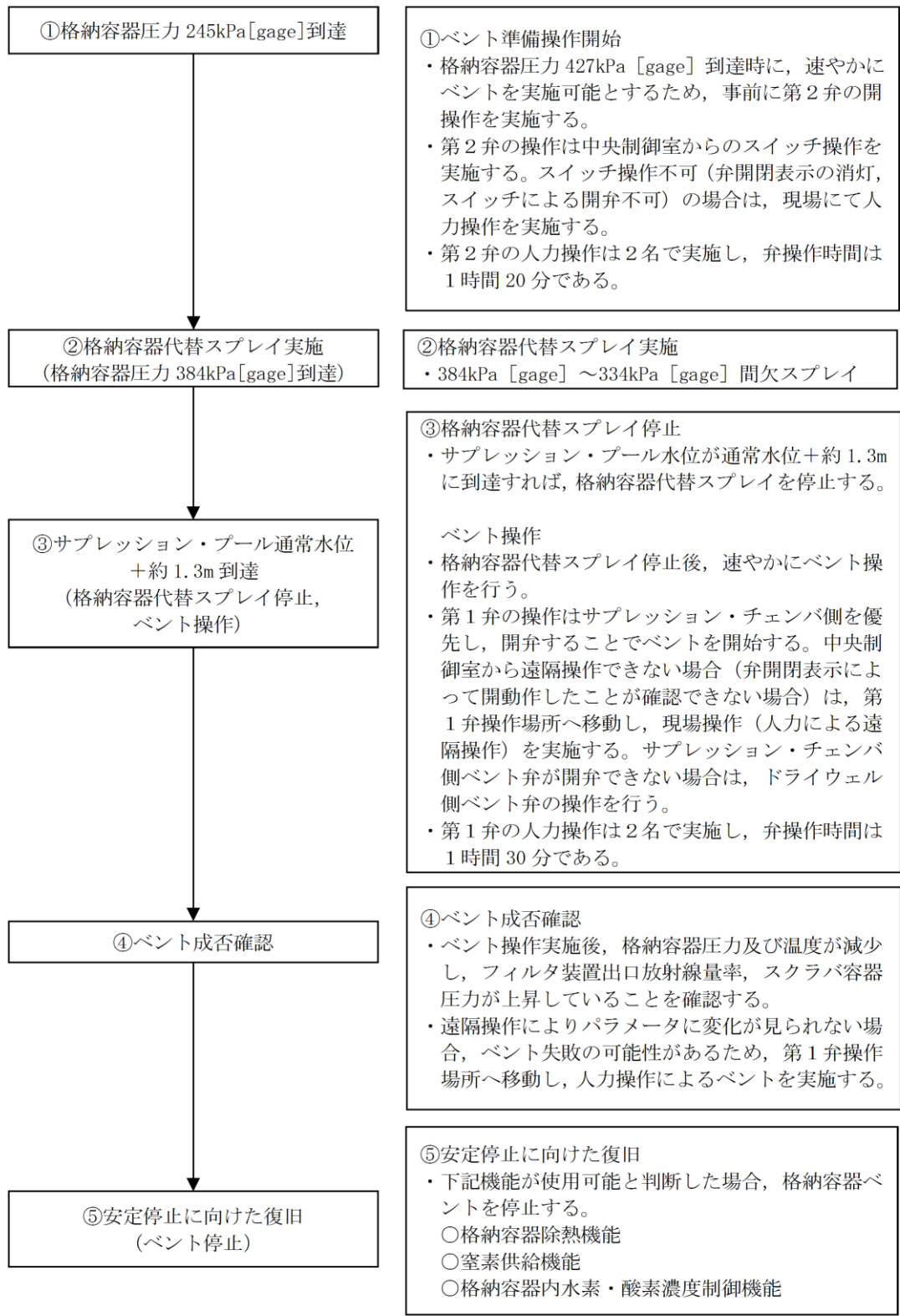


図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー

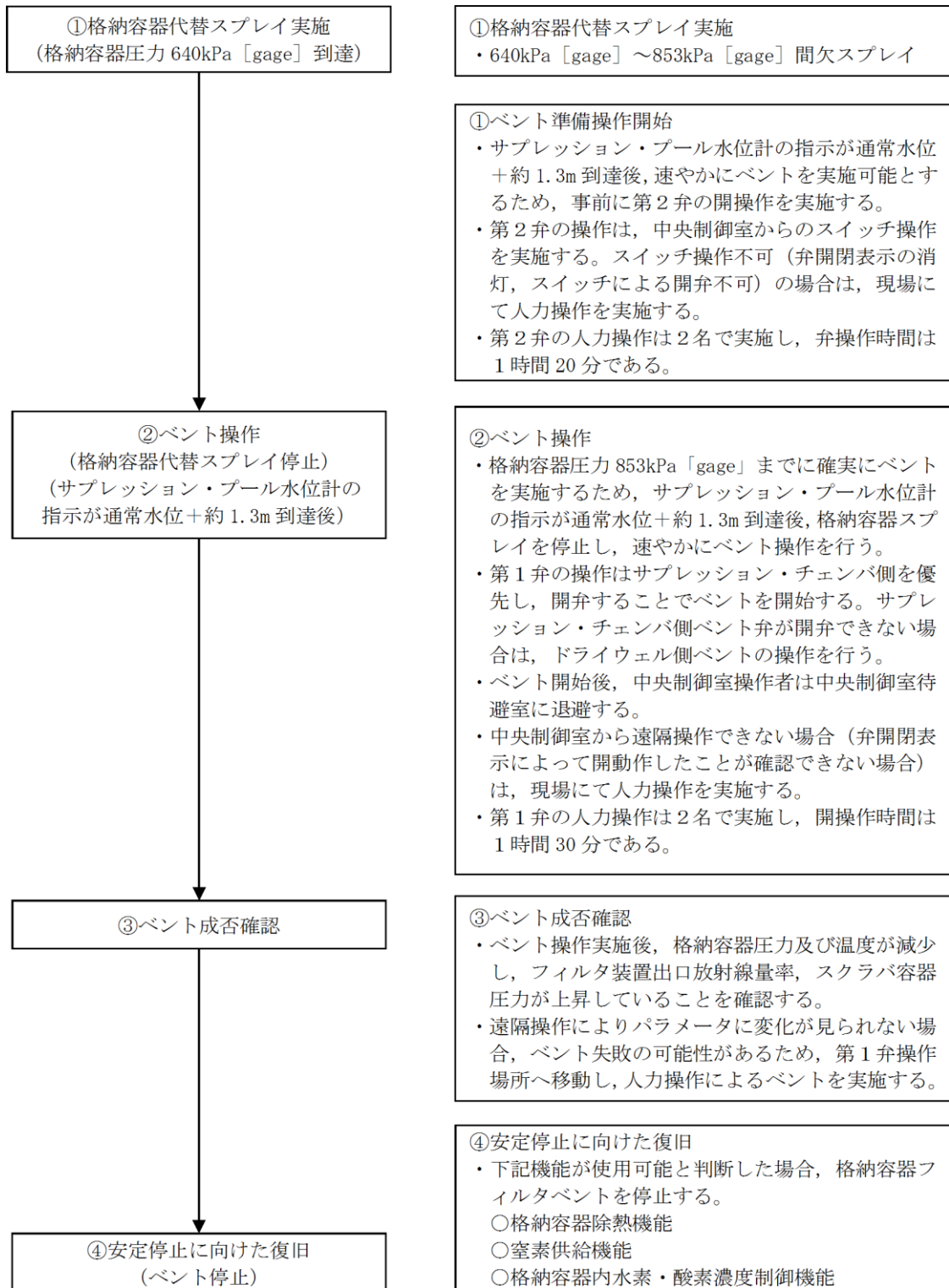


図 4.1.3-4 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(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。

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（PF50）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 4.1.3-6 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※ ²	準備時間	ベント時間※ ¹
高圧・低圧注水機能喪失	約 16 時間	約 1 時間 20 分	約 30 時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約 14 時間	(245kPa[gage])	約 30 時間
LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)	約 15 時間	到達後から)	約 27 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。

※² : 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※ ²	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。

※² : 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)

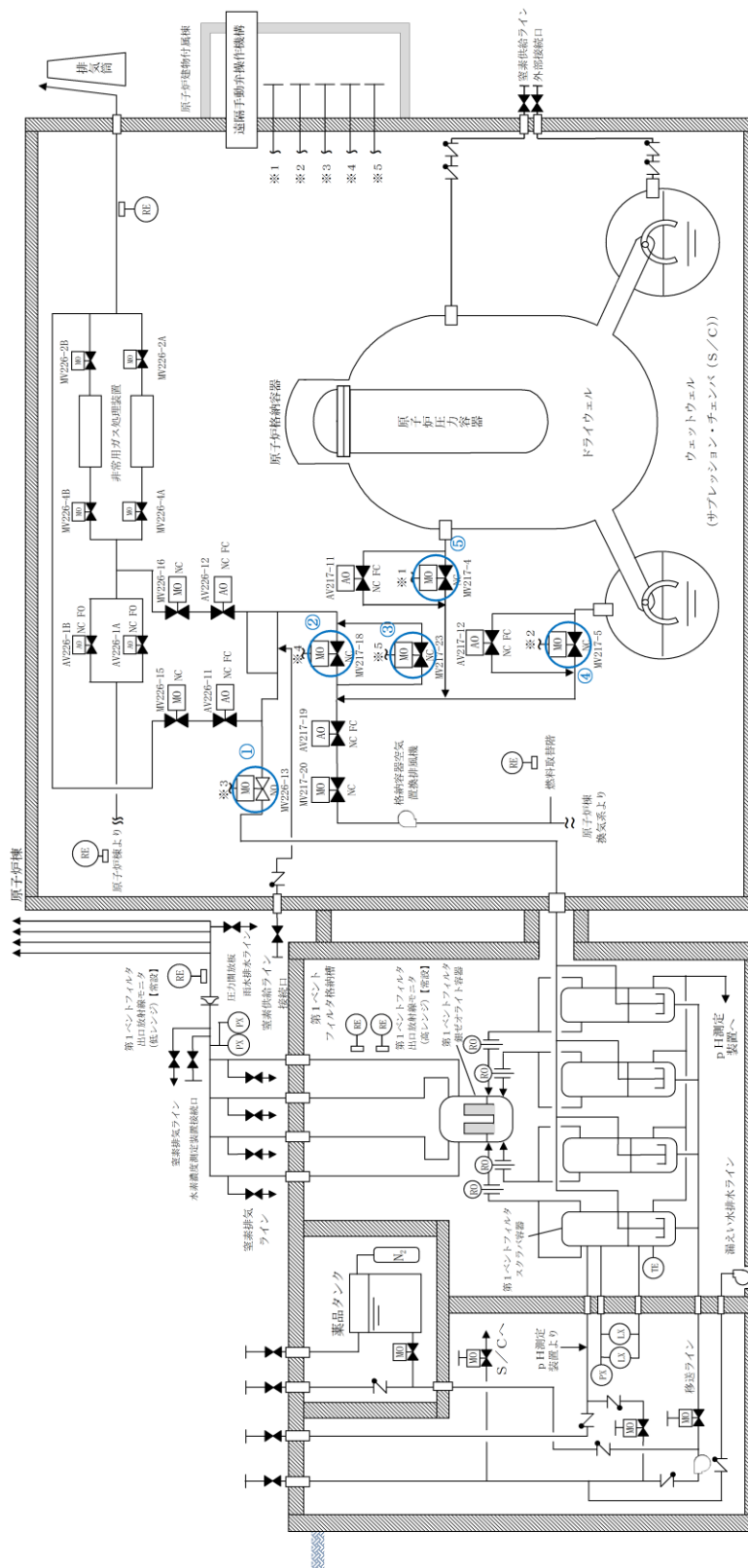


図 4.1.3-5 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)

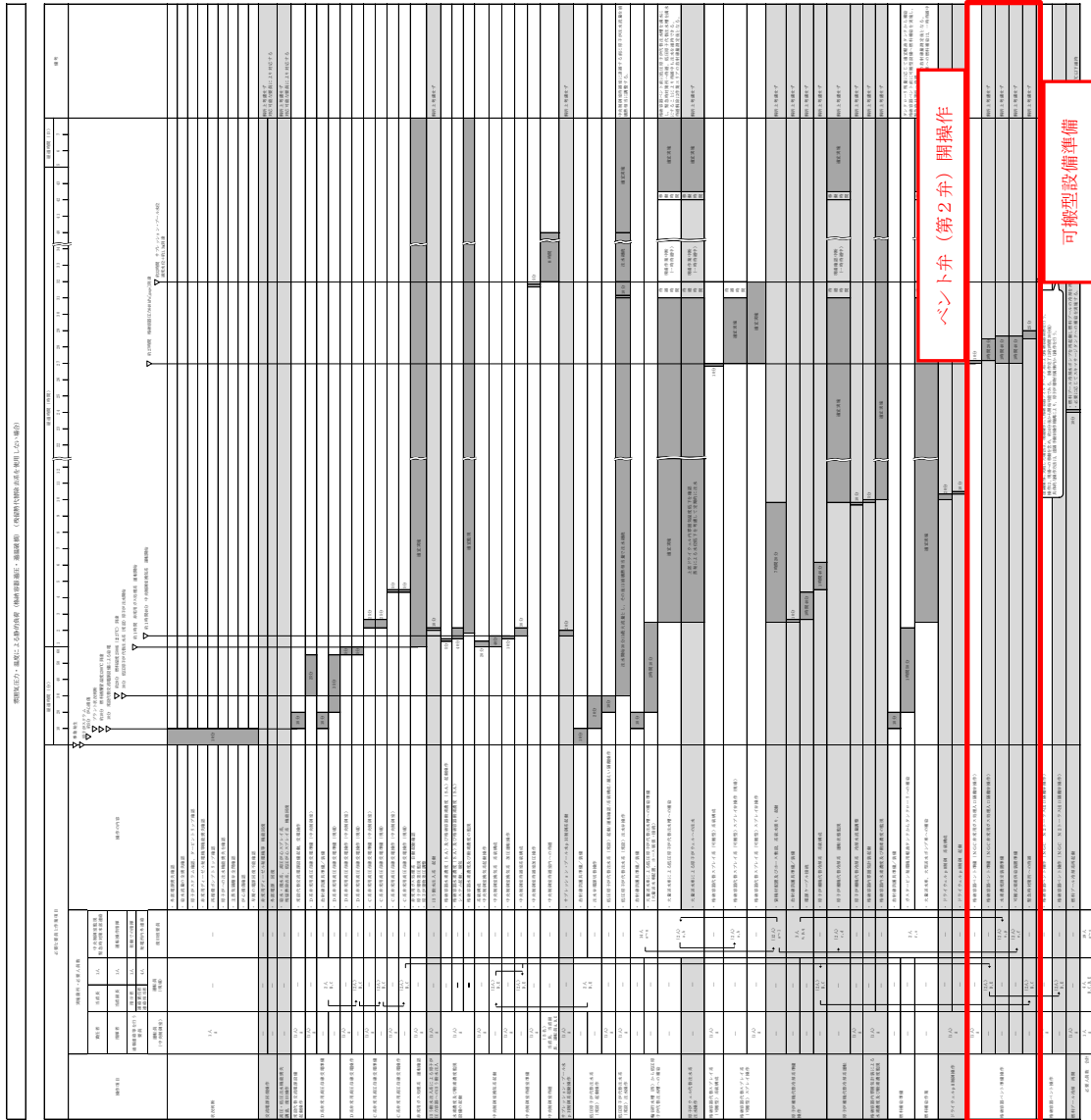


図 4.1.3-7 雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器の健全性を確保するため、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。

(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) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷がない場合は、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ため、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)

(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（原子炉建物附属棟）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 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※3 【炉心損傷後】 2.2mSv/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（PF50）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
- ・ 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。（別紙 53）

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。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション※及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
 - ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること
- ※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

1. ベント停止操作

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	427kPa [gage]以下であること及び 171℃以下であること。
格納容器温度	
格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。
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】 2.2mSv/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。
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】 5.0mSv/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。
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（PF50）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	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。
格納容器温度	
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。

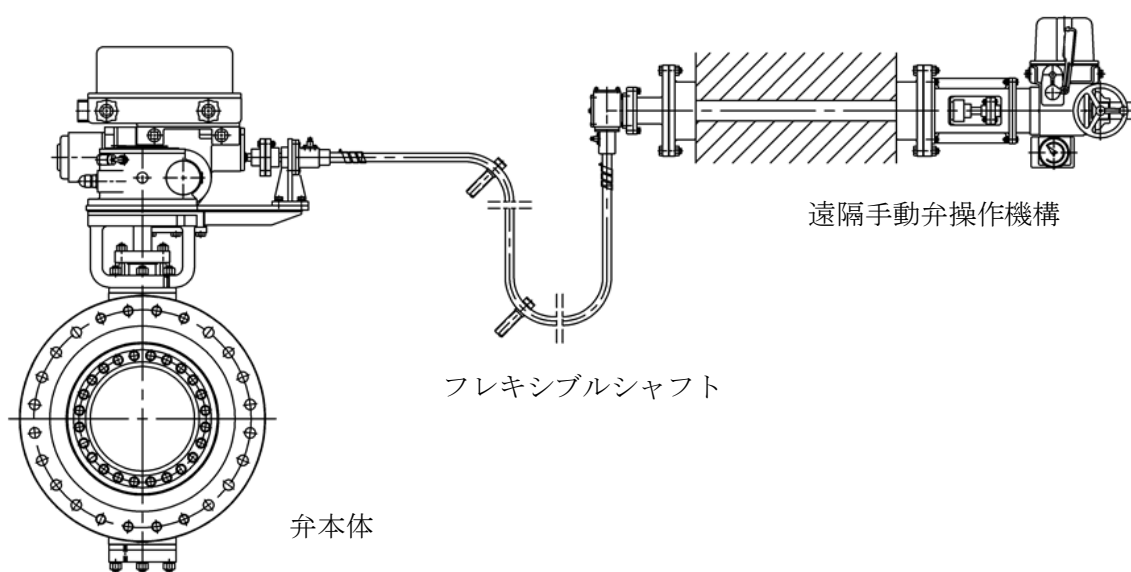


図 4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図

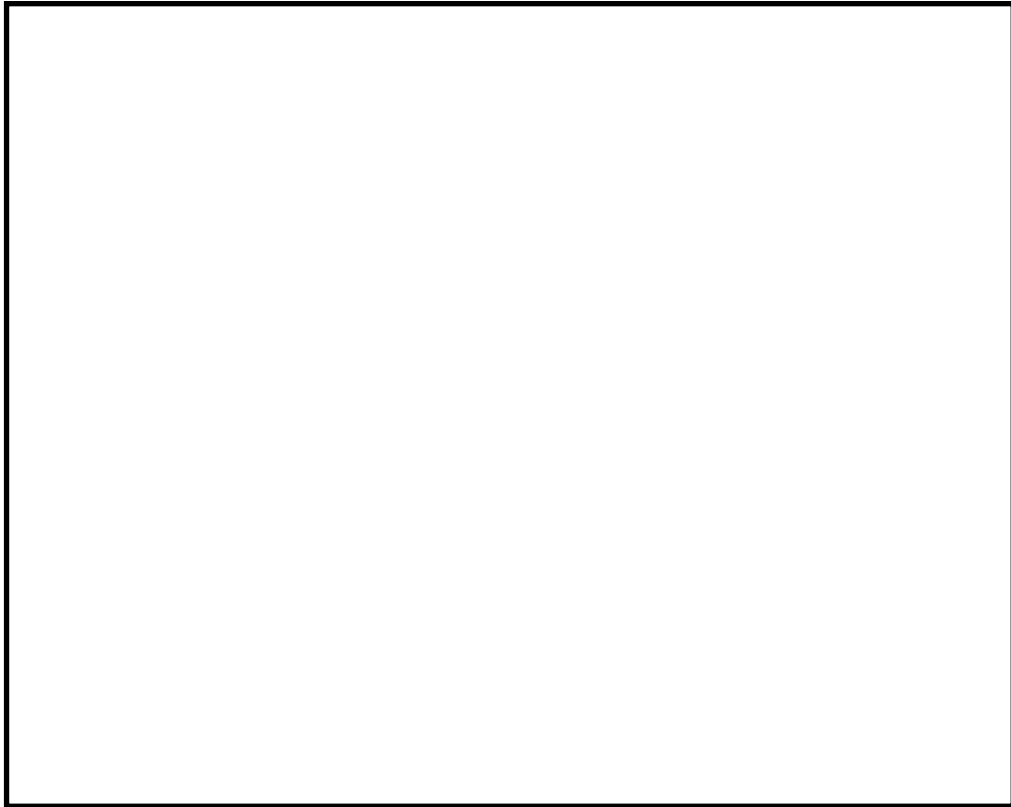


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(1/3)

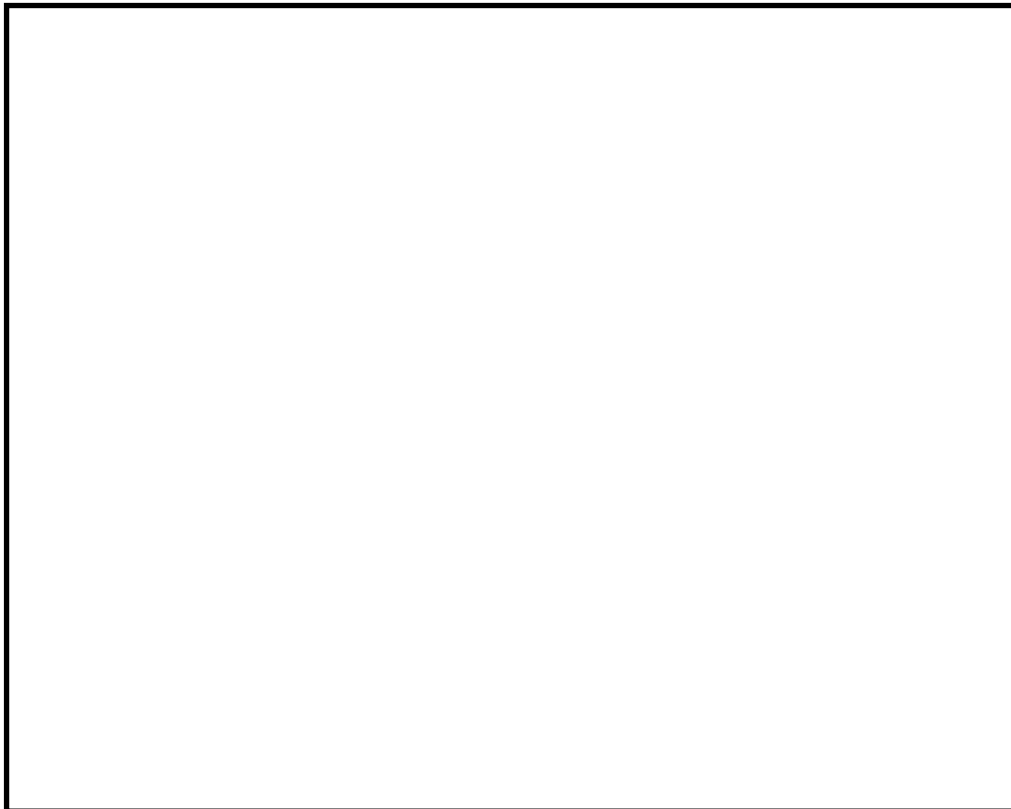


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(2/3)

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。

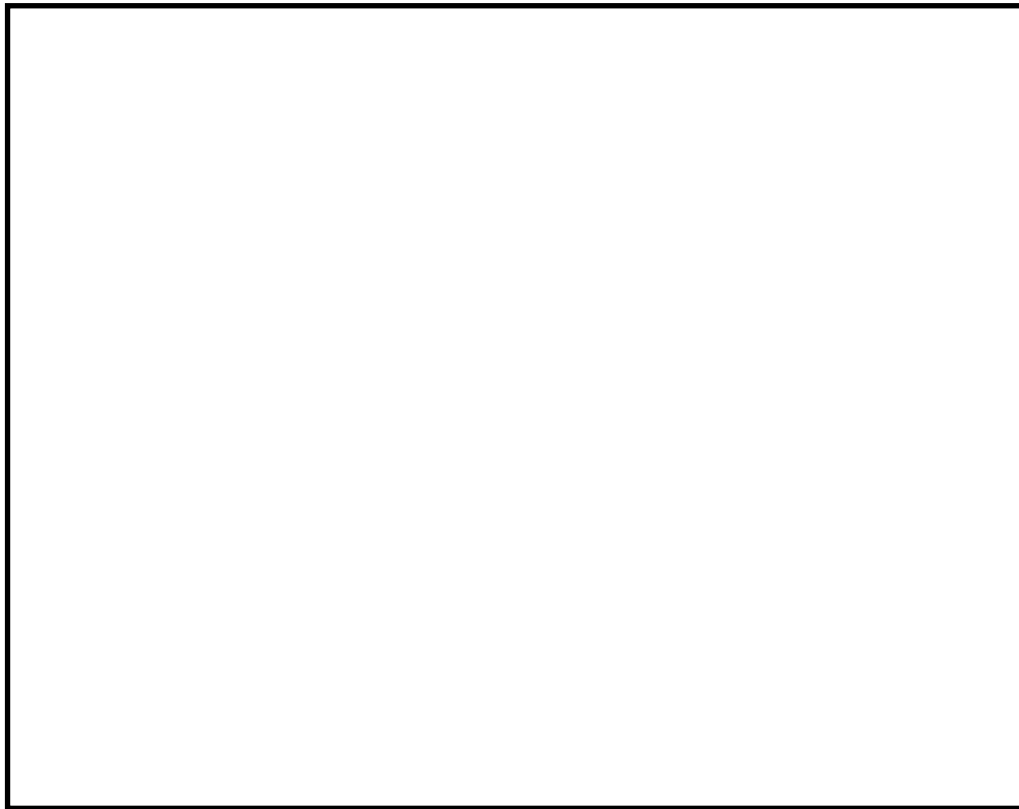


図 4. 2. 1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(3/3)

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は、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。

また、スクラビング水の排水操作後は、薬品タンクから薬剤の補給を行う。

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の詳細位置を図 4. 2. 2-3 に示すとともに、作業環境を表 4. 2. 2-1 に示す。

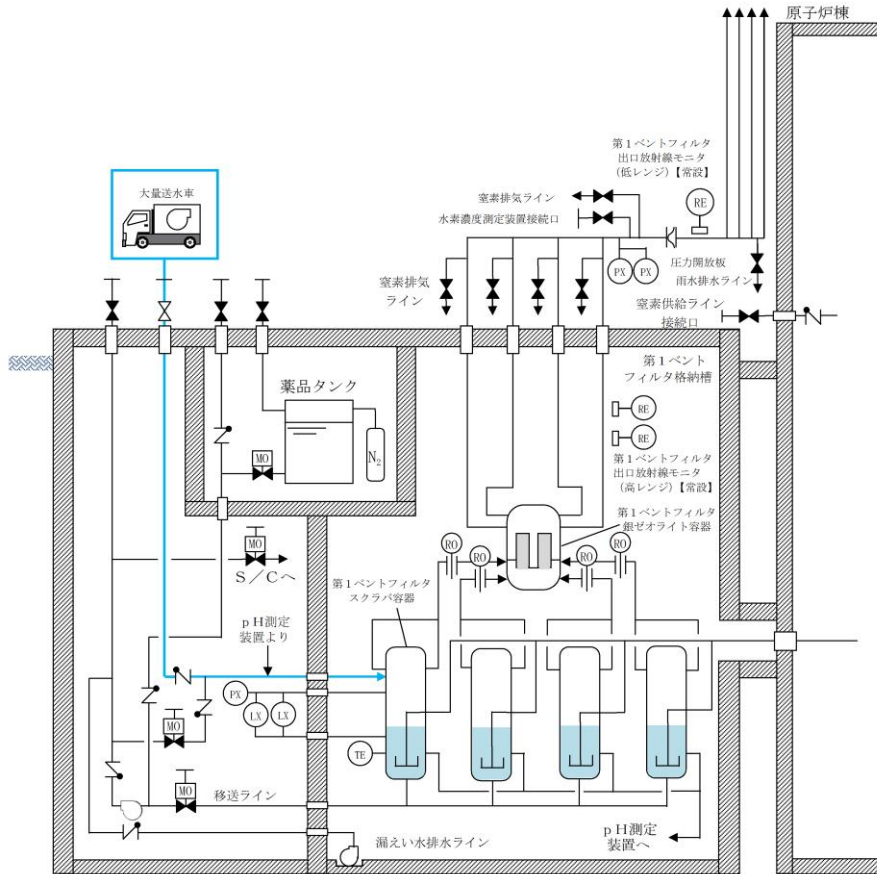


図 4. 2. 2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

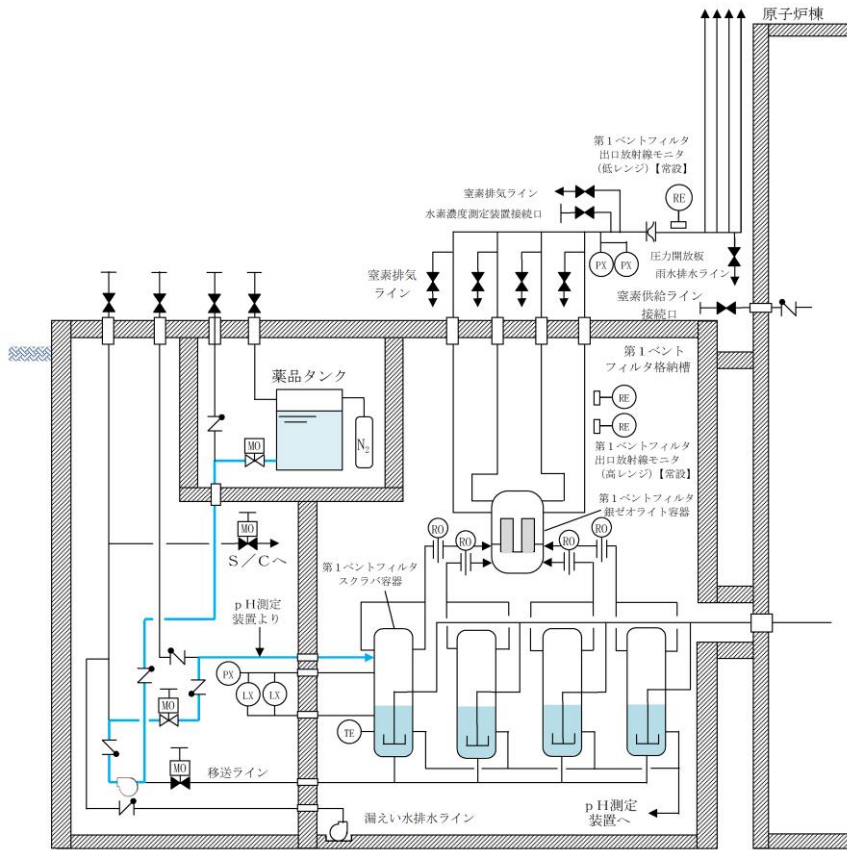


図 4. 2. 2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図

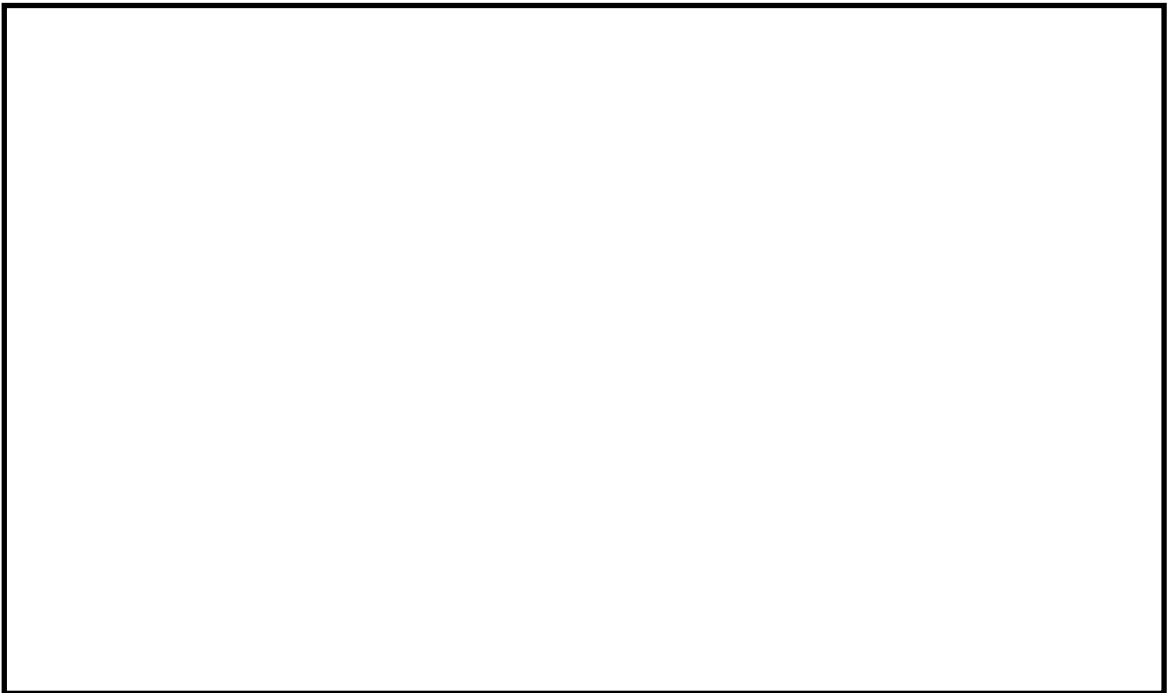


図 4.2.2-3 スクラビング水補給接続口位置

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】 5.0mSv/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（PF50）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，サブプレッション・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。

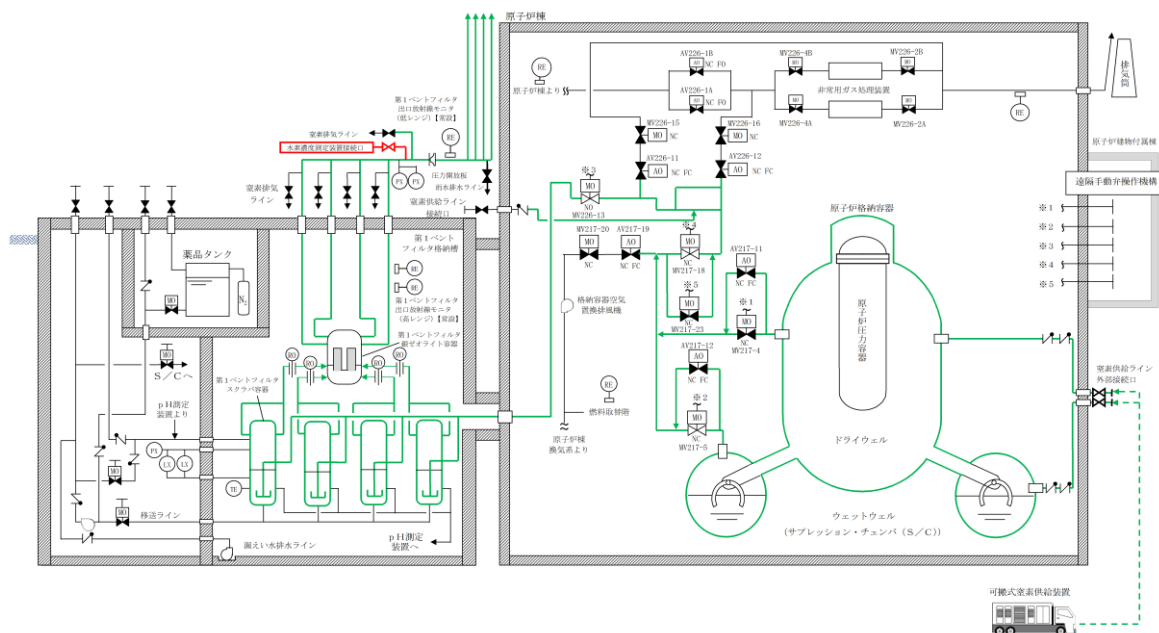


図 4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

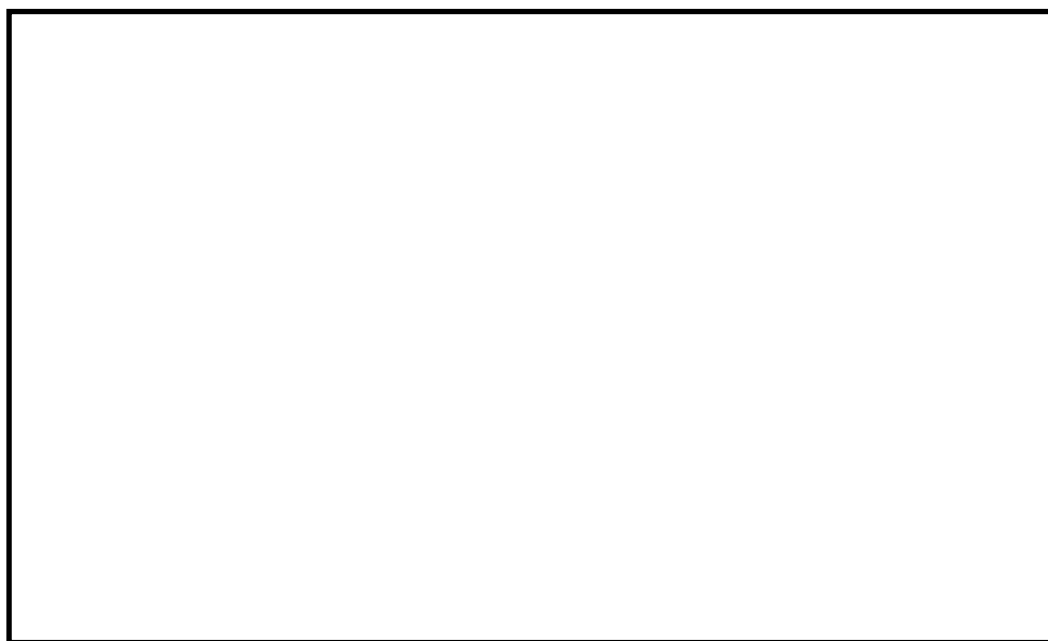


図 4.2.3-2 窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所の設置位置

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、格納容器の状態を確認の上、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。

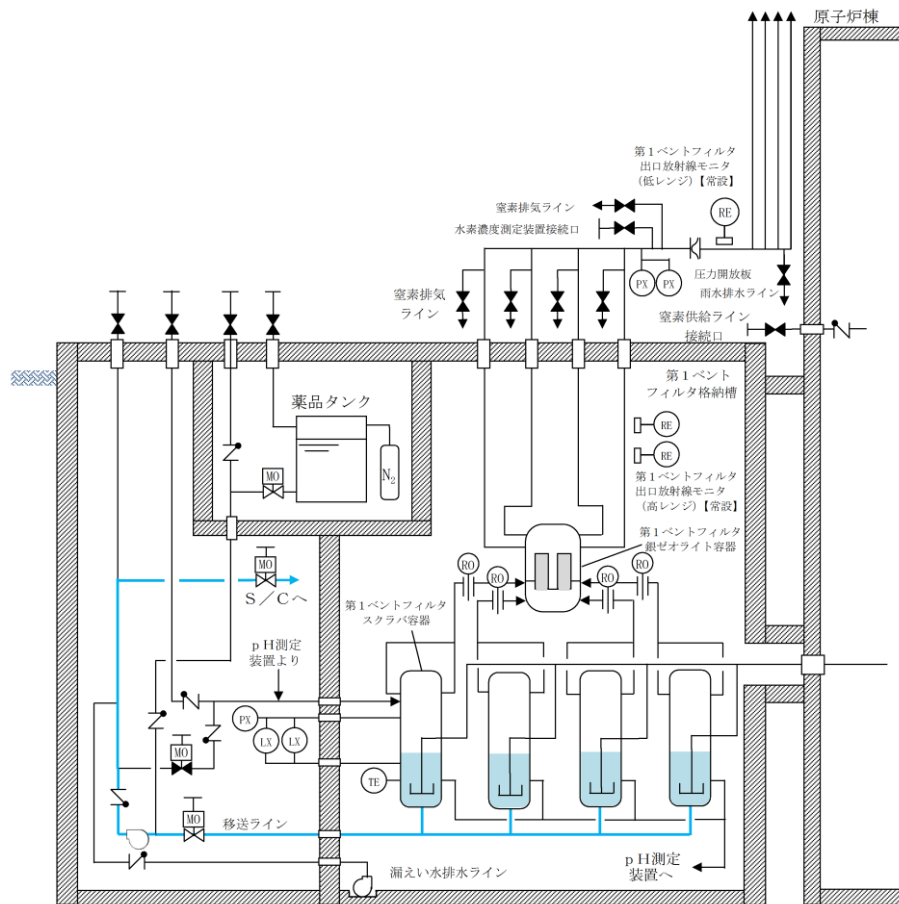


図 4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図

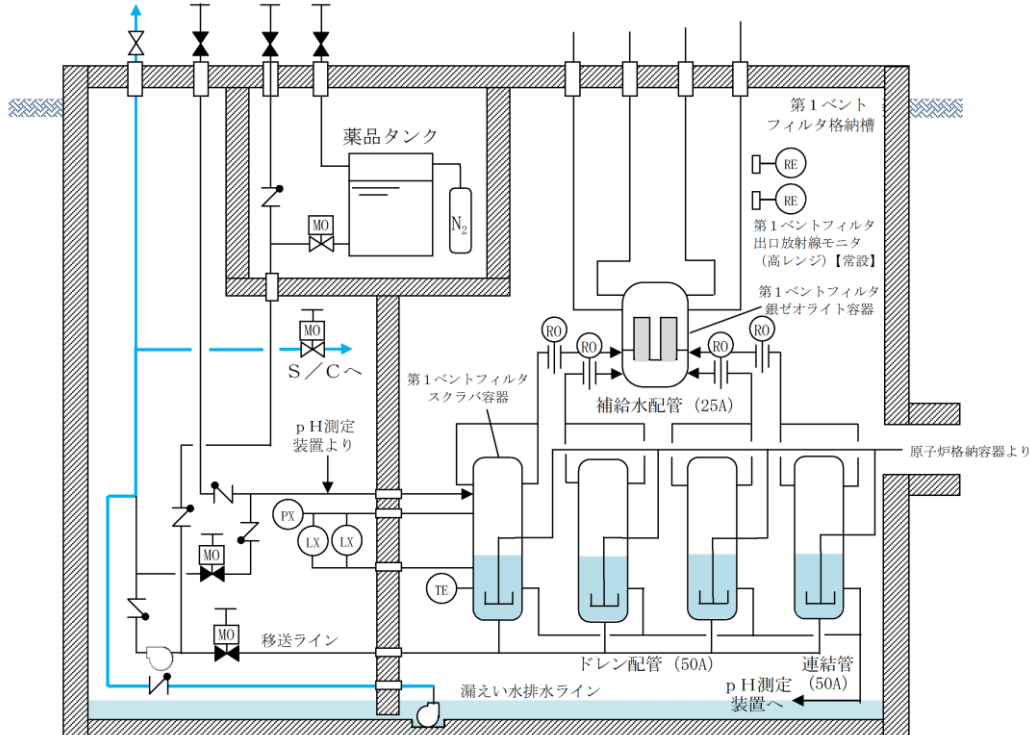


図 4.2.4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

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ー冷却系（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ーを可能とする。
- ・ 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ー系（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ー操作を行い、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。

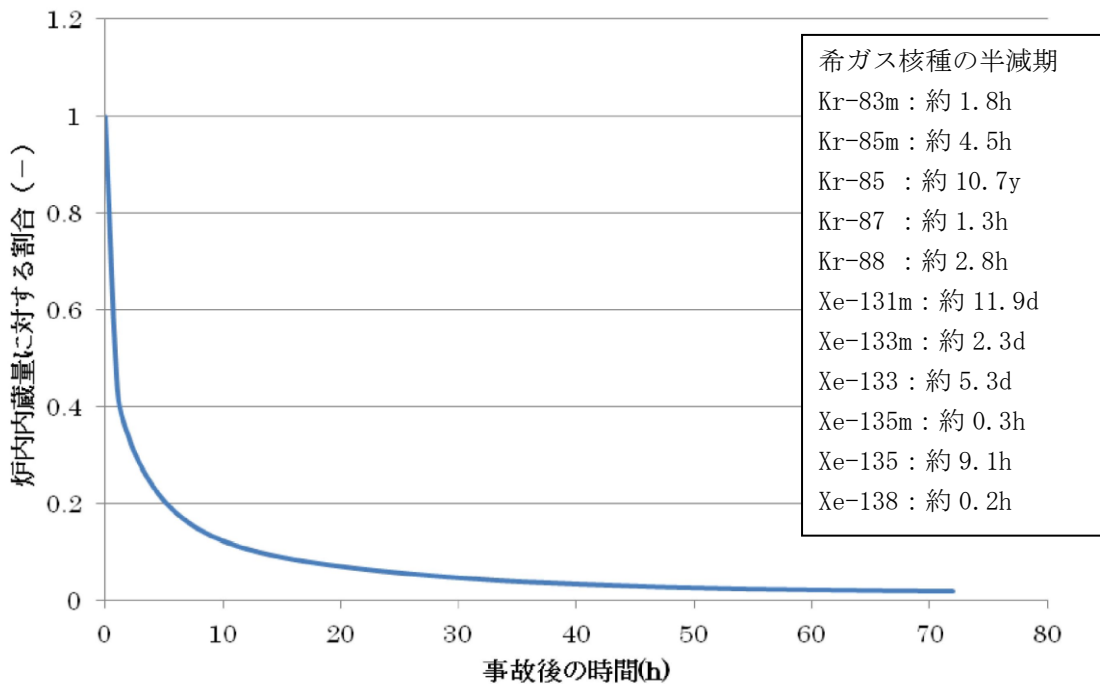


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

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。

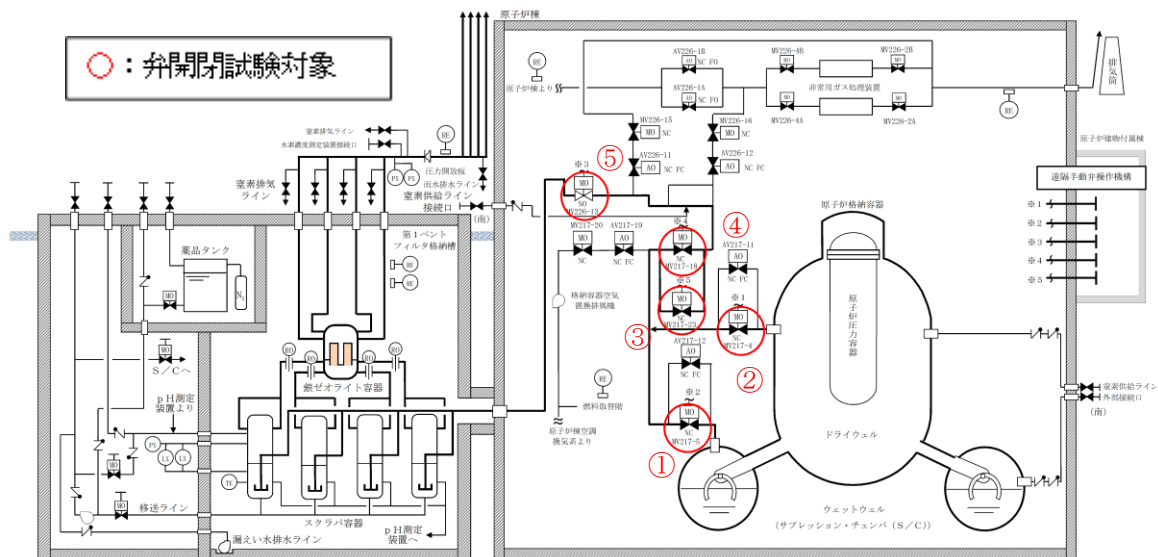


図 4.5-1 弁閉閉試験概要図

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] (窒素パージ 圧力)	常温	1C	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ジ圧力(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)		10C	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)		10C	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)

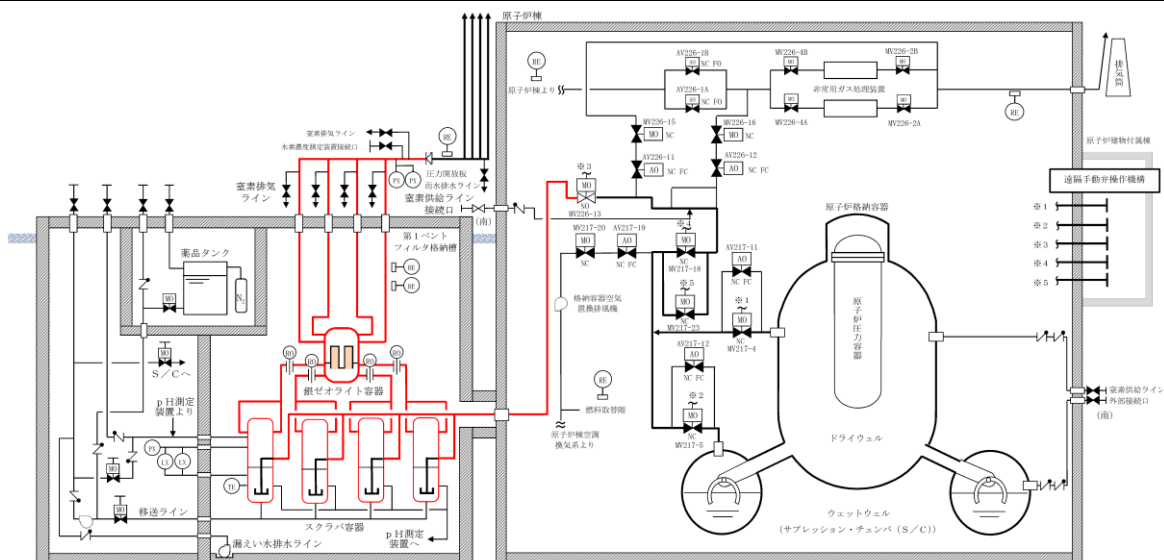


図 4.5-2 漏えい試験概要図

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エル及びサブプレッション・チェンバの気相部にスプレイし、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。ドライウエ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第1ベントフィルタ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第1ベントフィルタ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、同様に地下の第1ベントフィルタ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)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、遮蔽又は隔離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、機器等は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置し、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。

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

島根原子力発電所の敷地は、北側を日本海に面し、他の三方を標高 150m 程度の山に囲まれた特徴を有している（図 1 参照）。この地形の特徴を踏まえた格納容器フィルタベント系からの放出位置の妥当性を確認するため、発電所敷地内気象観測データ及び敷地内・敷地周辺の地形を模擬した風洞実験^{※1}結果を用い、放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較や地表濃度の比較を検討実施した。

また、島根原子力発電所 2 号炉においては、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する際、サプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、「W/Wベント」という。）の他に、ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、「D/Wベント」という。）を実施することも可能である。

ここでは、炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事故シーケンスにて、ベントライン（W/WベントまたはD/Wベント）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。

※ 1 「島根原子力発電所敷地改変及び気象年変更に関する風洞実験」（平成 30 年 9 月，財団法人 電力中央研究所）

(1) 放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較

格納容器フィルタベント系排気管放出（EL. 約 65m）と主排気筒放出（EL. 約 130m）とした場合の相対濃度及び相対線量の比較を表 1 に示す。この結果より、相対濃度及び相対線量が地上放出に比べて大幅に低減されること及び格納容器フィルタベント系放出と主排気筒放出の差が敷地境界においても限定的であることを確認している。

表1 相対濃度 χ/Q (s/m^3) 及び相対線量 D/Q (Gy/Bq) の比較

	大気拡散条件 (敷地境界)		
	①地上放出	②フィルタベント排 気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)
気象指針に 基づく 97% 値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース) $D/Q : 2.1 \times 10^{-18}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%) $D/Q : 4.9 \times 10^{-19}$ (基本ケースの約 23%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%) $D/Q : 2.5 \times 10^{-19}$ (基本ケースの約 12%)

※2 「発電用原子炉施設の安全解析等に関する気象指針」に基づき 2009 年の毎時の風向、風速及び大気安定度など気象データ等を用いて計算 (累積出現頻度 97%値)

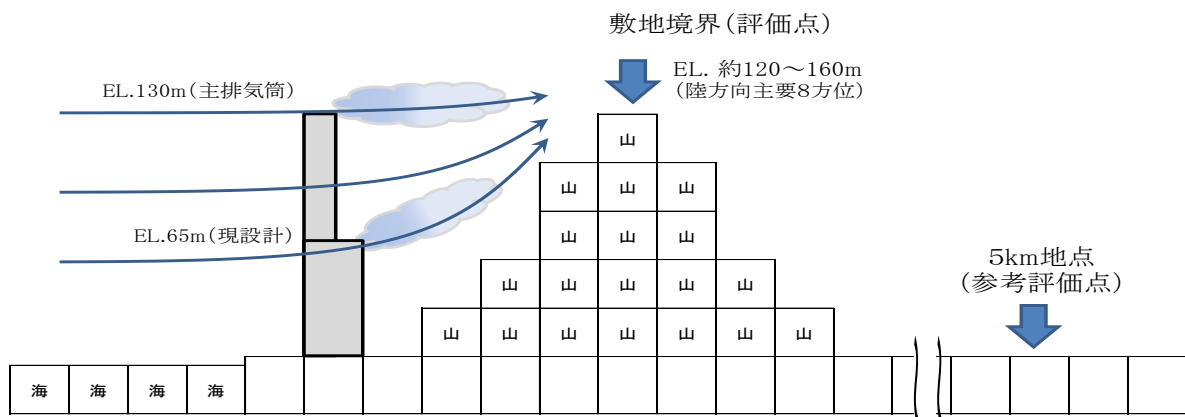


図1 島根原子力発電所周辺の地形イメージ

(2) 放出位置別の地表濃度の比較

放出位置別の地表濃度への影響を方位別に確認するため、風洞実験で得られた敷地境界及び5km地点での地表濃度結果を方位別に読み取り（図2参照）、格納容器フィルタベント系排気管放出時の地表濃度を1に規格化した相対値を算出した。表2にその結果を示す。

主排気筒放出時の敷地境界での相対値は平均が約0.7であり、格納容器フィルタベント系排気管放出時よりも低いが、風向によって約0.3から約1.5と相対値が変わる結果となり、風向によっては格納容器フィルタベント系排気管放出時のほうが低い場合もあることがわかった。主排気筒放出時の相対値が1を超えるケースは、風下側の敷地内（近距離）に主排気筒より標高が高いエリアがあり、敷地境界の標高も高いこと等によるものであると考えられる。

5km地点での相対値の平均は約1.0で、敷地境界での相対値の平均よりも高く、放出地点からの距離が長くなることで、放出位置の違いによる影響は全般的には少なくなることがわかった。

なお、表2において、地形の特異性がみられる（相対値が1を大きく超える）風下方位が西南西の地点の値を除いたうえで、再度、地表濃度の相対値の平均を算出すると、敷地境界では約0.6(0.611)、5km地点では約1.0(0.977)となり、放出地点からの距離による放出位置の影響が少なくなる結果に大きく影響しないことがわかった。

以上に示すとおり、発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いは敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響はさらに小さくなることがわかる。

表2 主排気筒放出時の地表濃度の相対値(フィルタベント排気管放出時の地表濃度を1とした場合)

風下方位 (陸方向) 評価点	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西
敷地境界	平均値 約 0.7 (0.685)											
	1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9
5km 地点	平均値 約 1.0 (0.982)											
	1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0

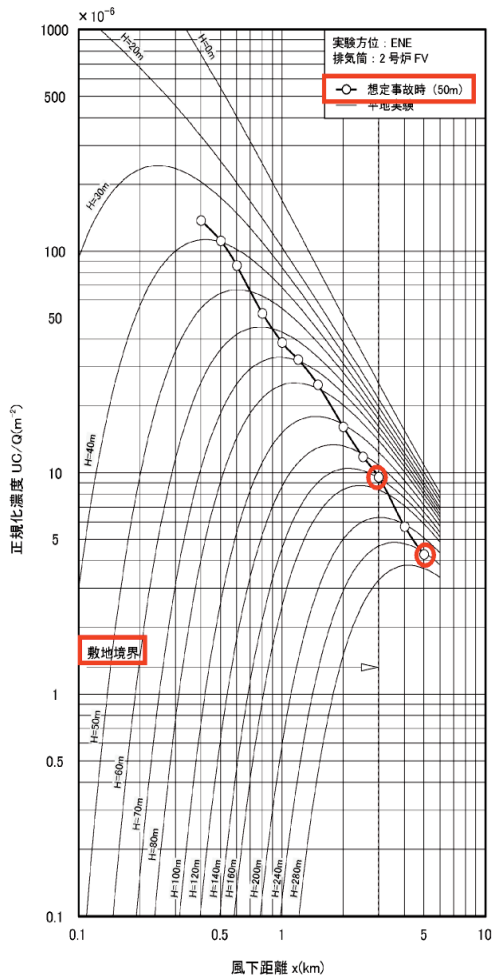


図 2-1 風洞実験結果（フィルタベント排気管放出）の例

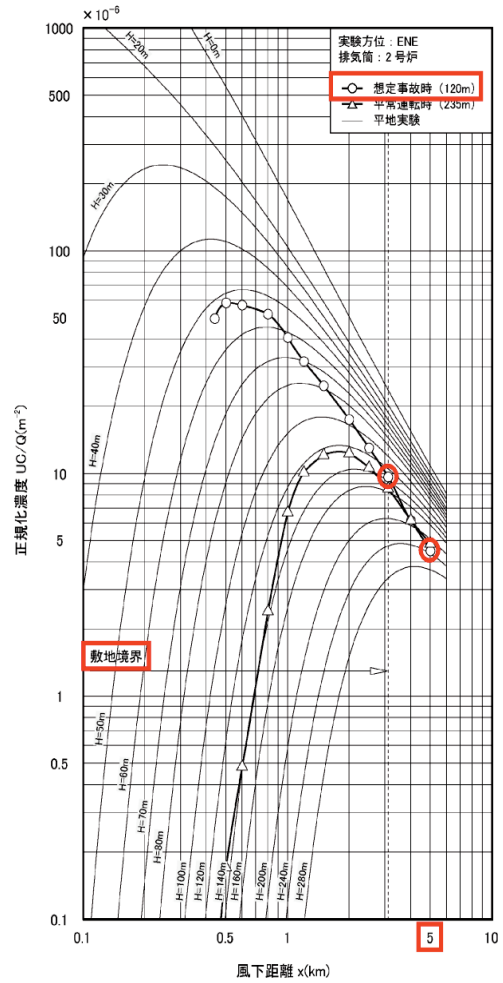


図 2-2 風洞実験結果（主排気筒放出）の例

(3) 放出位置別の風向出現頻度の比較

敷地内で観測された、格納容器フィルタベント系排気管放出 (EL. 約 65m) と主排気筒放出 (EL. 約 130m) における風向出現頻度を表 3 に示す。各標高における風向出現頻度を比較すると、陸側の大部分の方位において差は 5 % 未満となっており、各標高で風向の現れ方に大きな差は見られなかった。

従って、放出位置の違いによる風向の影響は小さいと判断できる。

表 3 風向出現頻度

気象年：2009 年 1 月～2009 年 12 月

風下方位 標高		東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西 (海)	北 (海)	北北東 (海)	北東 (海)
		EL. 約 65m	風向 出現 頻度 (%)	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2
EL. 約 130m	風向 出現 頻度 (%)	6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4

(4) ベントラインの違いによる影響

W/WおよびD/Wベントラインにおける敷地境界被ばく評価結果を図3に示す。ここでは、ベントラインの違いによる影響を明確にするため、大破断LOCA(W/Wベント)シナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

大破断LOCA(D/Wベント)シナリオ時の相対値は約1.1となった。このことから、ベントラインの違いによる敷地境界外の被ばくへの影響は限定的であると考えられる。

<影響評価ケース>

- a. ウェットウェル(W/W)ベントケース(図4-1)
約32時間後にW/Wからのベントを実施
- b. ドライウェル(D/W)ベントケース(図4-2)
約32時間後にD/Wからのベントを実施

○希ガス

希ガスについては、W/Wベントにおいてもスクラビングによる除去は期待できないため、ベントラインの違いによる希ガス放出量には差異がほぼない。ベント時の希ガス放出量に関してD/WベントのケースはW/Wベントケースの約1.0倍となる。

○よう素

D/Wベントでは、W/Wスクラビング効果がなくなり、よう素放出量は増加する。敷地境界での内部被ばくに関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約1.1倍に増加する。

○Cs-137

D/Wベントにおいては、ベント時のW/Wスクラビング効果がなくなり、Cs-137放出量は増加する。ベント時のCs-137放出量に関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約1600倍に増加する。

以上に示すとおり、D/Wベントとすることで、内部被ばくを含めた総被ばく量が増加する。また、Cs-137放出量も増加することから、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

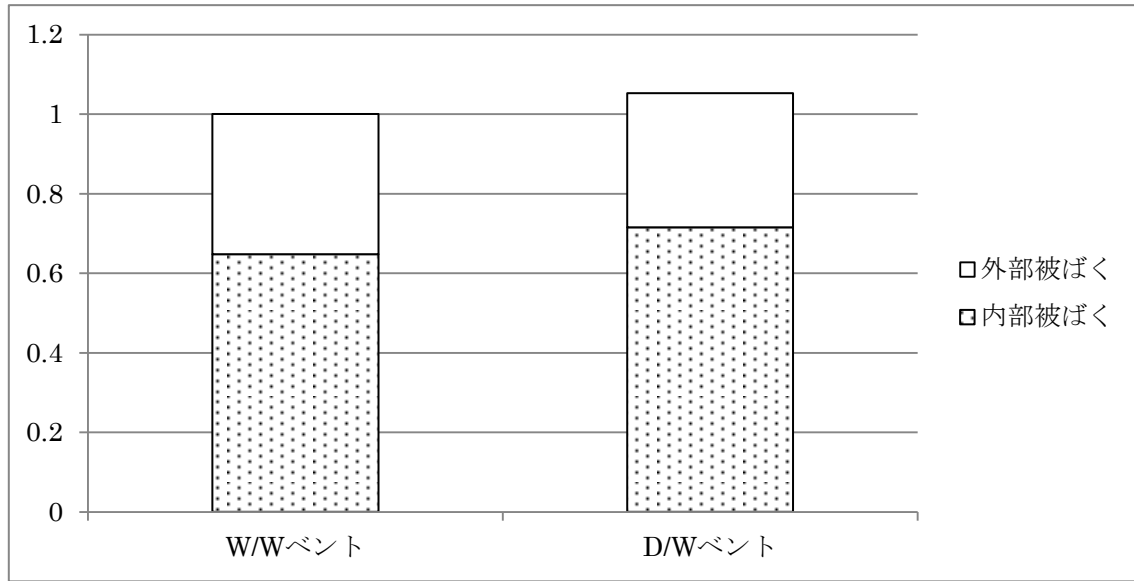


図3 敷地境界における被ばく量の相対値(ベントラインの違いによる影響)

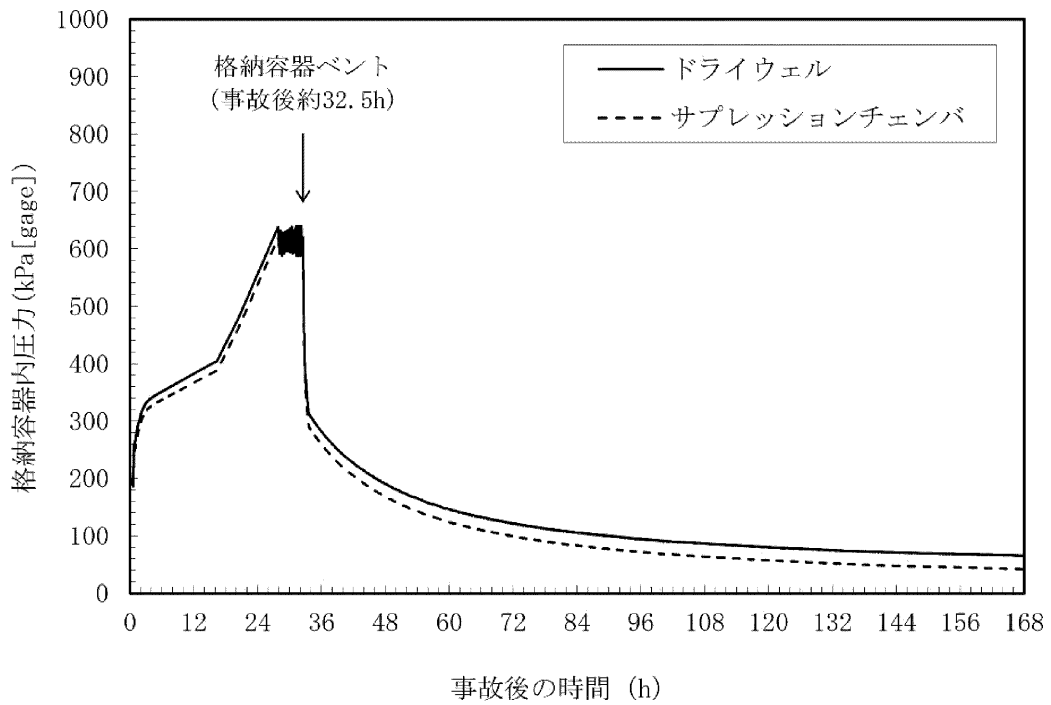


図 4-1 W/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

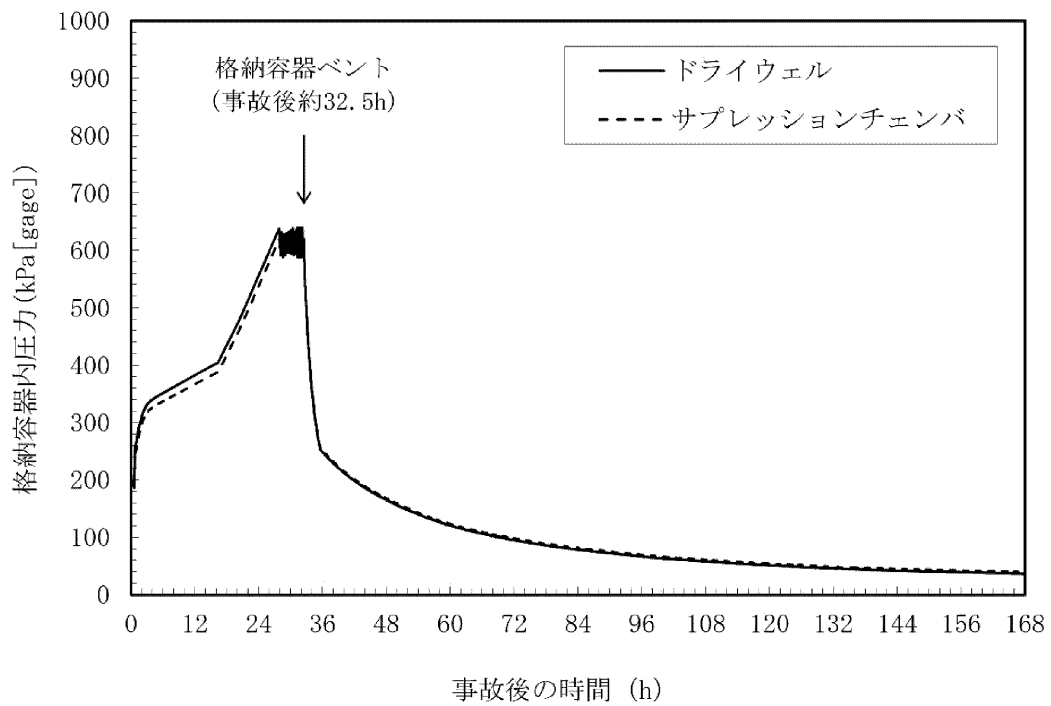


図 4-2 D/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

(5) まとめ

敷地境界における被ばくについてベントラインの変更による影響は限定的である。また、被ばく量及び長期にわたる土壤汚染を抑制する観点では、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、島根原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的である。

水素の滞留に対する設計上の考慮について

炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合には、ジルコニウム-水反応等で大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これを考慮し、島根 2 号炉を含む BWR プラントにおいては、プラント通常運転中に原子炉格納容器内を窒素で不活性化しており、水素爆発を防止する設計としている。

格納容器圧力逃がし装置である格納容器フィルタベント系は、同様の設計思想で、プラント通常運転中は系統内を窒素で不活性化し、排出経路での水素爆発を防止する設計としている。また、ベント後収束モードにおける水素爆発防止対策として、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、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ができる設計としている（別紙 32）。水素濃度測定装置は、水素が系統内から確実に排気されていることを確認するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

(1) 系統の水素爆発防止対策

系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。

- a. 格納容器フィルタベント系の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、水素の滞留やドレン溜まりが出来ないようなルート構成としている。具体的には、出来るだけローポイント・ハイポイントが出来ないルート構成とし、ハイポイントからは連続下り勾配、ローポイントからは連続上り勾配になるように設定している。格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 1、配管ルート全体鳥瞰図を図 2-1 から図 2-3 に示す。
- b. 主配管から分岐している枝管については、「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン (第 3 版)」に基づき評価設計し、水平枝管 (水平及び上り勾配)、上向き枝管もしくは組合せ枝管に該当する箇所についても換気可能な構成としている。

他系統との隔離弁のうち、原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) 及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁 (AV226-11) までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。また、非常用ガス処理系との隔離弁 (AV226-12) までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるベントラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第 1 弁 (MV217-4) までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短い

- ため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第1弁（MV217-5）までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。（図2-2参照）
- c. 容器についても、「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」の考え方を準用して評価設計している。上向き枝管に相当する銀ゼオライト容器のマンホール部については、容器に保温施工を行うことにより、放熱により蒸気が凝縮し水素が蓄積することを防止し、また閉止端までの長さが短いことから、マンホール部頂部までガスが循環し、換気可能と評価している。
 - d. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合の格納容器フィルタベント系の各運転モードにおいて、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発の防止対策を行っている。

以下に、格納容器フィルタベント系の各運転モードにおける具体的な設計上の考慮を示す。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化し、水素爆発を防止する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設けている。

格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）の水素爆発防止対策概要を図3に示す。

【系統待機モード②】：SA時、ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、原子炉格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水-金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器からのガス流入はないため、系統の不活性化が保たれる。

格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）の水素爆発防止対策概要を図4に示す。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

ベント開始により、原子炉格納容器内に蓄積された系統待機モード②の状態のガス（蒸気、窒素、水素等）が系統内に流入するが、ベント開始直後の系統の昇温に伴う蒸気の凝縮を考慮しても排気口から空気が格納容器フィルタベント系内に逆流することはないことから、格納容器フィルタベント系は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。（注記参照）

また、ベントにより、当初封入された窒素は系外に排出されるが、原子炉格納容器から系統内に流入するガスの大半は蒸気であるため、水素爆発は発生しない。

格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）の水素爆発防止対策概要を図5に示す。

【注記：対向流が発生しない理由】

格納容器ベント実施直後は、蒸気、窒素、水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、蒸気の一部はスクラビング水に熱を奪われ凝縮する。スクラビング水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間（1時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上のことより、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しない。

【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降

大半の放射性物質が捕集され、移行がなくなった状態であるベント後収束モードでは、プラント状態により、ベント弁の開運用と閉運用がある。それぞれにおける水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

①ベント弁「開」運用

ベント弁開運用の場合は、原子炉格納容器及びスクラバ容器内の保有水から、水の放射線分解による水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が継続的に発生するが、系統内は飽和状態で、ほぼ蒸気100%の環境でベントが長期間継続される。従って、そのような状況が継続される間は、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発は発生しない。

系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、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行うこともできるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）の水素爆発防止対策概要を図6に示す。

②ベント弁「閉」運用

原子炉格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合等にベント弁を閉する可能性があるが、その際は、ベント弁閉前に可搬式窒素供給装置による窒素供給で、原子炉格納容器等の隔離する空間を十分に不活性化することにより、水素爆発の防止を図る。

ベント弁閉後格納容器フィルタベント系では、スクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水

素蓄積が懸念される場合は、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行うこともできるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード②）の水素爆発防止対策概要を図7に示す

(2) 系統の水素濃度監視

(1)で示した各モードについて、水素濃度監視は以下のように設定している。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

【系統待機モード②】：SA時、ベント前

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要であるが、ベント実施までに水素濃度測定装置を準備する。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

系統内に水素は持ち込まれるが、蒸気発生量が非常に大きく、水素濃度が可燃限界近くまで変動する可能性は考えにくい。そのため水素濃度監視は、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、その効果を確認する意味で必要により実施する。水素濃度測定装置は、フィルタ装置出口配管に設置する。

格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるベント時の蒸気流量を図8、格納容器内の気相濃度の変化（ウェット条件）を図9に示す。

【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降

ベント弁の開運用と閉運用ともに、ベント運転モードの水素濃度監視に同じである。

格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度の評価を以下に示す。

①ベント弁「開」運用

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内における水素発生量と窒素供給量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるMAAP解析結果より とする。
- ・格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素供給量は 100 m³/h[normal]とする。

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失）における蒸気発生量は、事故発生 30 日後においても $\boxed{}$ であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

②ベント弁「閉」運用

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラバ容器において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である 370kW を想定する。

$$\cdot \boxed{}$$

- ・放射線吸収割合は $\boxed{}$ とする。

$$\begin{aligned} \text{蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 0.37 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 734.58 \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のフィルタ装置において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定する。

$$\cdot \boxed{}$$

- ・放射線吸収割合は $\boxed{}$ とする。

- ・窒素供給量は 100m³/h[normal] とする。

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。

$$\begin{aligned}
\text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 10^6 \times [\text{G}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\
&\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
&= 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\
&\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \boxed{} \\
&= \boxed{} \text{ (m}^3\text{/h[normal])} \\
\text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}
\end{aligned}$$

ここでは保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定しているが、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量の約 8.9×10^{-3} kW を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。

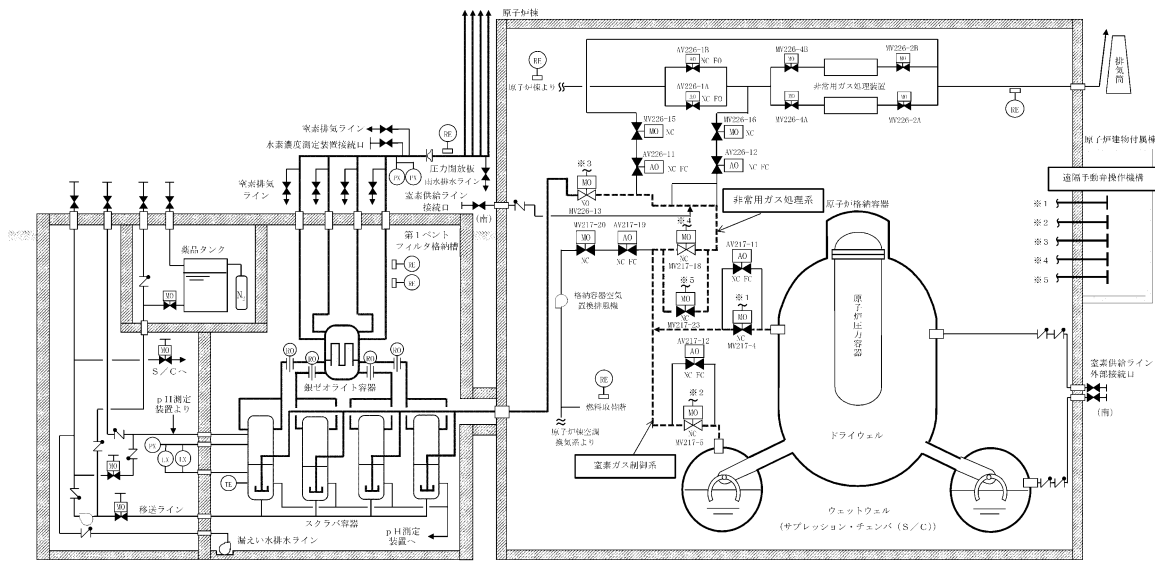


図1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

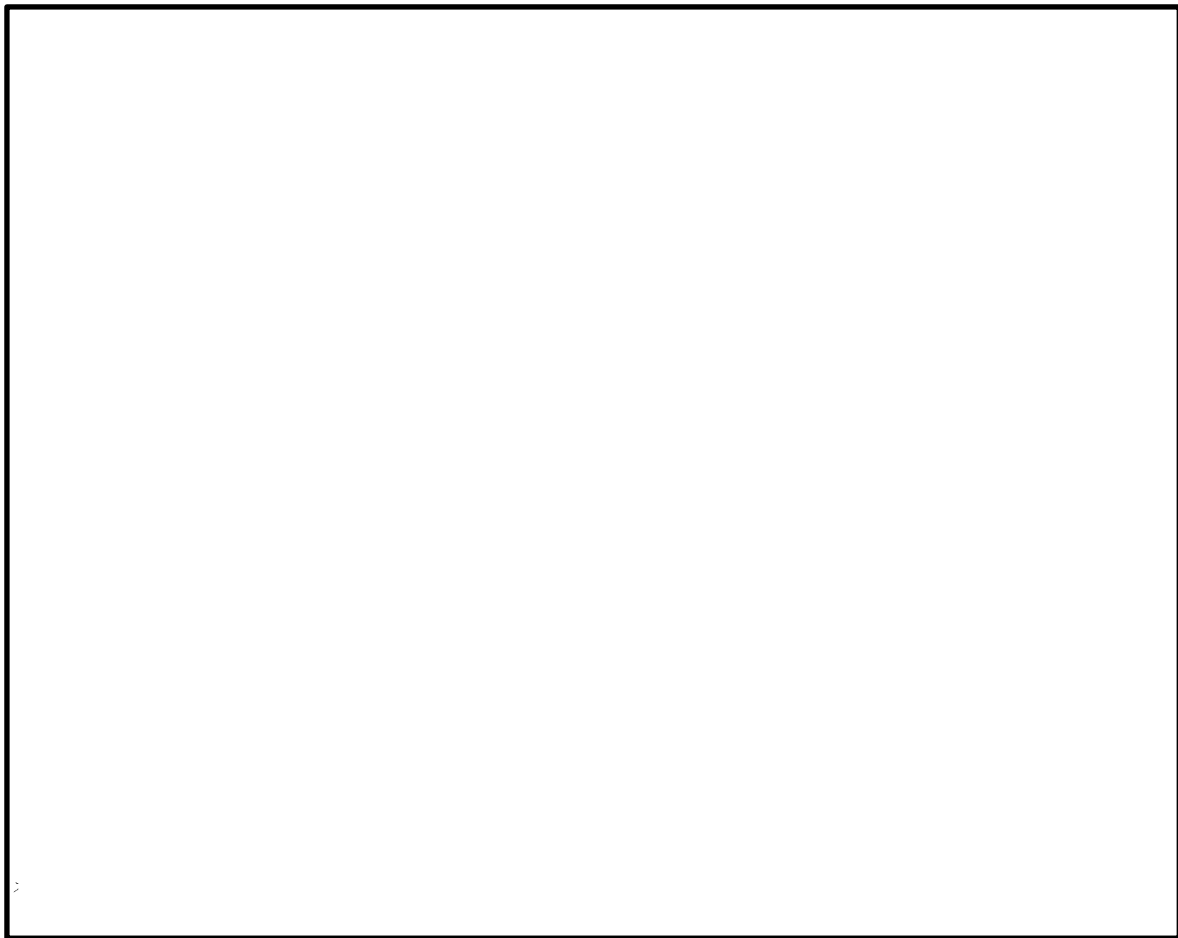


図2-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

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。

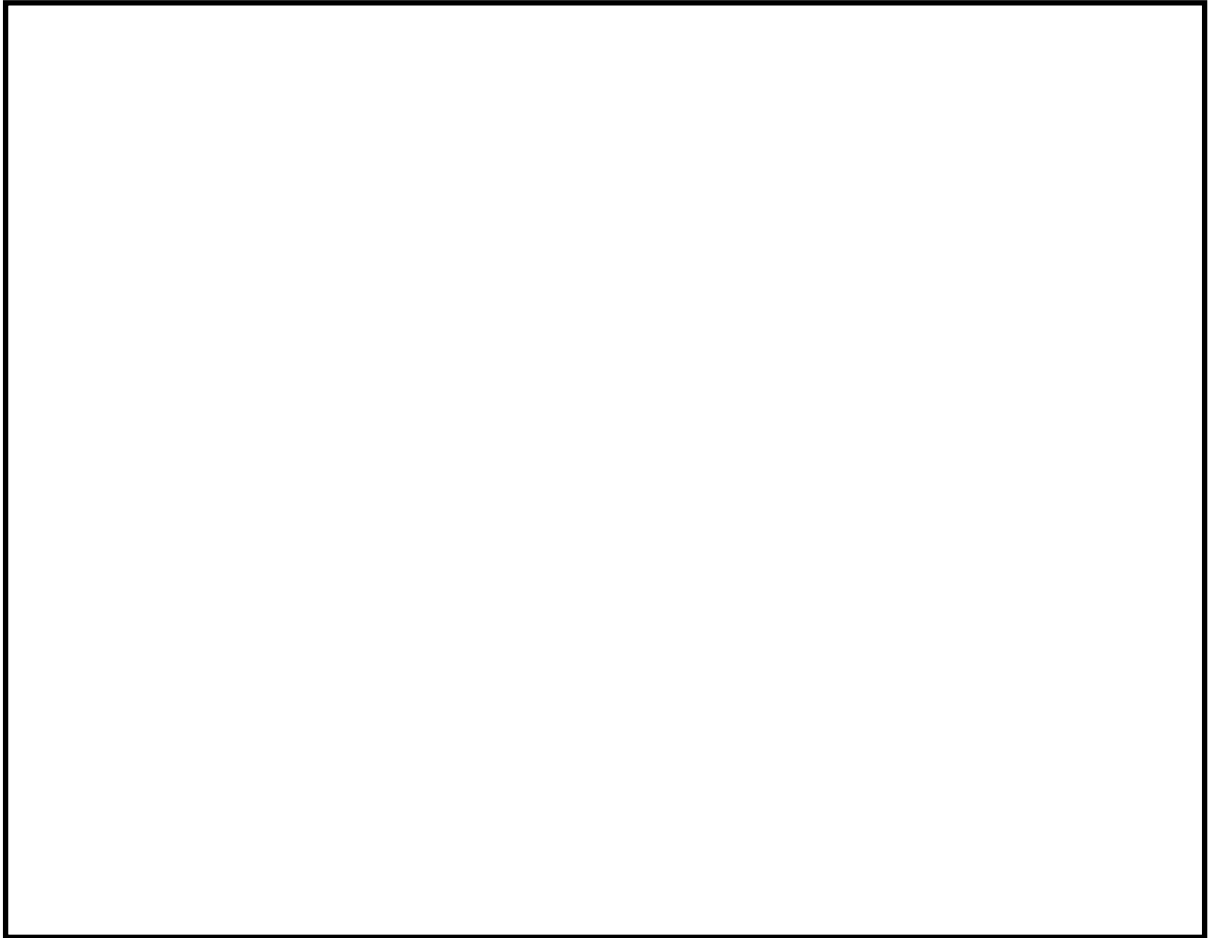


図 2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

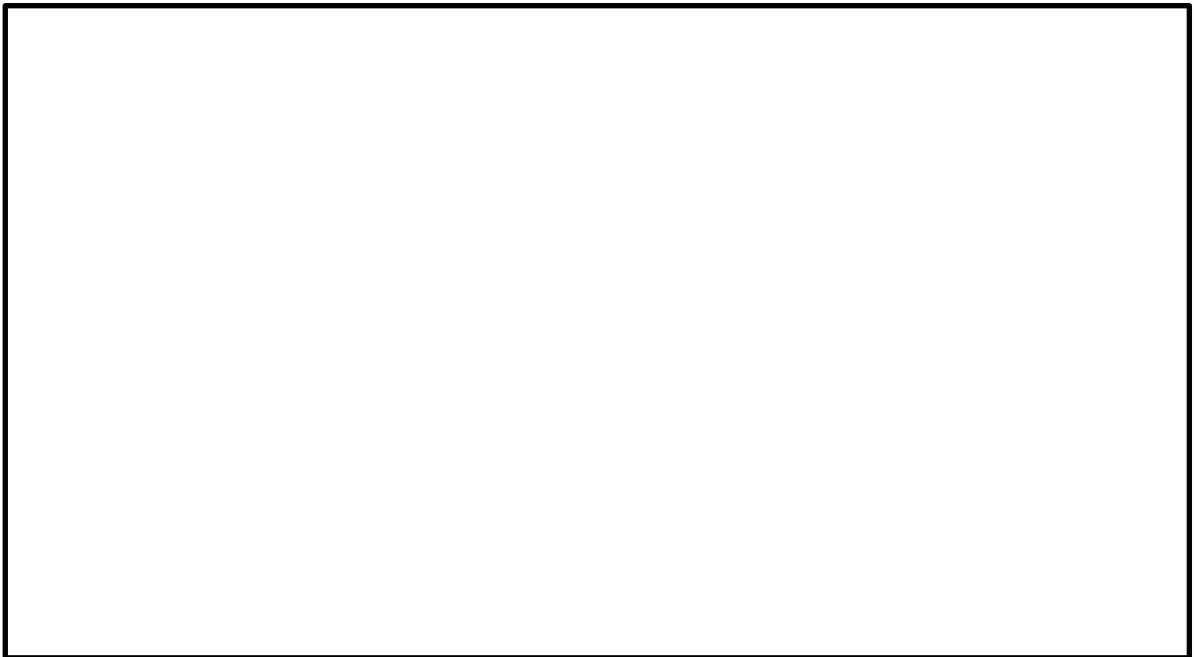


図 2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

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。

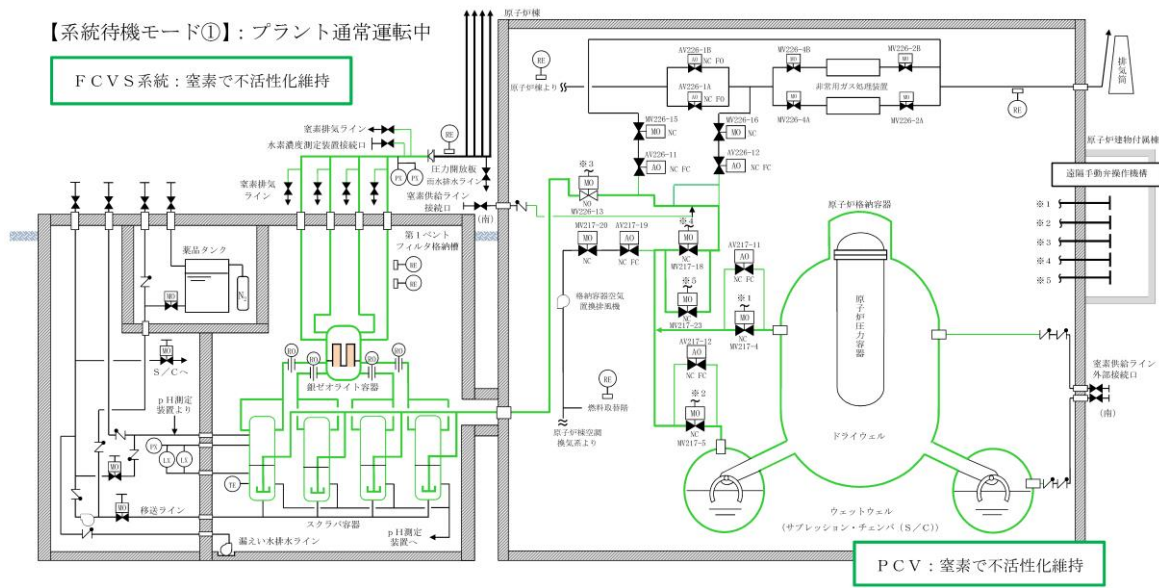


図3 格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）水素爆発防止対策

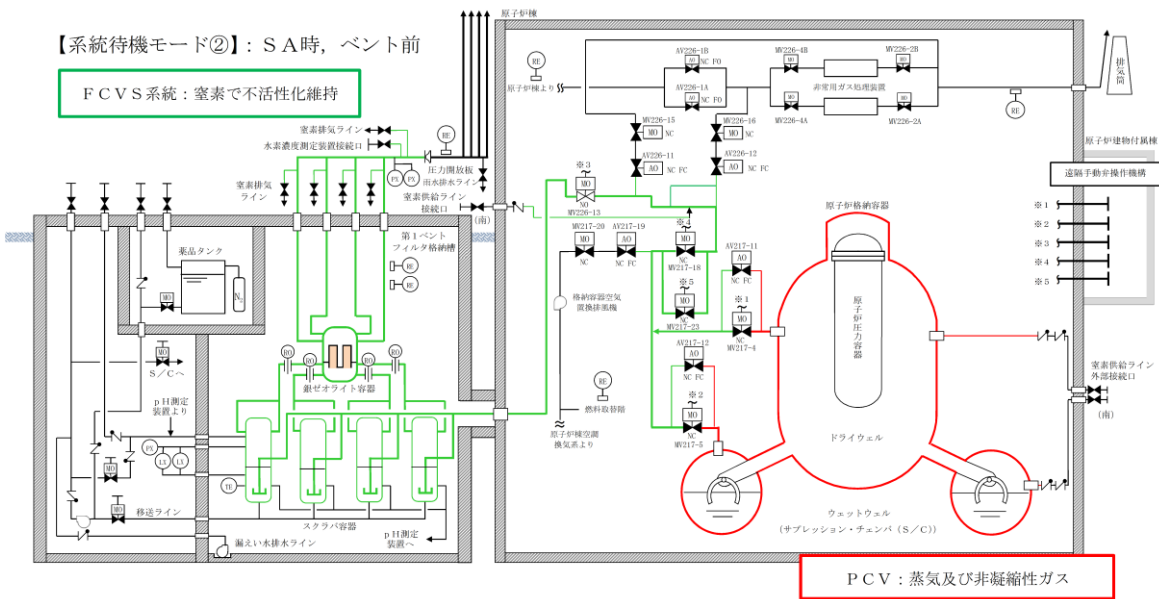


図4 格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）水素爆発防止対策

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

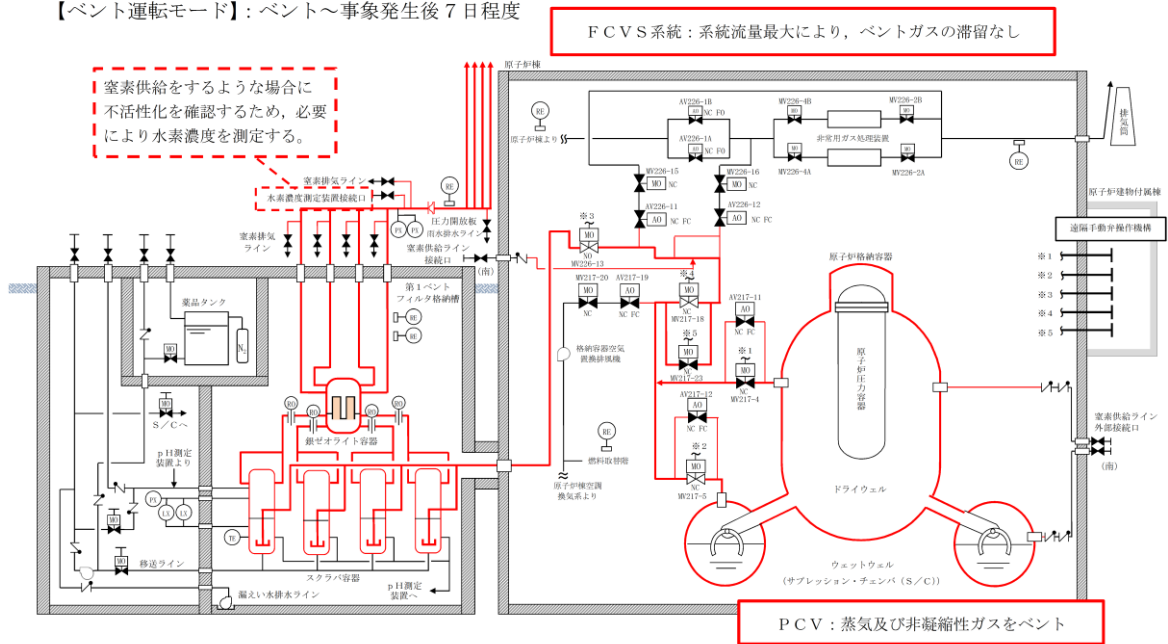


図5 格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁開）】：事象発生後7日以降

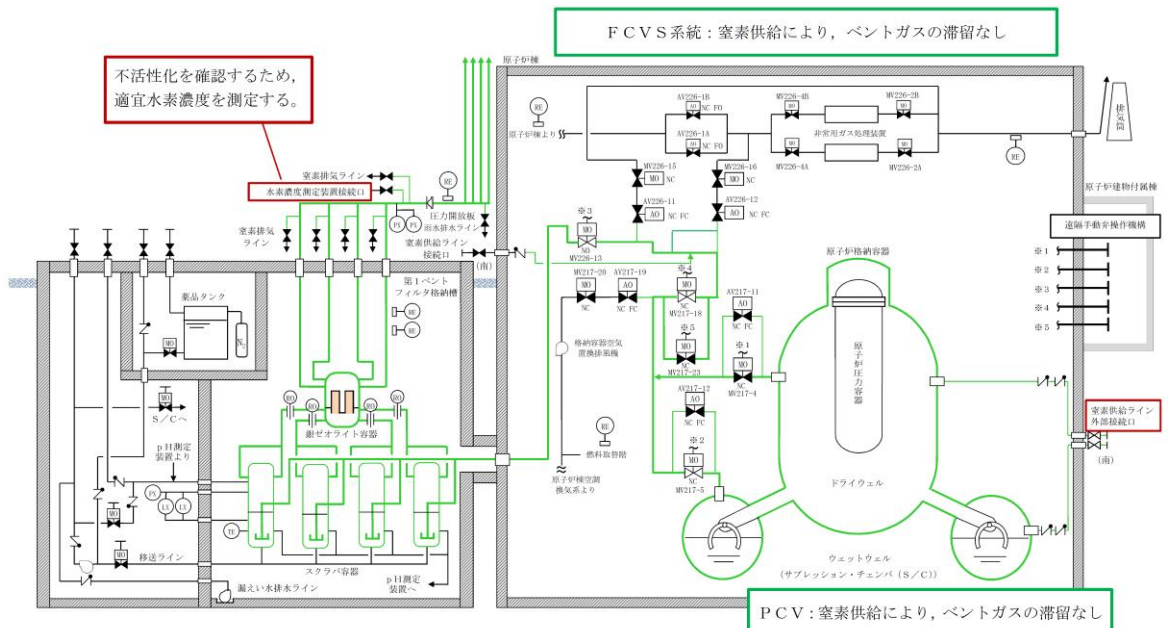


図6 格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁閉）】：事象発生後7日以降

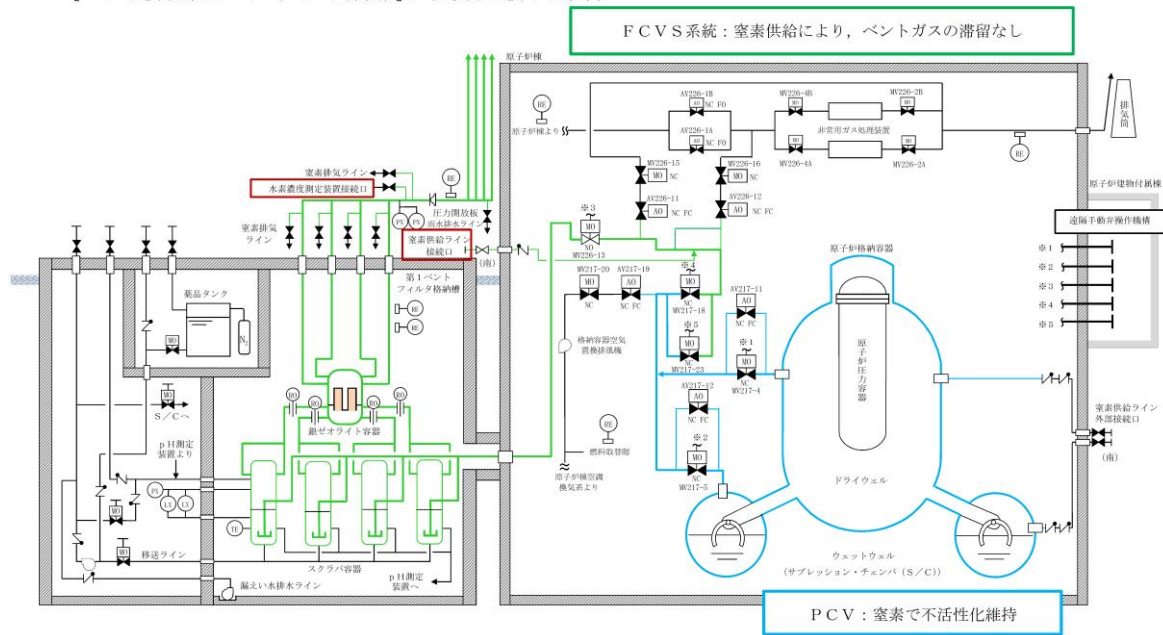
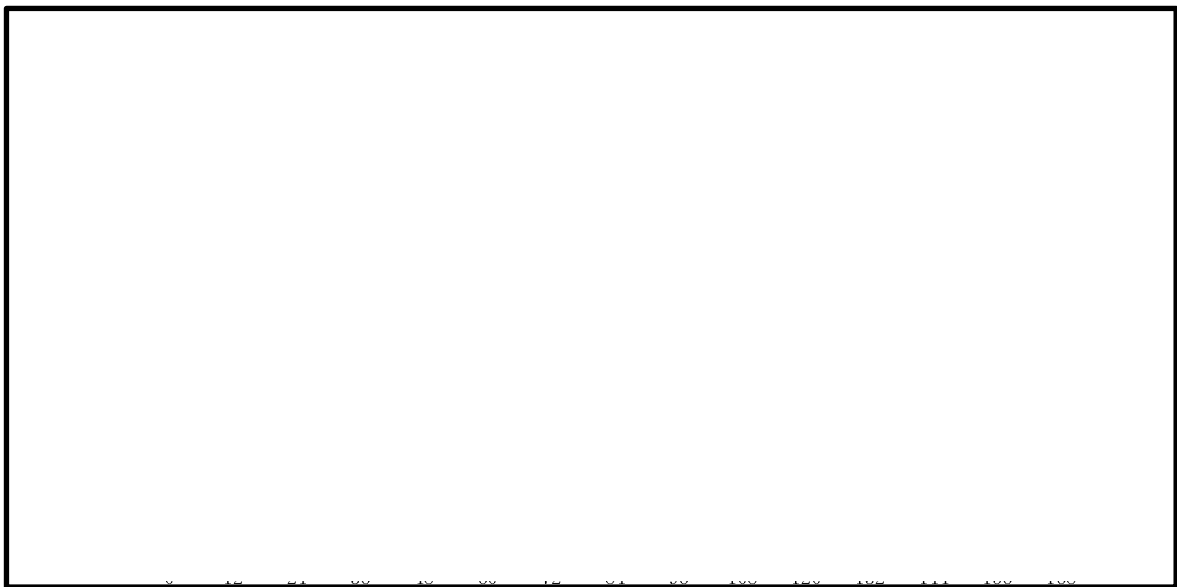


図7 格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード②）
水素爆発防止対策



事故後の時間(時)

MA47BNS2AE-0JA2000

図8 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおけるベント時の蒸気流量

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。

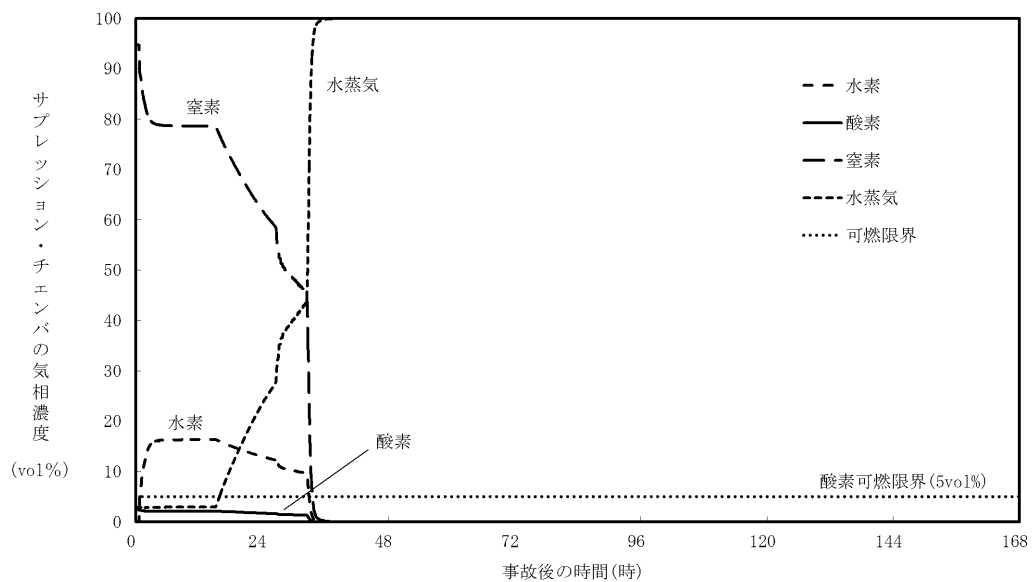
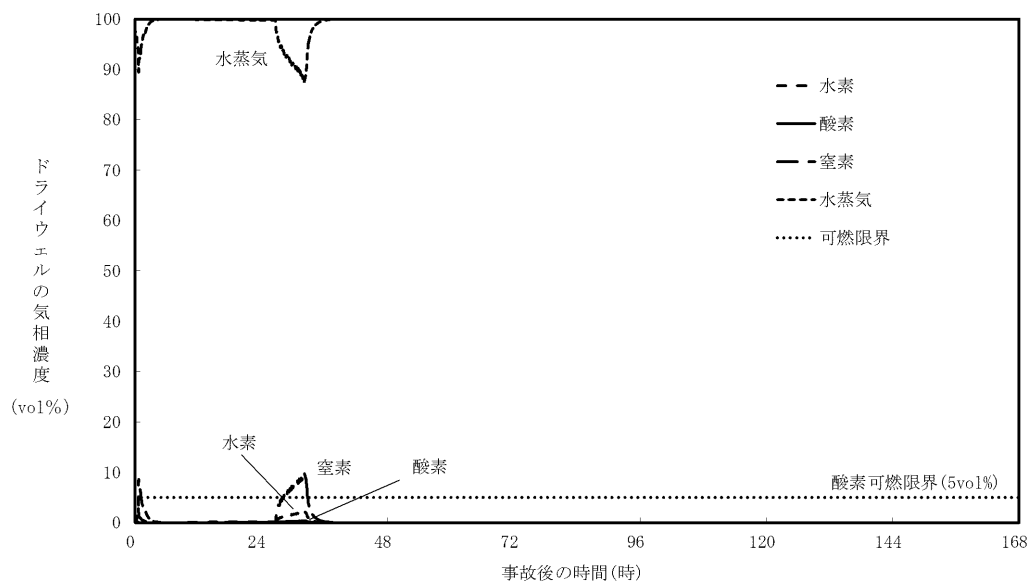


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化 (ウェット条件)

(参考1) 銀ゼオライト容器の流動解析結果

銀ゼオライト容器で上向き枝管に相当するマンホール部頂部への水素の蓄積は、蒸気の凝縮により水素濃度が徐々に増加することにより生じると考えられるが、ガスが循環する流れによる換気作用がある場合は水素が蓄積することはないと考えられるため、マンホール部内のガスの流れを確認することを目的として流動解析を行った。

(a) 解析条件

銀ゼオライト容器の解析は、容器の対称性を考慮して1/4セクタモデルとし、汎用熱流体解析プログラム STAR-CCM+を用いて解析を行った。

ベント運転中としてガス流量を蒸気流量 9.8kg/s 、ガス温度を 130°C とした。また、循環するガス流量が最も小さい場合としてベント後長期を想定し、ガス流量を小さく見積もるため蒸気流量は考慮せず、可搬式窒素供給装置による窒素ガス流量である $100\text{m}^3/\text{h}$ 、ガス温度を 100°C とした。なお、保温材 を考慮し、周囲環境温度は 40°C とした。

(b) 解析結果及び評価

銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れを図1、流動解析結果を図2、3に示す。容器入口から流入したガスは、銀ゼオライトフィルタ二層（内層、外層）の間からフィルタを通過し、銀ゼオライト内層の内側で上昇流が生じ、上部鏡板壁面に沿って容器出口へ至る流れが確認できた。また、銀ゼオライト内層の内側の上昇流の影響により、直上にあるマンホール部頂部までガスが循環する流れが認められた。

「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」では下降流速 1mm/s の流れが生じれば換気されるとあるが、流動解析結果ではマンホール部内で cm/s オーダーの下降流速が確認されており、水素はマンホール部内から排出され、銀ゼオライト容器外に押し出されると評価できる。

ここでは、流体として水素を含めていないが、銀ゼオライト容器内のガスの流れによる換気作用を確認するための流動解析であり、水素濃度は非常に小さいことから、その影響は無視できると考えられる。

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。

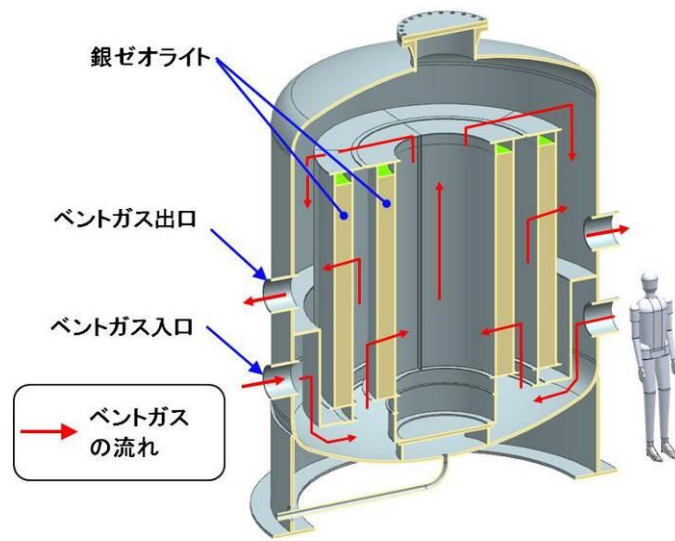


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ



図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント運転中）

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。

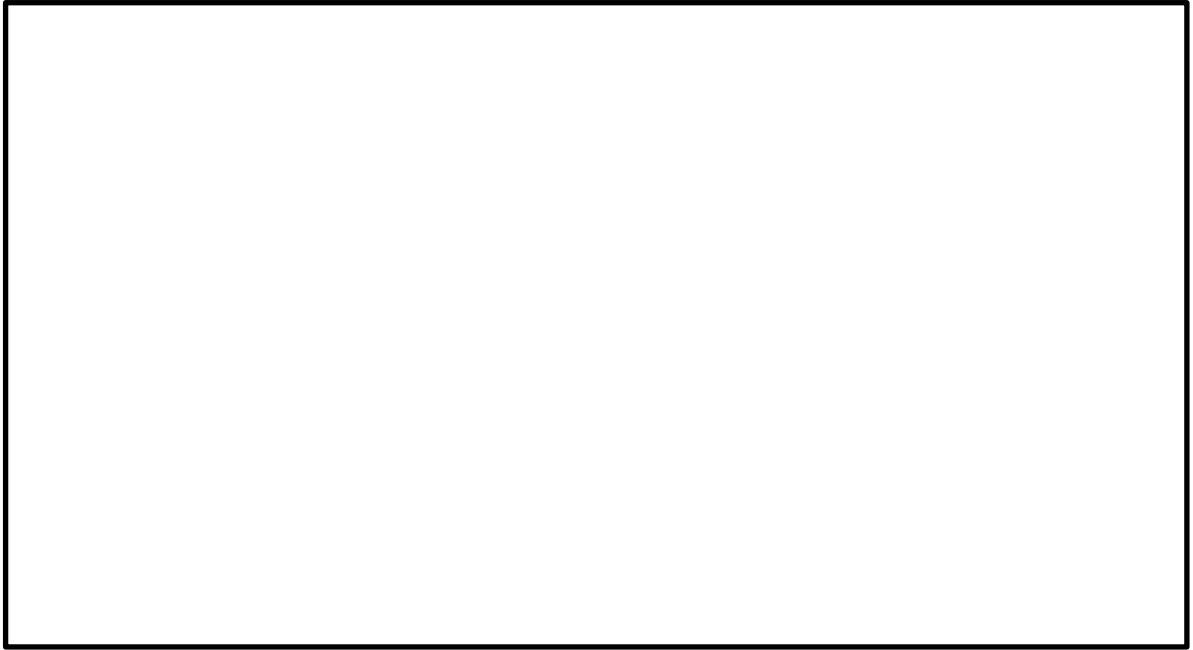


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント後長期）

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。

(参考2) シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスについて

シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスとして、主に金属-水反応による水素発生、水の放射線分解による水素及び酸素の発生その他、原子炉压力容器破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による一酸化炭素の発生が想定されるため、一酸化炭素の影響について確認する。

有効性評価の溶融炉心・コンクリート相互作用における一酸化炭素発生量は、ペDESTAL内の壁面コンクリートが [] 侵食されることで [] [] となる。

格納容器気相容積が [] であることから、 [] の一酸化炭素が格納容器気相部に均一に分布すると仮定した場合、一酸化炭素濃度は約 0.004%程度となるが、一酸化炭素の可燃限界濃度は 12.5%であることから、発生する一酸化炭素濃度は可燃限界濃度よりはるかに低い。

(参考3) ドレン移送ライン使用時における格納容器内への
空気流入影響について

ドレン移送ラインについては、図1のようにドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水することとしているが、スクラビング水を排水する際に、ドレン移送ポンプ下流側配管の水張りができない範囲の空気については、スクラビング水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。

系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積全ての空気量がサプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³
酸素量 (酸素濃度 21%で算出)	約 0.12m ³
サプレッション・チェンバの空間容積 (サプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)	約 3,190m ³

系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサプレッション・チェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 C%と仮定すると、サプレッション・チェンバへの酸素流入量は約 0.164m³、空気流入量は 0.79m³、もともとのサプレッション・チェンバ内の酸素量は 31.9Cm³となる。

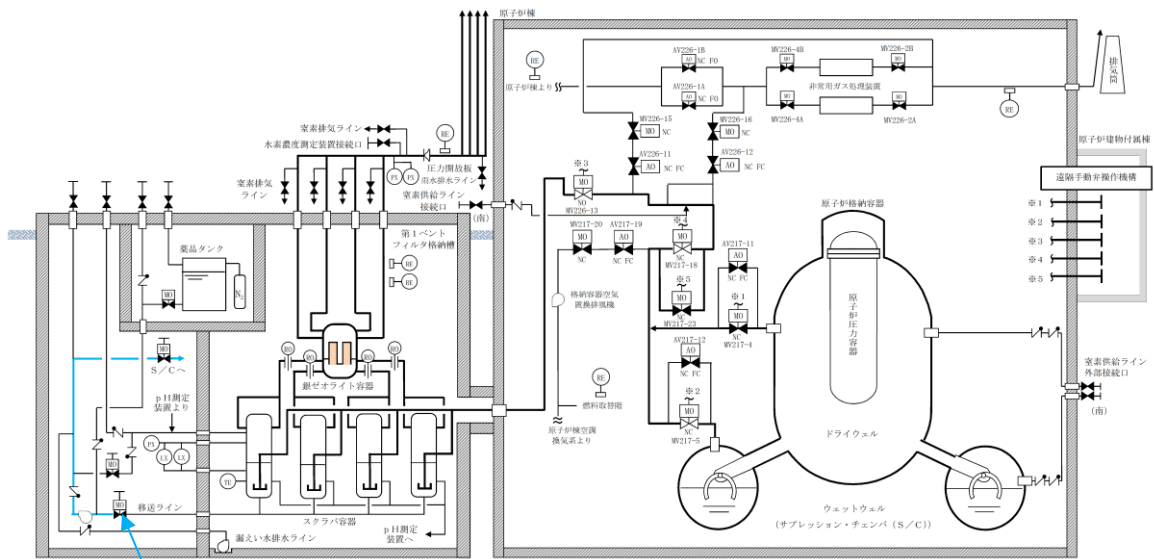
以上より、排水後のサプレッション・チェンバの酸素濃度は

$$\begin{aligned}(\text{酸素濃度}) &= (\text{酸素量}) / (\text{空気量}) \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \%\end{aligned}$$

となる。よって、ドレン移送ライン配管内の酸素が流入することによる酸素濃度上昇分は

$$\begin{aligned}(\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.03\%\end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気(酸素)が全てサプレッション・チェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.03 未満であり、酸素の可燃限界濃度である 5%に対して非常に小さいことから問題ない。



待機中にあらかじめ水張りを行う範囲

図1 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

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

隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

フレキシブルシャフトが接続されているベント弁は、通常状態においては電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作によって、モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。

人力操作の際は、弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い、フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。

なお、手動操作時に電源が復旧した際は、モータの起動により電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作が可能となる。

オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を図 1，電動操作、手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を図 2～5 に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。

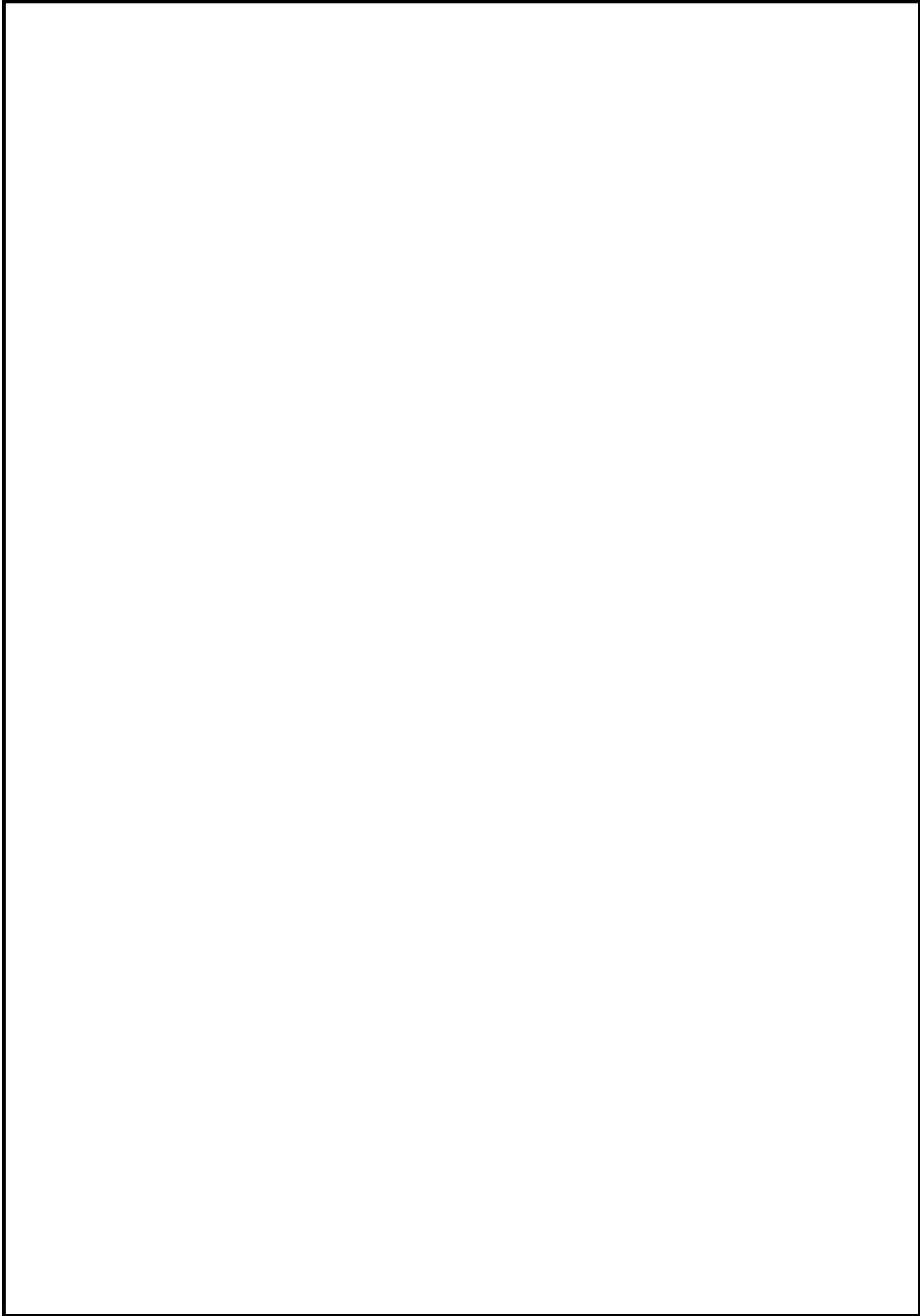


図1 オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概

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3-2

1377

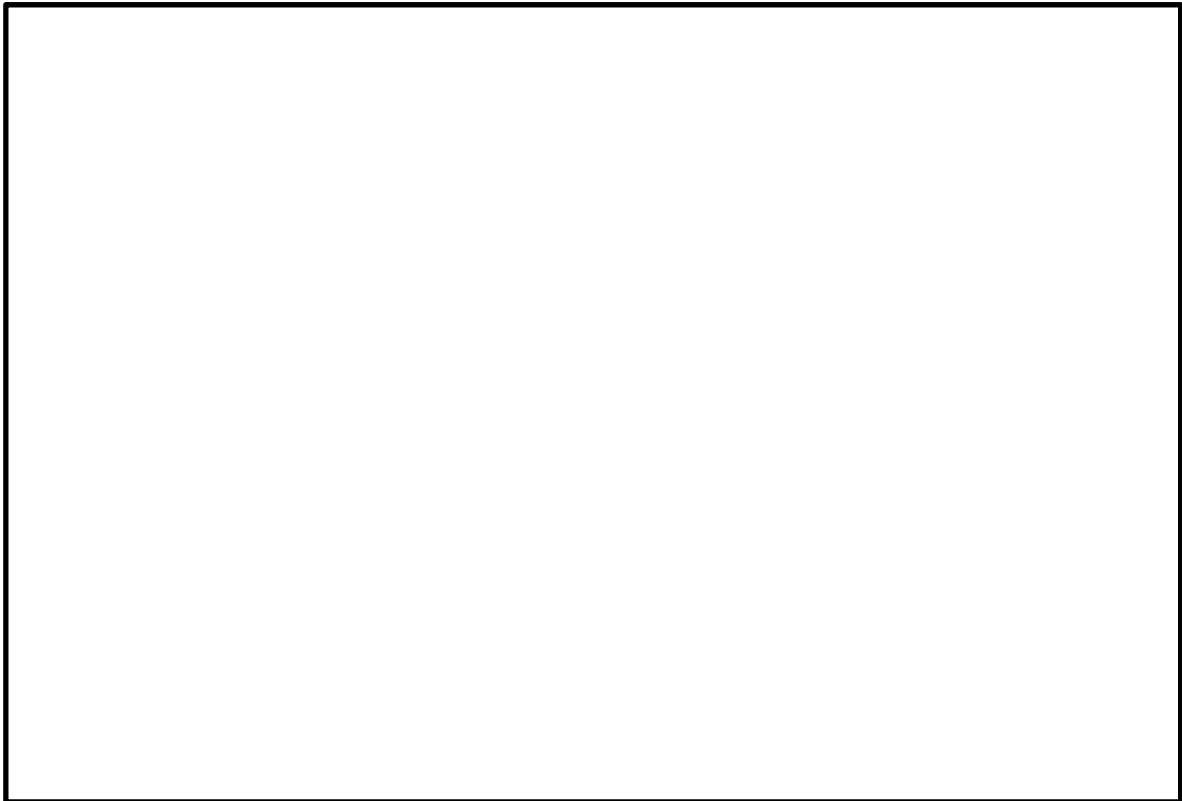


図2 弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））



図3 弁駆動部の状態
（通常状態から手動操作位置への切替え（オートデクラッチ））

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。

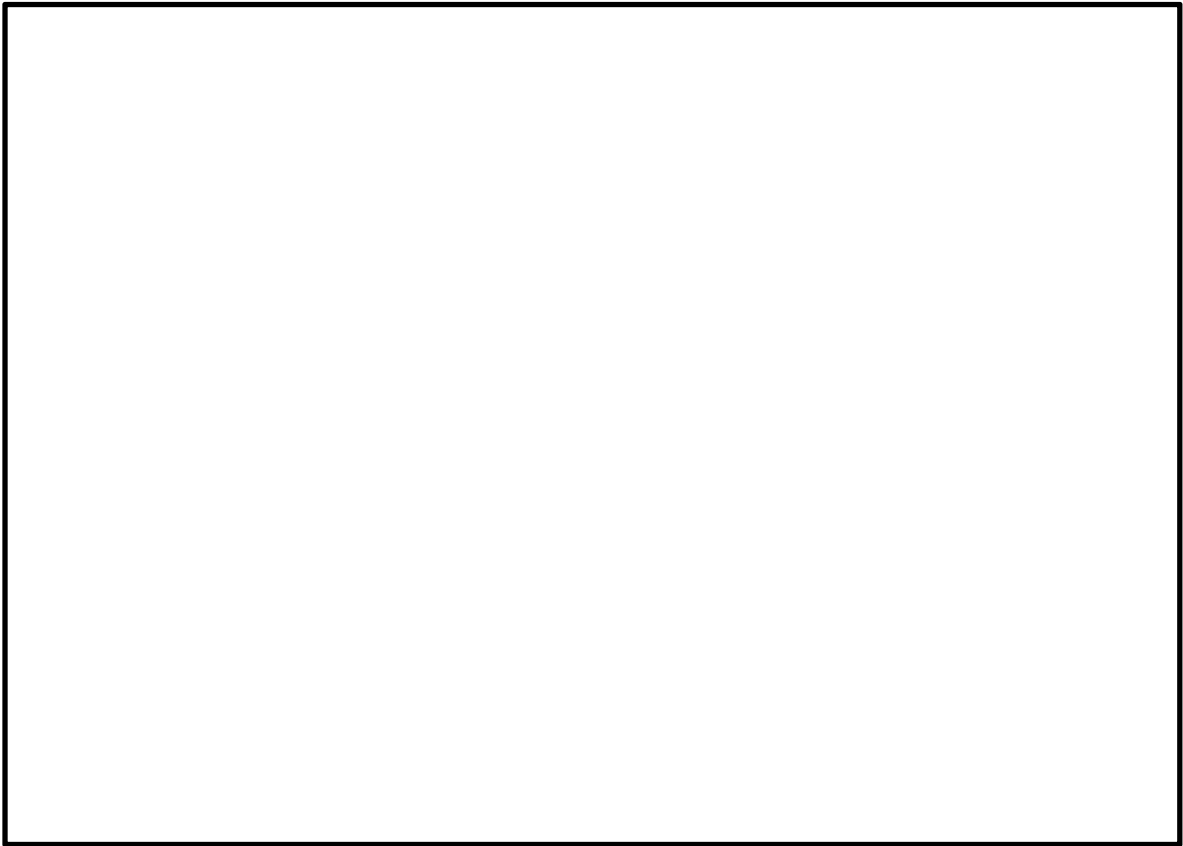


図4 弁駆動部の状態（手動操作時）

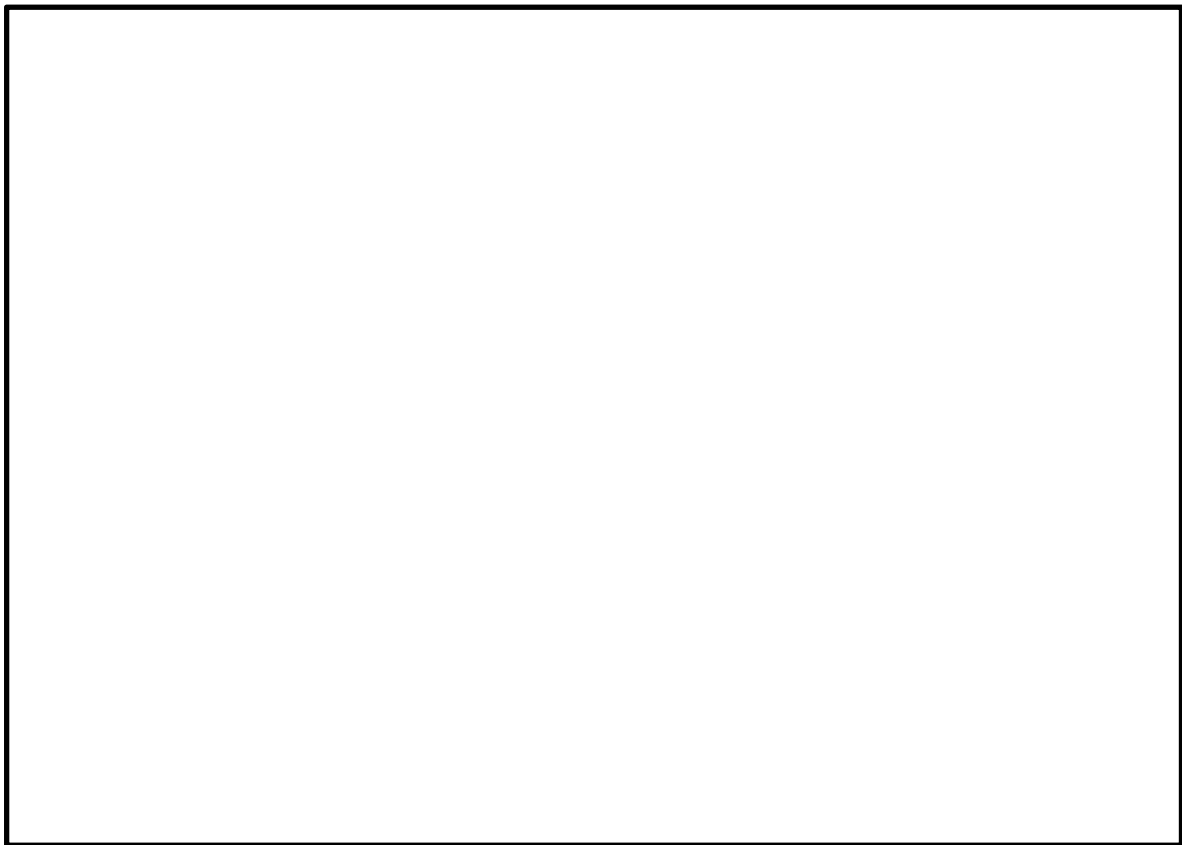


図5 弁駆動部の状態（手動操作位置から電動操作位置への自動復帰）

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。

格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

格納容器フィルタベント系の隔離弁は，中央制御室からの操作ができない場合には，現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について，図 1 に示す。

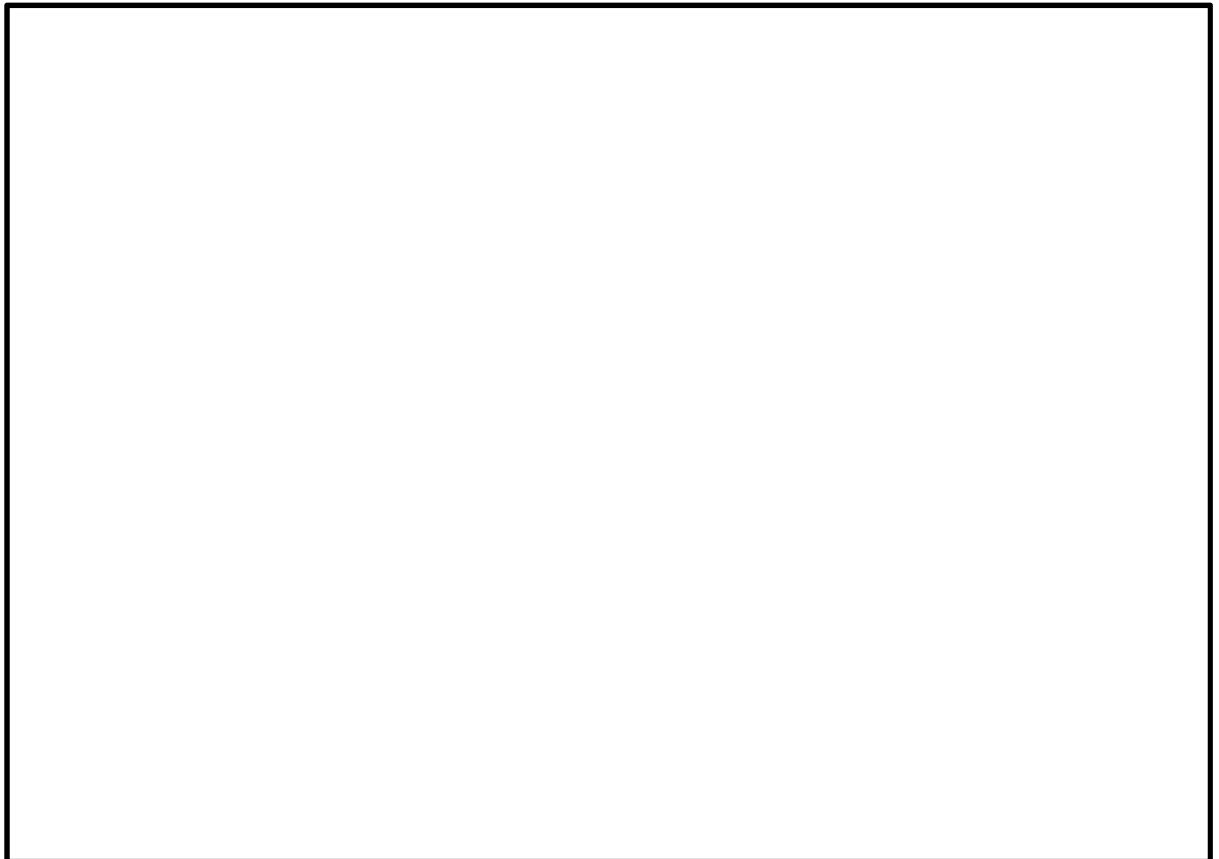


図 1 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その 1)

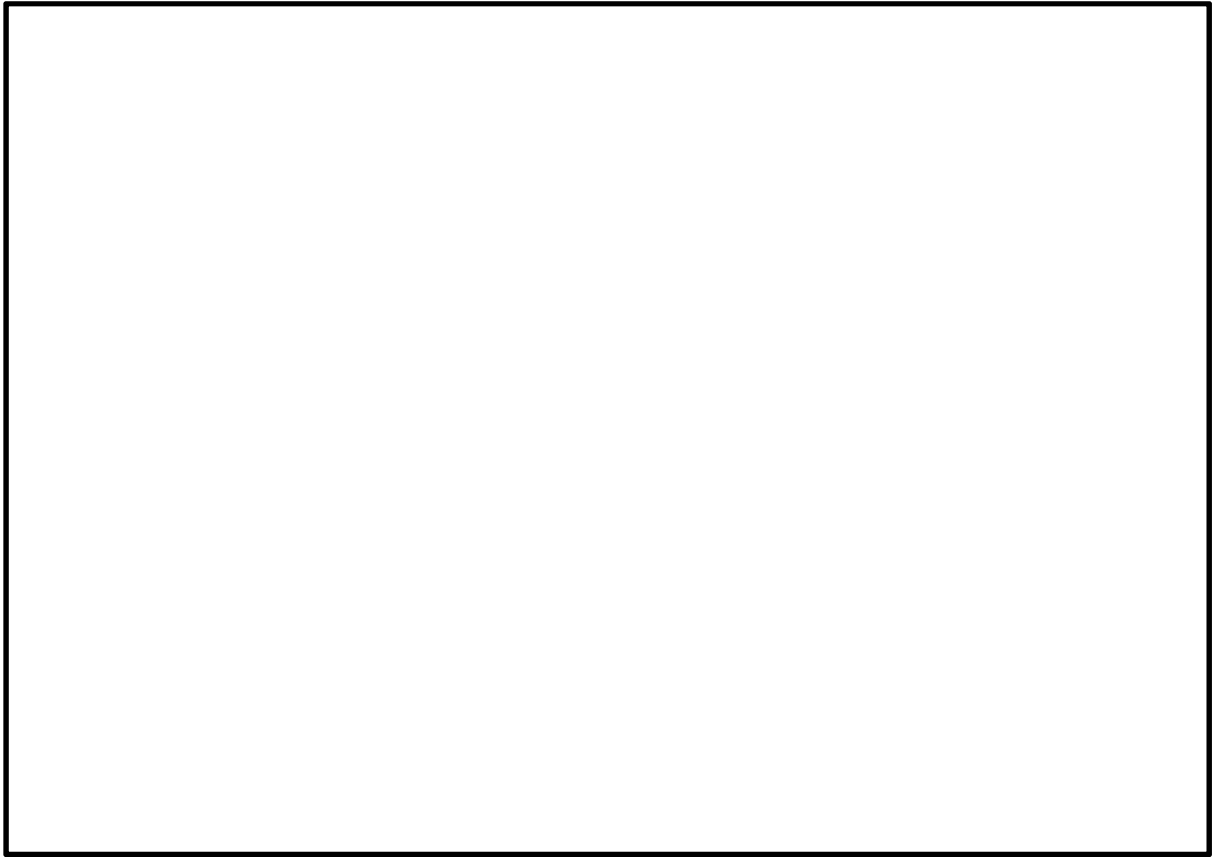


図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

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。

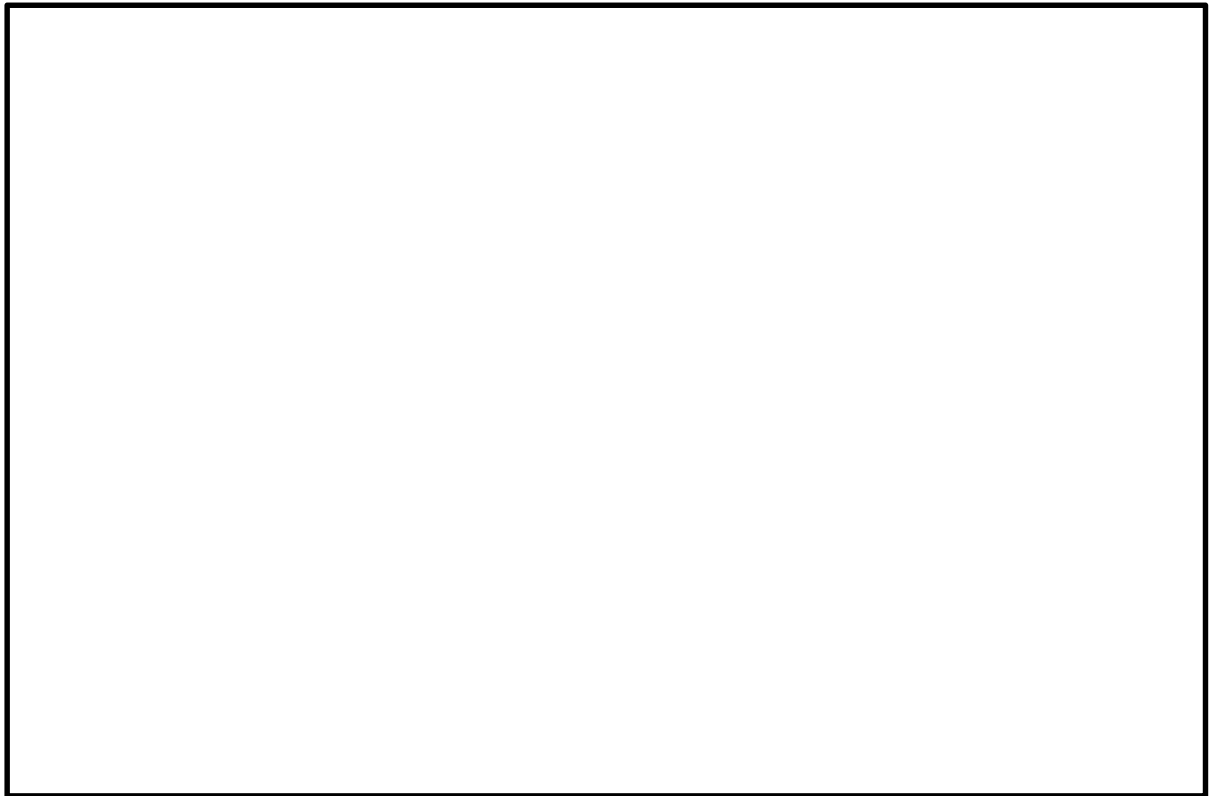


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

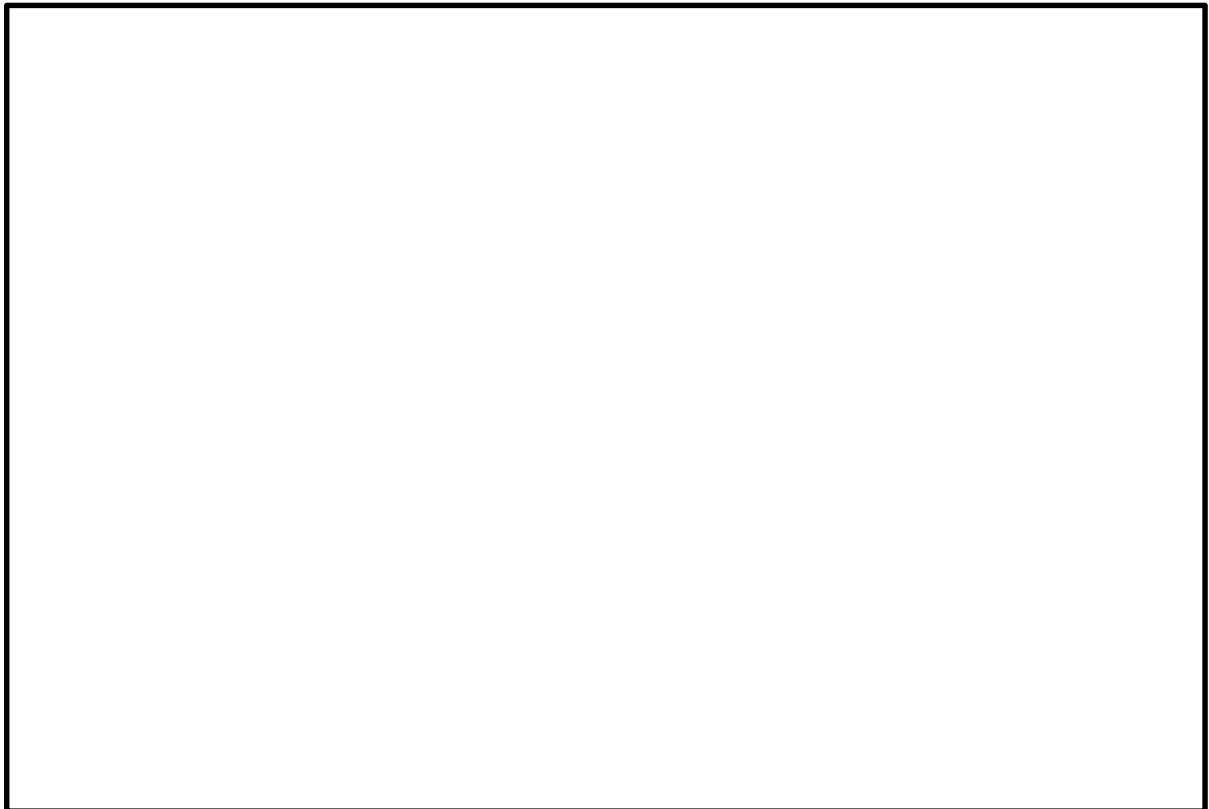


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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。

(1) 遠隔手動弁操作機構

a. 概要

ベント弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成としている。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクを伝達可能な構造とし、操作に必要なトルクは、容易に回転できるように設計している。また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。遠隔手動弁操作機構の模式図を図5に示す。ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について表1に示す。



図5 遠隔手動弁操作機構の模式図

表1 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (呼び径)	第一弁 (W/W側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約 23m	約 27m	約 22, 23m
ハンドル 回転数	約 4,000 回	約 4,000 回	約 700 回

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. モックアップ試験

遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験装置にはベント弁と同構造の500Aのバタフライ弁を用いており、フレキシブルシャフトの長さは約33m、曲げ箇所は11箇所としてベント弁の遠隔手動弁操作機構の条件を可能な限り模擬した。

モックアップ試験は、格納容器圧力2Pd (853kPa[gage])の差圧をかけて実施した。また、燃料破損後のベント操作を想定し、セルフエアーセット、タングステンベスト及びタイベック等を着用し、操作員2名が交替しながら弁操作を実施した。

モックアップ試験概略を図6、モックアップ試験結果を表2に示す。

モックアップ弁より呼び径が大きい第1弁(MV217-4,5:600A)は操作トルクを同等とするため、開又は閉操作に約4000回転必要となるが、モックアップ試験結果に余裕を見て操作速度を80回/分以上とした場合でも、1時間半以内で開又は閉操作可能であると評価できる。

なお、島根2号炉ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、A0弁の遠隔手動操作をすることはない。



図6 モックアップ試験概略

表2 モックアップ試験結果

操作時間	操作速度 (平均)	備考
約 29 分	約 100 回/分	<ul style="list-style-type: none"> ・ 弁呼び径 500A ・ 弁前後の差圧 2 P d で実施 ・ 2 名が交替で実施 ・ 操作トルクは約 10 N・m (差圧 2 P d 時は約 20 N・m)

また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

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。

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（427kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

操作実施後、圧力開放板が動作したことを表 1 に示すパラメータの指示傾向を監視し判断する。

表 1 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

確認パラメータ	指示傾向
原子炉格納容器圧力	指示値が下降する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値が一旦上昇し、その後下降する。
フィルタ装置出口放射線モニタ(低レンジ)	指示値が上昇する。

2. 圧力開放板の凍結による影響について

圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。（別紙 15）

銀ゼオライト容器下流側の圧力開放板出口側は図 1 に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器フィルタベント系の出口配管の頂部放出端から雨水が流入した場合、圧力開放板まで流入する。そのため、圧力開放板の下流側配管に設置している雨水排水ラインを設けることにより、流入した雨水は圧力開放板下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出することができ、配管内で凍結することはない。

一方で、圧力開放板の出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合には圧力開放板表面で水分が凍結する可能性がある。圧力開放板表面が凍結することによる設定圧力での作動影響については、圧力開放板表面を意図的に凍結させ、凍結状態を模擬した破裂試験を実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。

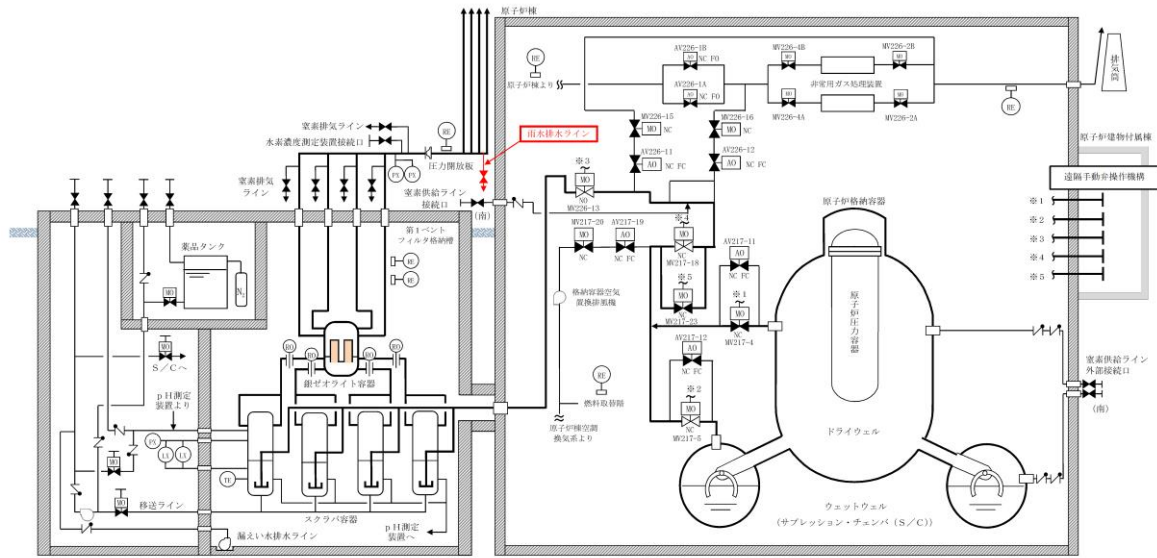


図1 雨水排水ライン系統図

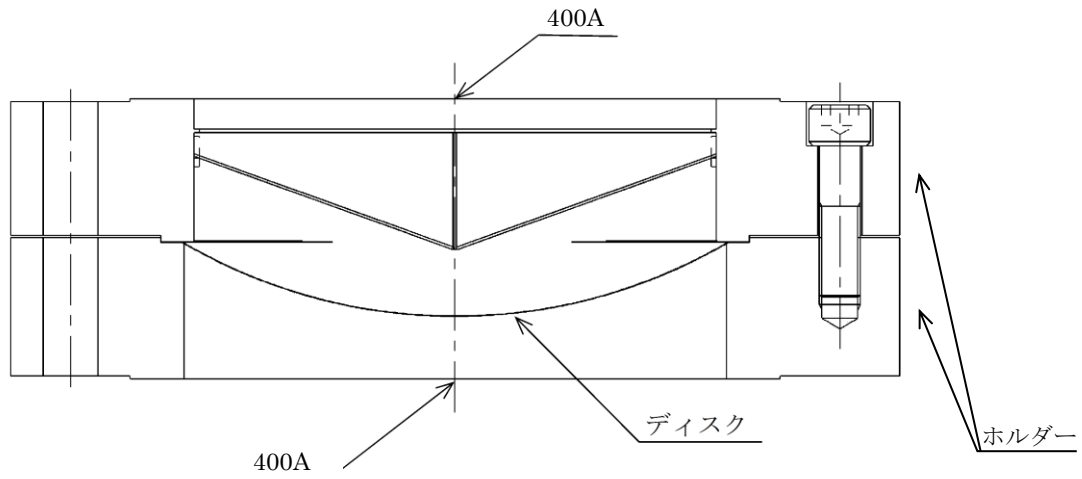


図2 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、事故時に開状態でベント時に低所放出となるリスクを考慮し、プラント通常運転中から閉運用としている。そのため、ラプチャディスクまで雨水が流入することがないように、パトロール時に止め弁を開操作して排水作業を行うこととする。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はスクラバ容器に回収され、原子炉格納容器に移送することが可能である。

3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

圧力開放板の試験内容を表2に示す。ホルダーについて耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認しており、ディスクについては複数（実機取付用、破裂試験用、予備）製作しロット管理を行い、気密試験、耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から、系統に設置する圧力開放板を選定することとしており、破裂圧力の許容差を考慮し80kPa～110kPaで圧力開放板が確実に動作すると考えている。

表2 ラプチャディスク試験内容

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	ディスク 2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	ディスク 2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力427kPa以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

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。

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

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，外部水源からの注水量に関しては，サプレッション・プール通常水位+約 1.3m をベント実施判断基準としている。

格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりであり，対策の概要を図 1 に示す。

- ① 格納容器雰囲気冷却するために，格納容器代替スプレー系による格納容器スプレーを行うことにより，格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage] の 1.5 倍である 640kPa[gage] 以下に制御する。
- ② サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレーを停止する。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。ベント開始後は，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を継続する。

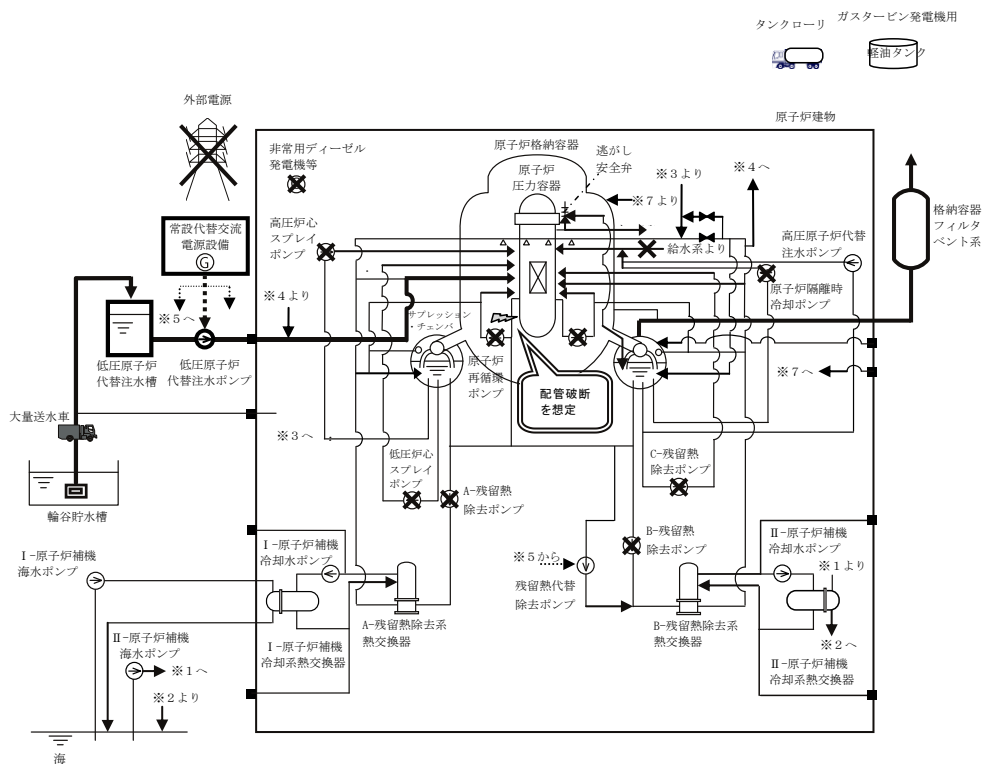


図 1 重大事故等対策概要図

外部水源からの格納容器への注水の挙動を図2～4に示す。

通常運転時，サプレッション・プール水位は真空破壊弁より下の通常水位を維持している。

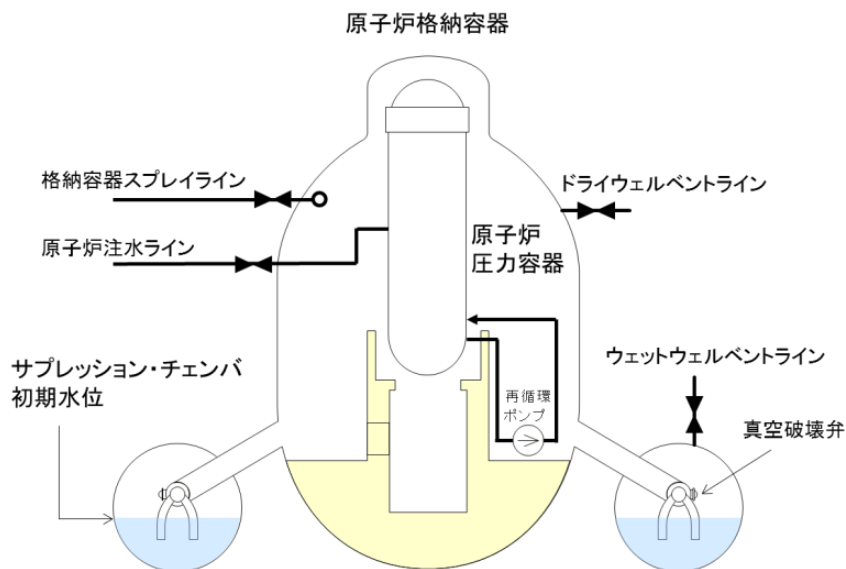


図2 通常運転時の蓄水状態

事象発生後，格納容器への外部水源からの注水（原子炉への注水等）を継続すると，ベント管を通じてドライウェルからサプレッション・チェンバに流入し，サプレッション・プール水位が上昇する。

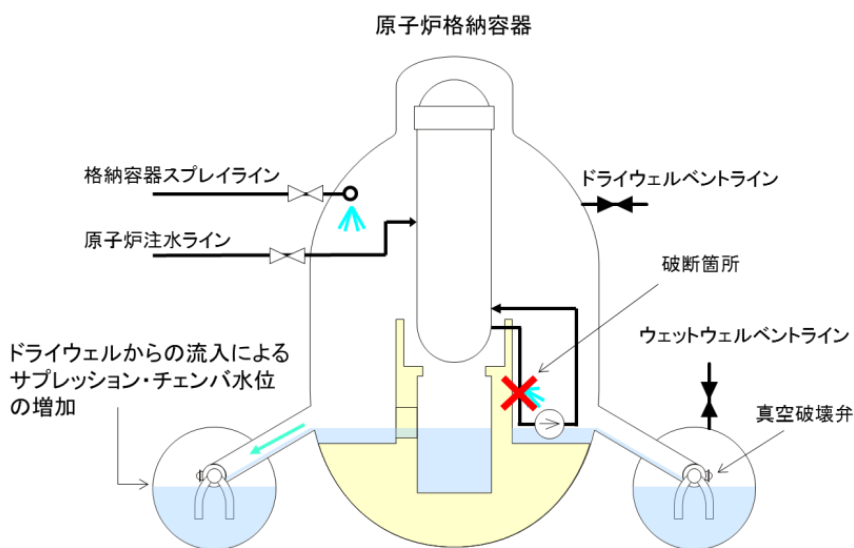


図3 外部水源からの注水開始時の蓄水状態

サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し，その後速やかにウェットウェルベントを実施するため，ベント後のサプレッション・プール水位はベントライン下端に対して余裕がある。

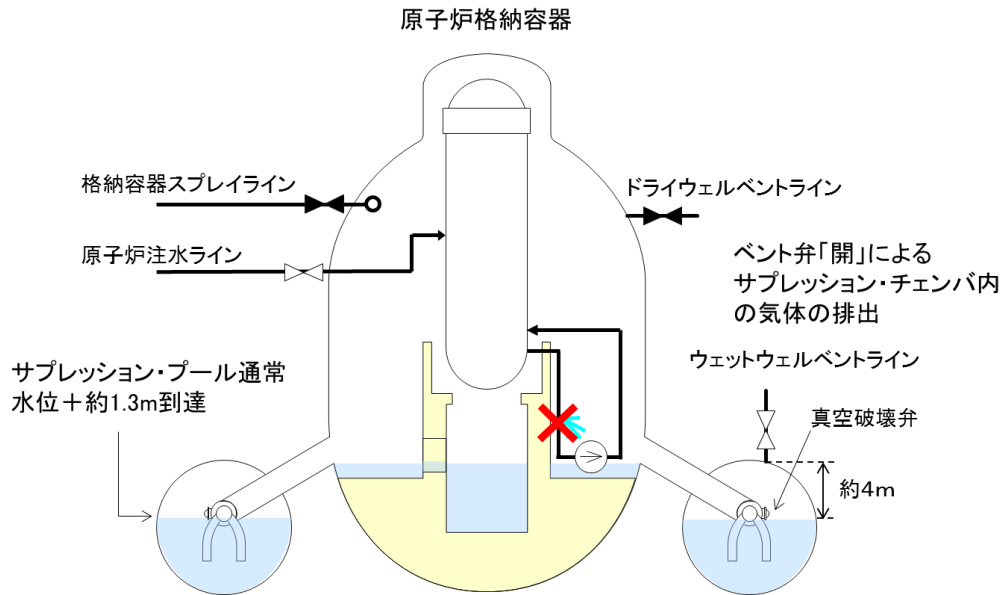


図4 ベント後の状態

(参考) ウェットウェルベントにおける考慮事項について

1. 格納容器内に蓄水する水源について

ウェットウェルベントの実施判断のうちサプレッション・プール通常水位+約 1.3m については，中央制御室により格納容器水位を監視し，サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した場合にベントを開始する運用としているため，外部水源からの注水以外に原子炉圧力容器等からの漏えいがある場合でも，ウェットウェルベントラインが水没することはない。

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）における外部注水量の内訳を表 1 に示す。外部注水量は格納容器代替スプレイ（約 321m³）の他，原子炉注水（約 999m³）および配管破断に伴う原子炉からの漏水（約 167m³）がある。

なお，制御棒駆動水圧系アキュムレータ（約 2.5m³）およびほう酸水注入系（約 20m³）の水量については流入量が小さく，サプレッション・プール水位の上昇に与える影響は小さいため，ほぼ変化はない。

表 1 格納容器への注水量（格納容器過圧・過温破損モード）

注水元	注水量
格納容器代替スプレイ	約 321 m ³
原子炉注水	約 999 m ³
原子炉からの漏水	約 167 m ³

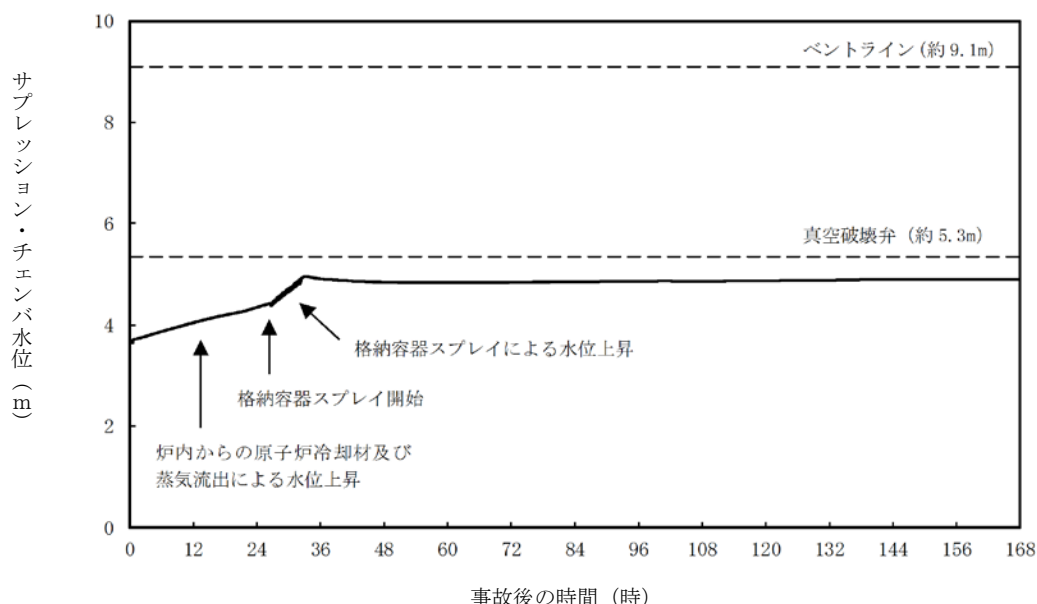


図 1 サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

2. ベント実施時のサプレッション・プール水減圧沸騰の影響について

サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、図 1 に示すとおり、ベント時のサプレッション・プール水位は約 4.9m であり、ベントライン下端（約 9.1m）に対して余裕がある。

このとき、サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサプレッション・プール水位は、約 4.9m に対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約 9.1m であるため、エントレインメントは回避できると考えられる。

なお、現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。

また、サプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。

<サプレッション・プール水位上昇評価>

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。

サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率 α は、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。

$$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$$

j_g : サプレッション・プール表面での見かけの蒸気速度 (3.3×10^{-3} [m/s])

V_g : ドリフト速度 (0.225 [m/s])

C_0 : 分布定数 (1.0)

よって、平均ボイド率 α を求めると、約 0.014 となる。

以上より、減圧沸騰によりサプレッション・プール水は約 1.4% 体積膨張する。減圧沸騰による水位上昇量は、ベント実施時のサプレッション・プール水位約 4.9m に対して、0.1m 未満となる。

主ライン・弁の構成について

1. 格納容器フィルタベント系の弁選定の考え方について

1.1 格納容器フィルタベント系のベント弁の構成

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成図を図 1，各ベント弁の主な仕様について表 1 に示す。ベント弁（MV217-4, 5, 18, 23, MV226-13）は，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替電源設備（高压発電機車）から電源供給することにより，中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また，駆動源喪失時においても事故後の環境（温度，放射線等）を考慮し，原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。

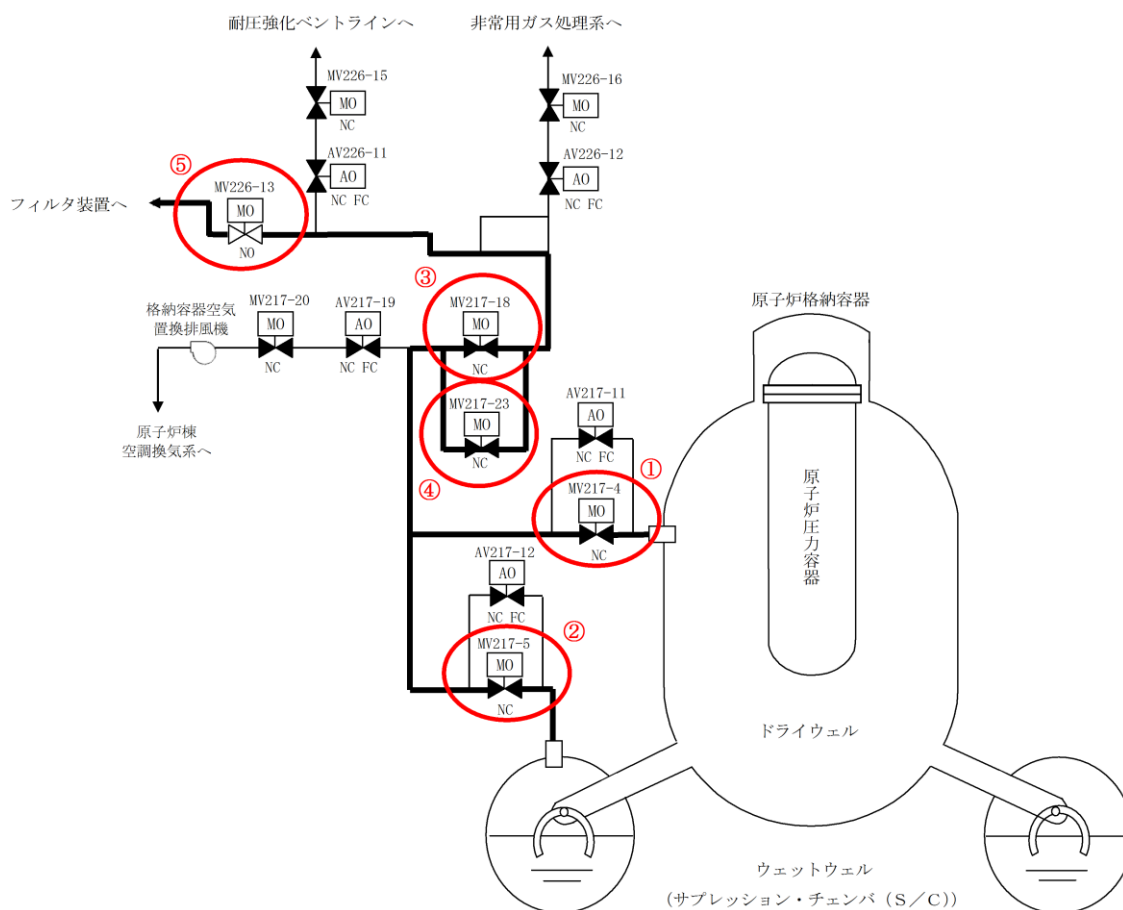


図 1 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

表1 各ベント弁の主な仕様

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)
設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階
口径	600A	600A	400A	400A	300A
型式	バタフライ弁				
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構				
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズ イズ (FAI)
操作 場所	電源 あり	中央制御室			
	電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階

1.2 設計の意図

格納容器フィルタベント系のベント弁は、第1弁 (MV217-4/5)、第2弁 (MV217-18/23) 及び第3弁 (MV226-13) で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。

格納容器フィルタベント系の第1弁 (MV217-4/5)、第2弁 (MV217-18) については窒素ガス制御系の既設の格納容器隔離弁であり、DBAでは閉方向に限定可能であることから空気作動弁としていたが、SA時 (ベント時) に人力による開閉操作を行うことを考慮して電動駆動弁に設計変更した。さらに、第2弁 (MV217-23) は、第1弁と同様に弁を多重化 (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 (MV226-13) については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開 (NO) となるように確実な管理をする。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態及び選定理由について表2に示す。

表2 ベント弁の選定理由

番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由
① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。
③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23			
⑤	第3弁 MV226-13		NO FAI	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。

NC：通常時閉

NO：通常時開

FAI：駆動源喪失時状態維持

格納容器フィルタベント系のベント弁は新設した弁であり、ベント弁（第3弁）は通常運転中より全開運用としており、ベントを実施する際は、ベント弁（第1弁及び第2弁）を全開とする。

格納容器フィルタベント系の設計流量（9.8kg/s（格納容器圧力 0.427MPa[gage]において））は、これらのベント弁を全開とすることを前提としていることから、ベント弁（第1弁及び第2弁）を全開とすることを手順に定めている。また、有効性評価解析においてもベント弁を全開することを条件として解析を実施している。

1.3 弁の設置位置の妥当性

ベント弁は原子炉棟内に設置されており、事故後の環境（温度、放射線等）を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、電源がある場合は中央制御室から操作できる。燃料破損後は弁設置エリアは高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔手動弁操作機構の操作場所を現場へのアクセス及び作業環境を考慮して原子炉建物附属棟（二次格納施設外）としていることから、駆動源喪失時においても人力による開閉操作は可能である。ベント弁の設置位置を図2～5に示す。



図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その1）

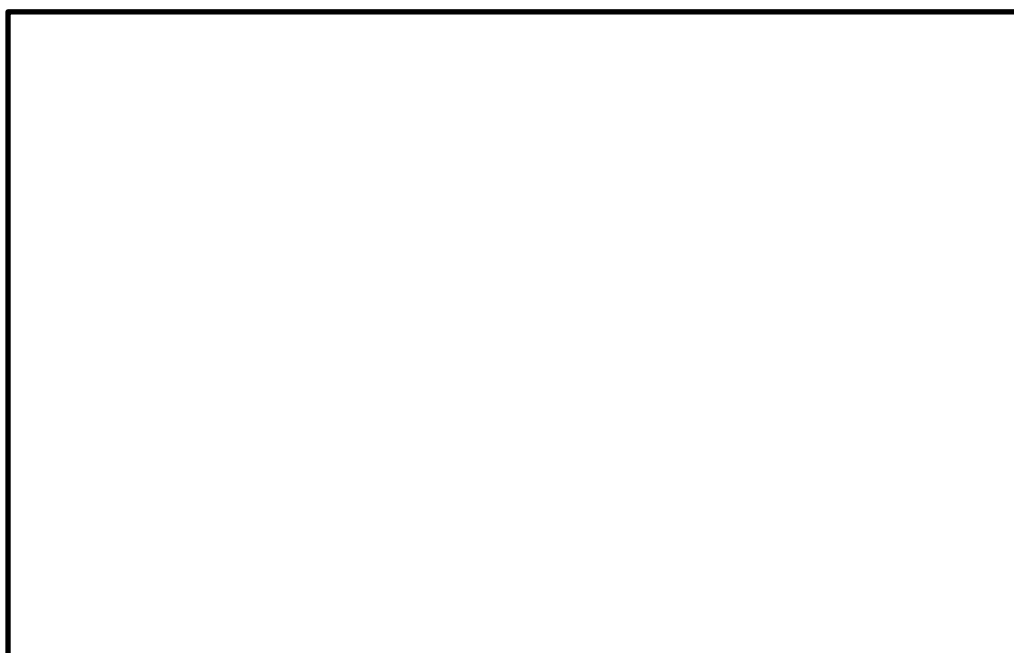


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その2）

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。

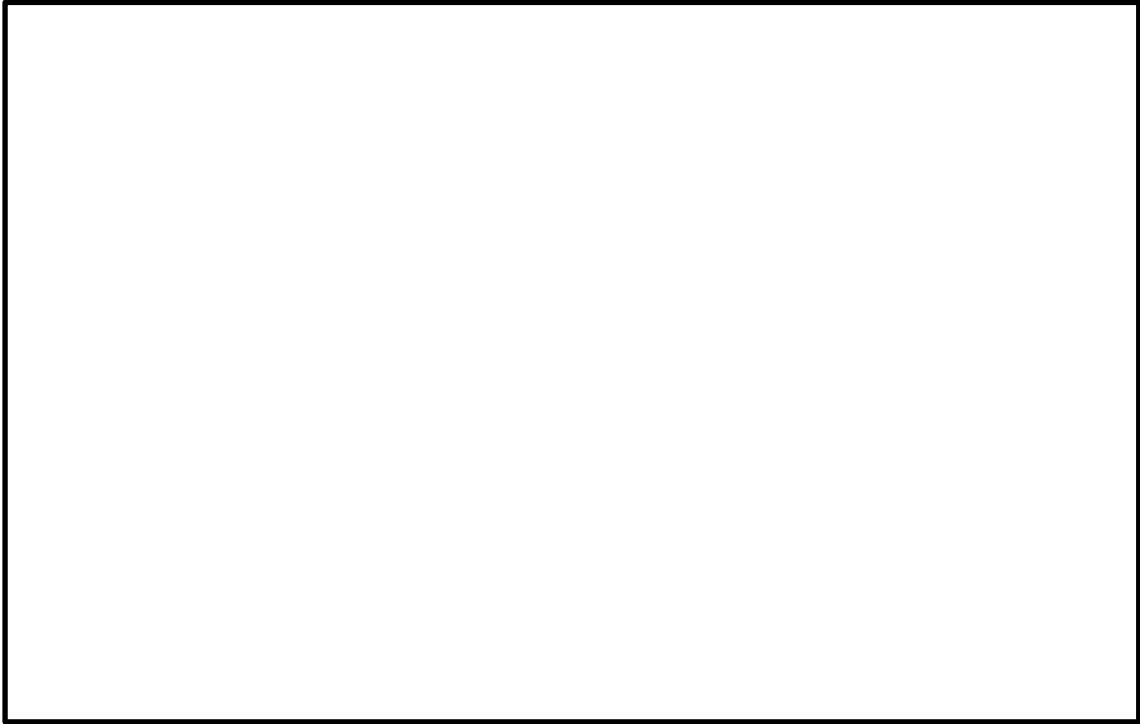


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

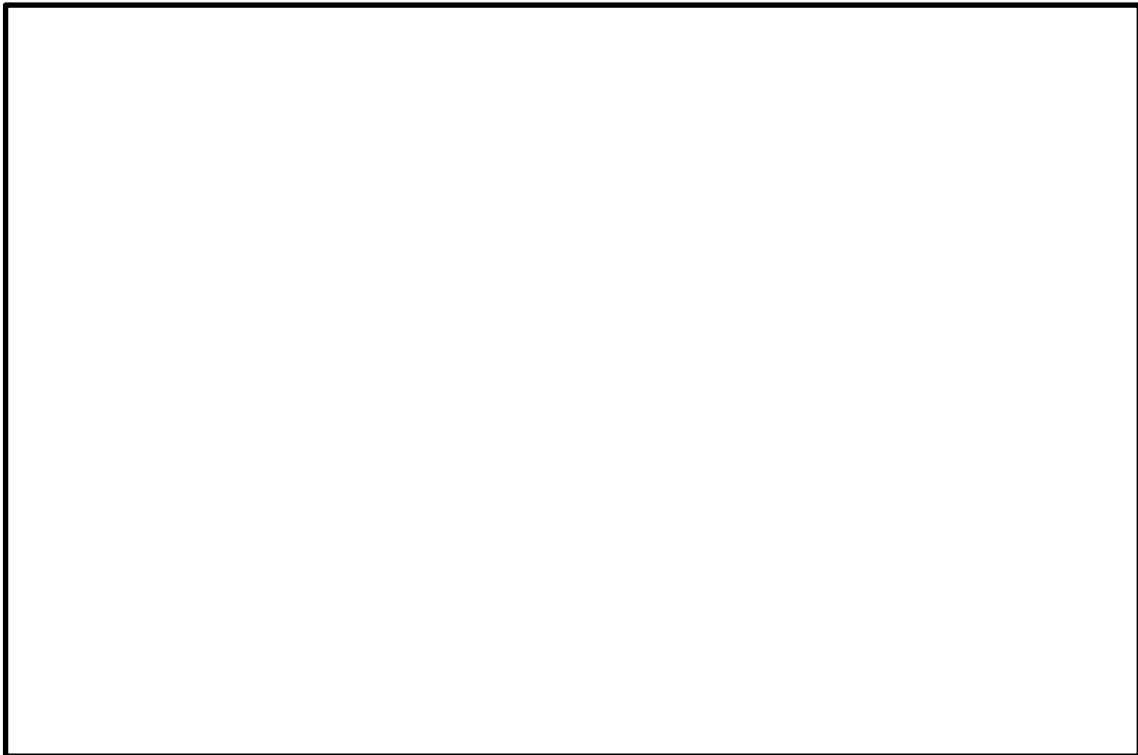


図5 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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。

1.4 諸外国の弁構成

格納容器フィルタベント系を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を図6に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。

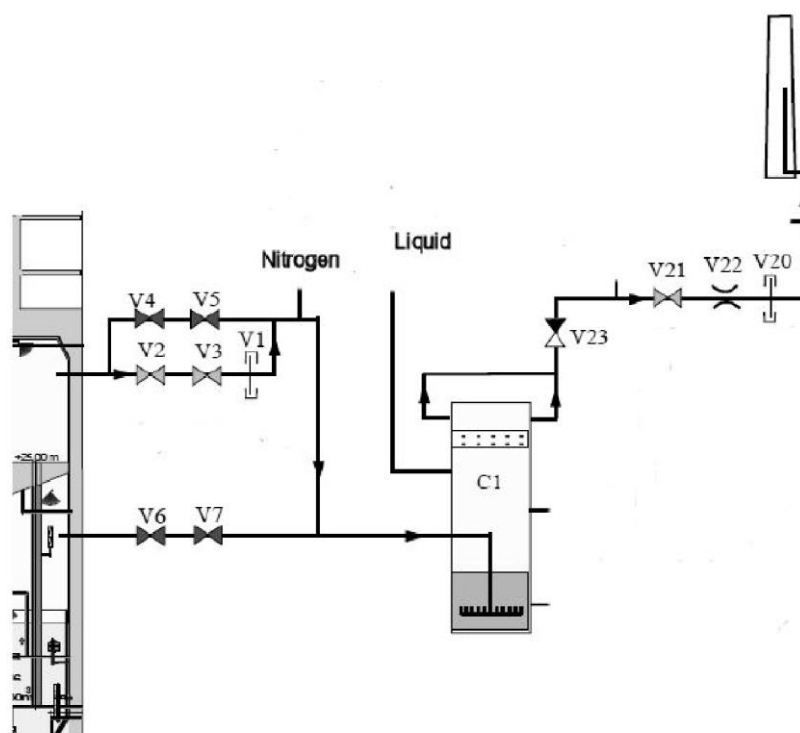


図6 格納容器フィルタベント系概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図7に示す。格納容器フィルタベント系は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

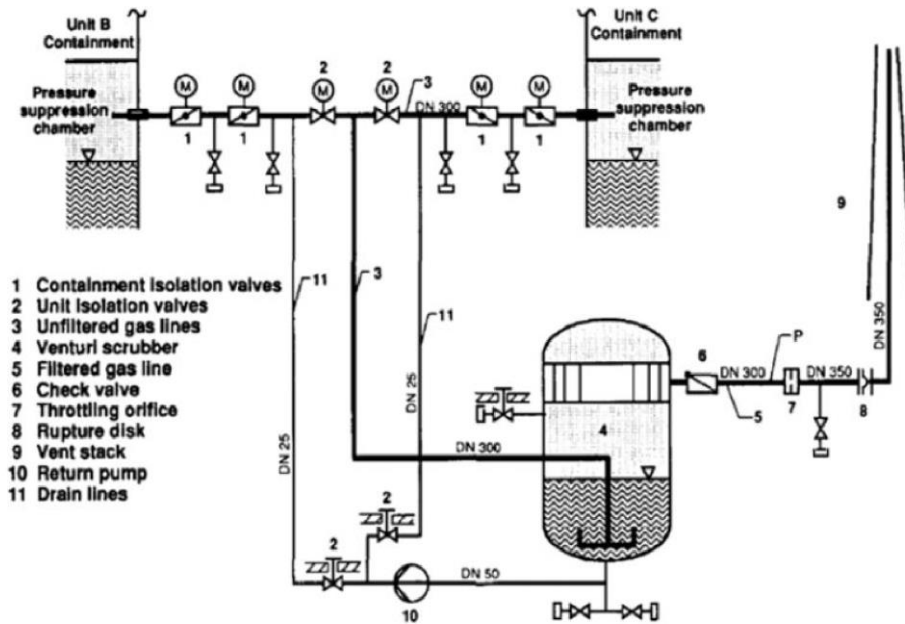


図7 格納容器フィルタベント系概略系統図 (ドイツ)

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図8に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。

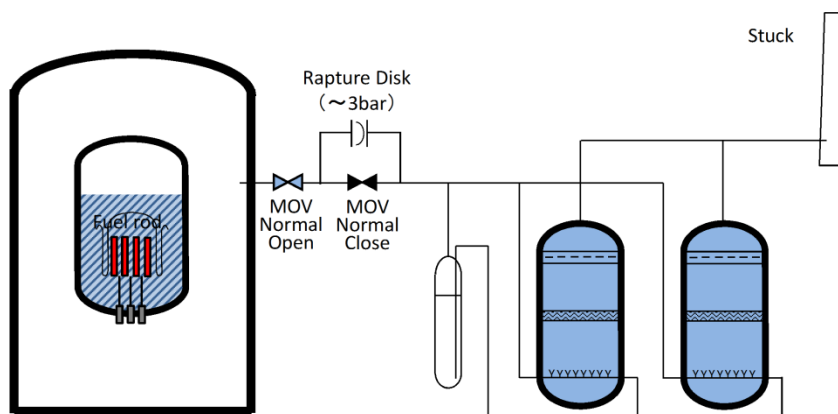


図8 格納容器フィルタベント系概略系統図 (スイス)

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.

2. 他系統との隔離について

2.1 格納容器フィルタベント系から他系統への隔離弁

格納容器フィルタベント系に接続している他系統の概略構成図を図9に、他系統との隔離弁の仕様を表3に示す。

格納容器フィルタベント系は、既設の窒素ガス制御系から分岐し、格納容器内のガスをフィルタ装置に導く系統としており、格納容器からフィルタ装置間の主ライン上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る。

これらの主ライン上に接続している他系統は、弁で隔離することにより、他系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

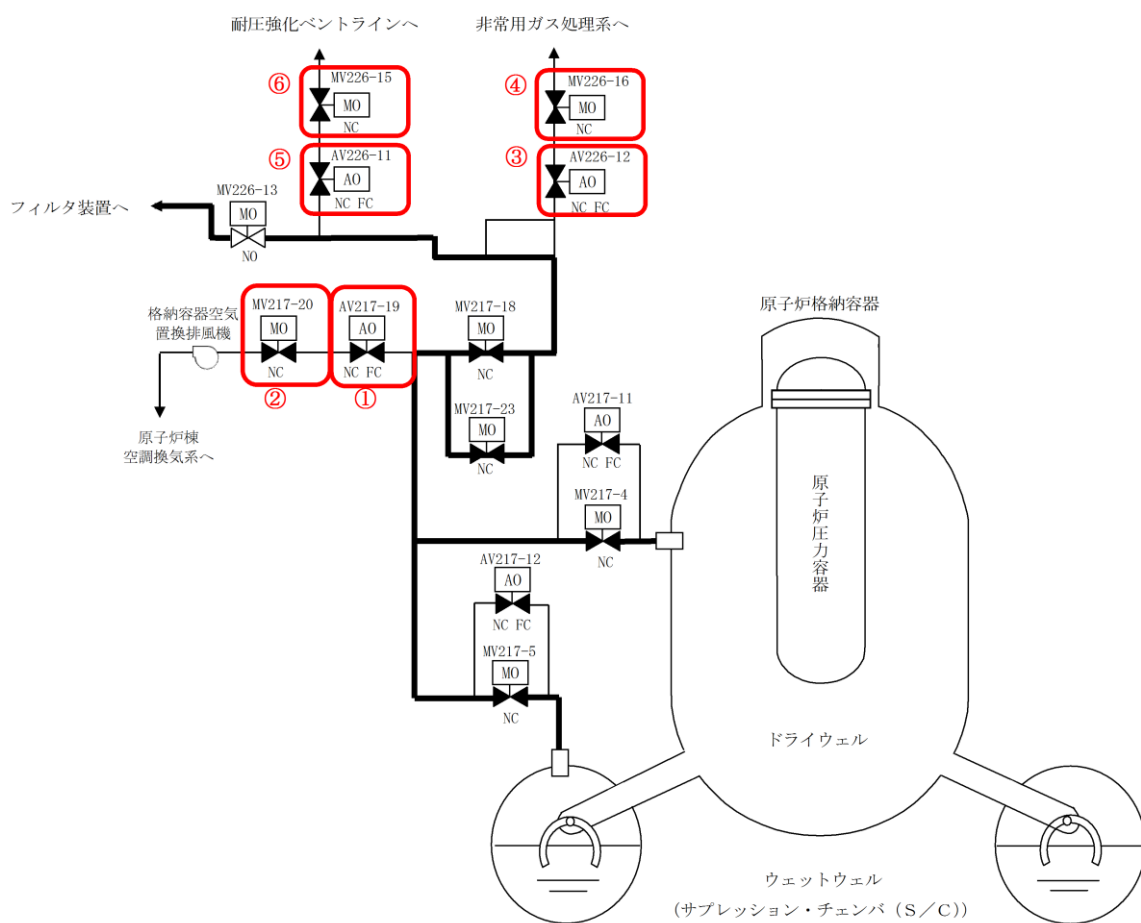


図9 他系統との隔離弁の概略構成図

表3 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	①AV217-19	②MV217-20	③AV226-12	④MV226-16	⑤AV226-11	⑥MV226-15
型式	バタフライ弁					
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

2.2 格納容器フィルタベント系の他系統への影響

(1) 格納容器フィルタベント系の主ライン構成及び他系統との分岐位置

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成を図 10 に、ベント弁の選定理由を表 4 に示す。

ウェットウェル側のベントラインとドライウェル側のベントラインは、それぞれの格納容器側から見て第 1 弁 (MV217-4/5) 下流で合流し、第 2 弁 (MV217-18/23) 及び第 3 弁 (MV226-13) を経由してフィルタ装置に接続する。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、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ラインがあり、原子炉棟空調換気系は第 1 弁と第 2 弁の間、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインは第 2 弁と第 3 弁の間の配管から分岐しており、接続配管には隔離弁を 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、本隔離弁は、通常時閉 (NC) とするとともに、格納容器フィルタベント系の主ラインから見て第 1 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 (FC) 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を可能な設計としている。

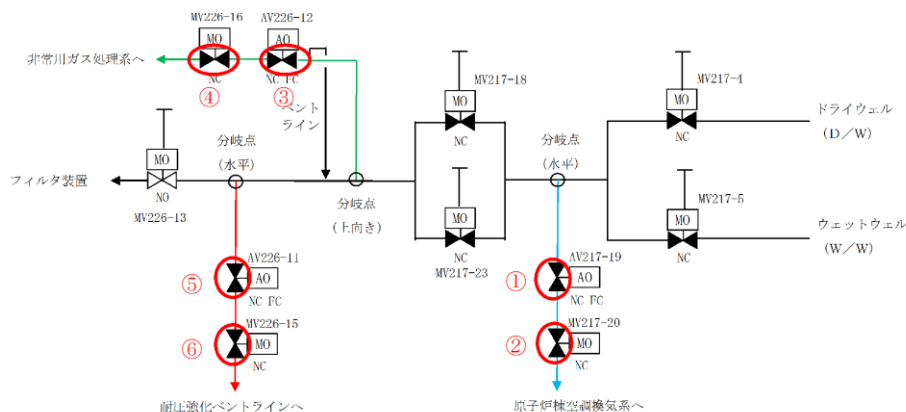


図 10 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

表 4 ベント弁の選定理由

弁の分類 (番号)	駆動方式	弁の状態	理由
第 1 隔離弁 (①③⑤)	空気	NC FC	・ 弁の駆動源喪失時において自動的に隔離できる。
第 2 隔離弁 (②④⑥)	電動	NC FAI	・ 他系統との接続状態において流量調整が可能な設計とする。

NC : 通常時閉

NO : 通常時開

FC : 駆動源喪失時「閉」

FAI : 駆動源喪失時状態維持

(2) フィルタベント使用時に他系統との隔離弁が受ける負荷について

他系統との隔離弁の仕様を表5に示す。

フィルタベント操作は、ベント弁の第2弁 (MV217-18 又は MV217-23) , 第1弁 (MV217-4 又は MV217-5) の順で開操作を行うため、操作の過程 (第2弁のみ開状態) で他系統との隔離弁に対して負荷がかかるとはならない。

ベント時 (第1弁開操作後) には、他系統との隔離弁 (AV217-19, MV217-20, AV226-11, MV226-15, AV226-12 及び MV226-16) に対して最大 200℃, 853kPa (2 Pd) の負荷がかかるが、ベント後は格納容器内の圧力及び温度の低下に伴い、他系統との隔離弁にかかる負荷も低下する。

他系統との隔離弁のうち AV217-19 以外の弁は、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃, 2 Pd 環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念がない。また、AV217-19 は弁シート部に改良 EPDM を使用しており、高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した蒸気加熱漏洩試験により、200℃, 2 Pd 環境下において弁シート部の隔離機能が維持できることを確認している。蒸気加熱漏洩試験条件を表6に示す。

表5 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	AV217-19*2	MV217-20*1	AV226-12*1	MV226-16*1	AV226-11*1	MV226-15*1
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

* 1 : 新設弁 (最高使用圧力 : 0.853MPa, 最高使用温度 : 200℃)

* 2 : 既設弁の弁シート材を改良 EPDM に変更 (最高使用圧力 : 0.43MPa, 最高使用温度 : 171℃)

圧力クラス (圧力温度基準) は 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200℃ における許容圧力 1.40MPa は 2 Pd を上回ることから、200℃, 2 Pd 環境下において弁耐圧部の健全性が維持できることを確認

表6 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	0.853MPa 以上 (2 Pd 以上)
試験温度	200℃
試験時間	168hr
積算放射線量	300kGy

また、AV217-19 については、最高使用温度及び最高使用圧力である 200℃, 2 Pd 未満で設計された弁であるため、200℃, 2 Pd の環境下における構造健全性を評価した。

弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。よって、AV217-19 弁の耐圧部について、過度な変形（一次応力）に対する健全性を確認する。

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）は 1.03MPa（150LB）であることから、図 11 に示すとおり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.40MPa は 2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部は 200℃、2Pd 環境下において健全性が維持される。

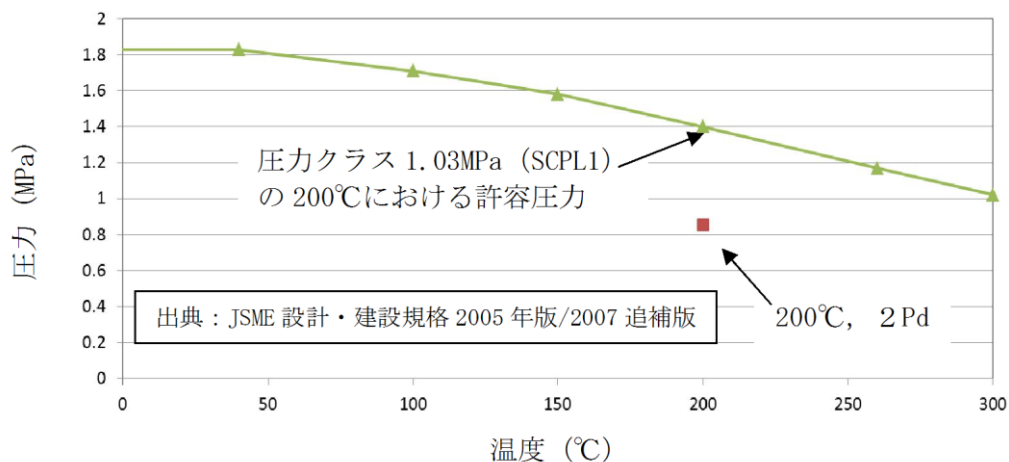


図 11 AV217-19 (圧力クラス 1.03MPa) の温度－許容圧力

(3) 他系統との隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図を図 12 に示す。

格納容器フィルタベント系の主ラインから他系統との隔離弁までの配管については、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に基づき評価設計し、換気可能な構成としている。

原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁（AV226-11）までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

また、非常用ガス処理系との隔離弁（AV226-12）までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるベントラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第 1 弁（MV217-4）までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第 1 弁（MV217-5）までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。

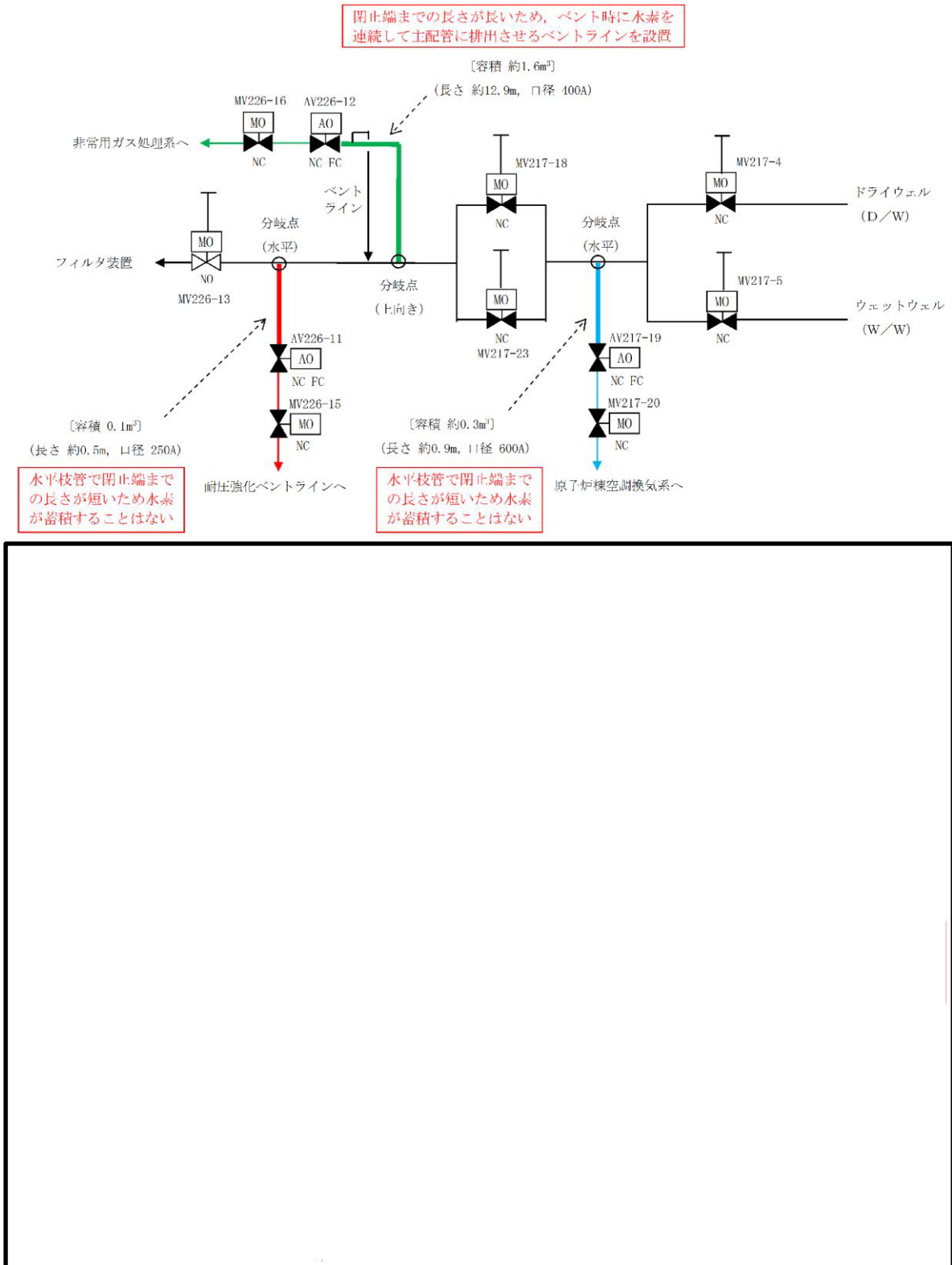


図 12 他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

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。

(4) 他系統と隔離する弁の運用上の影響について

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 13 に示す。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、①原子炉棟空調換気系、②非常用ガス処理系及び③耐圧強化ベントラインがあり、接続配管には隔離弁を 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、当該隔離弁は通常時「閉」とする。

当該隔離弁について、第 1 隔離弁（主配管側）は、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するとともに、第 2 隔離弁は、代替交流動力電源から受電し、開閉操作が可能な設計としているため、フィルタベント実施までにベントラインと確実に隔離できることから、フィルタベント実施には影響はない。

以下に、①から③に示す系統の運用上の影響を示す。

①原子炉棟空調換気系

原子炉棟空調換気系の当該ラインは、通常運転中の格納容器圧力調整（台風等に伴う大気圧低下時）の際に使用することがある。（図 14, 15 参照）

図 15 に示す a, b の第 1 隔離弁（格納容器側）及び c の第 2 隔離弁（系統側）は、格納容器隔離弁のため格納容器隔離信号にて自動で全閉する。また、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。

格納容器圧力調整中は、図 15 に示す d の隔離弁（MV217-20）は調整開状態であるが、異常が発生した場合には、通常時の系統構成に戻すことを手順の基本としているため、中央制御室より全閉操作を実施する。仮に、非常用電源が喪失した場合でも、代替交流動力電源から受電し、当該弁の閉操作を実施することが可能な設計としている。

したがって、格納容器隔離弁によりバウンダリが保持されていること、並びにフィルタベント実施までには時間的余裕があることから、同時使用することはなく、切替え操作を含め確実に隔離操作が実施できることから、フィルタベント実施に影響はない。

なお、原子炉棟空調換気系は、通常運転時の原子炉棟の換気に使用するが、2 重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認する。

②非常用ガス処理系

非常用ガス処理系の当該ラインは、運転中には使用しない。

窒素又は空気の漏えいにより、格納容器圧力が上昇した場合のプラント停止後において、格納容器圧力を減圧させるために使用する。また、プラント

停止後の作業環境確保のために使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、非常用ガス処理系は、事故時に原子炉棟を負圧に維持するために使用するが、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離され、各々独立して使用すること及びフィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系は相互に影響を与えることはない。

③耐圧強化ベントライン

耐圧強化ベントラインは、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、耐圧強化ベントラインは、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインは相互に影響を与えることはない。

<耐圧強化ベントラインの位置付けについて>

島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備）としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは設置許可基準規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用とする。

なお、格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている。

- ・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保
- ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保

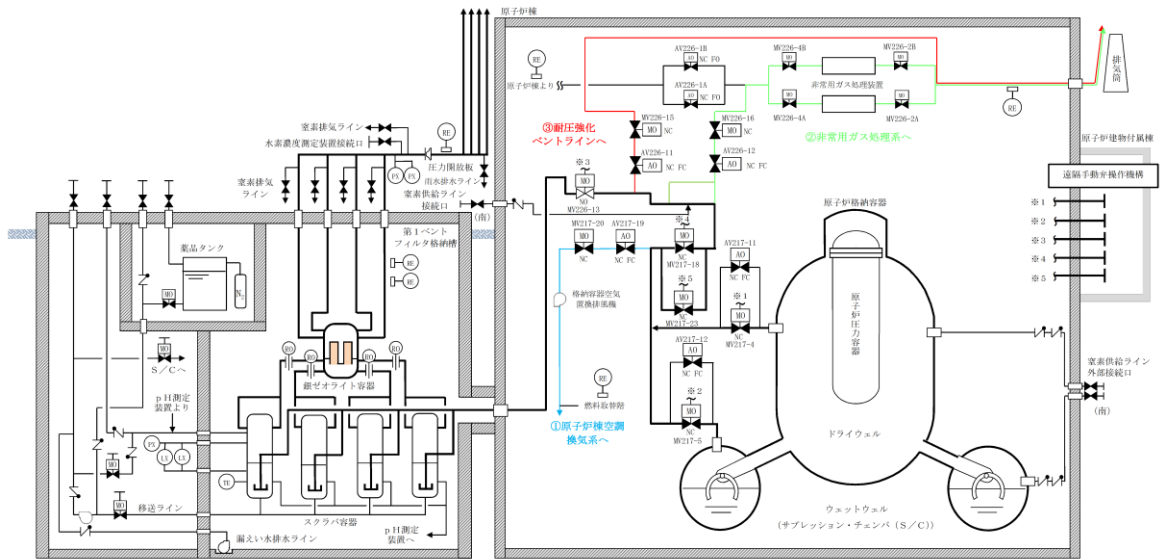


図 13 格納容器フィルタベント系 系統概略図

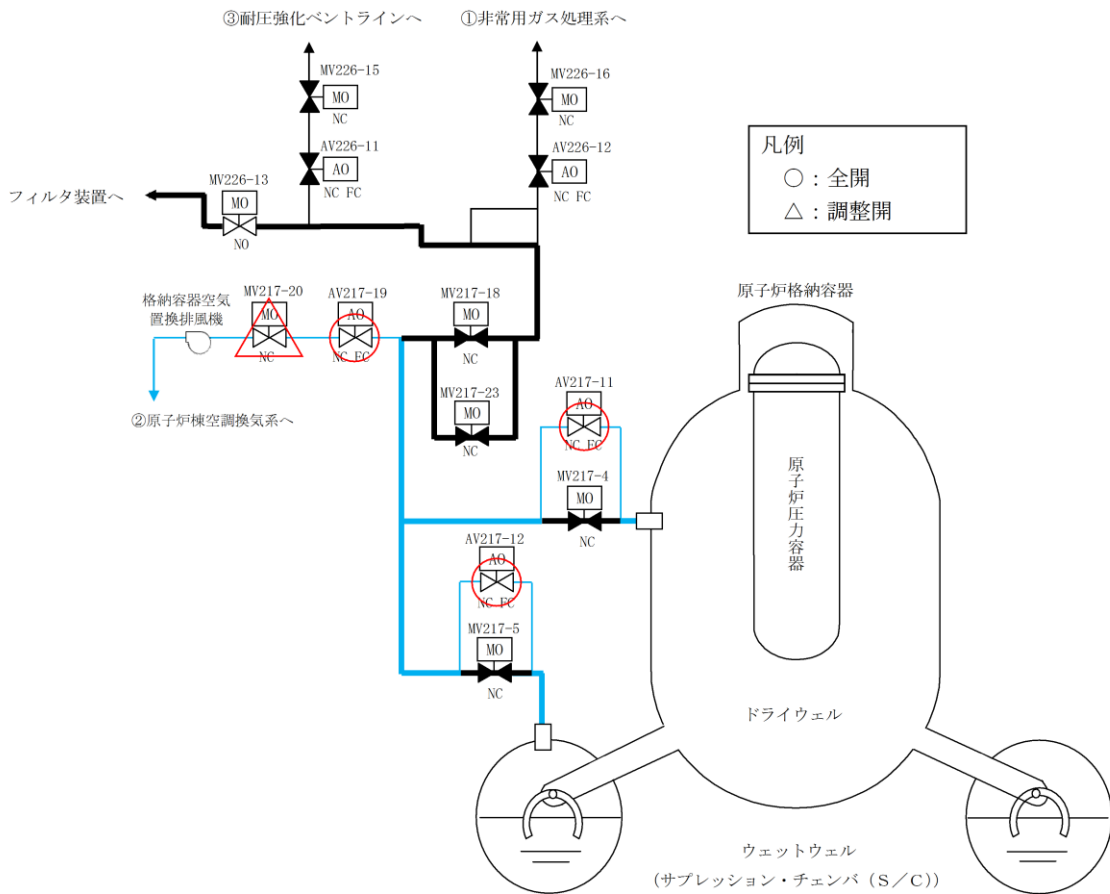


図 14 通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

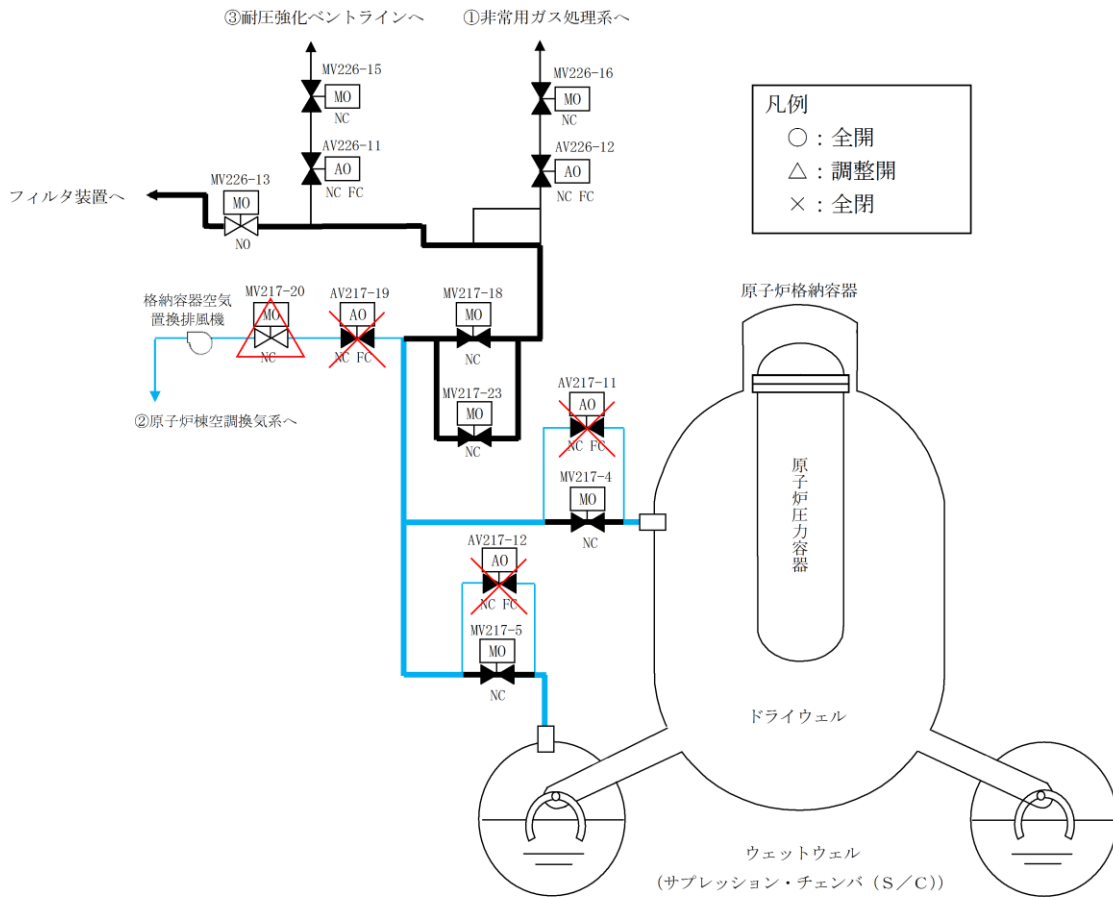


図 15 格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の系統構成

3. 格納容器からの取り出し位置について

格納容器からの排気ラインの取り出し位置は、ドライウェル及びサプレッション・チェンバのそれぞれに設け、どちらからでも排気が可能な設計としている。格納容器フィルタベント系の系統における格納容器からの取り出し位置（ドライウェル及びウェットウェルベントライン）を図16に示す。

ウェットウェルベントラインについては、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェルベントラインについては、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、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

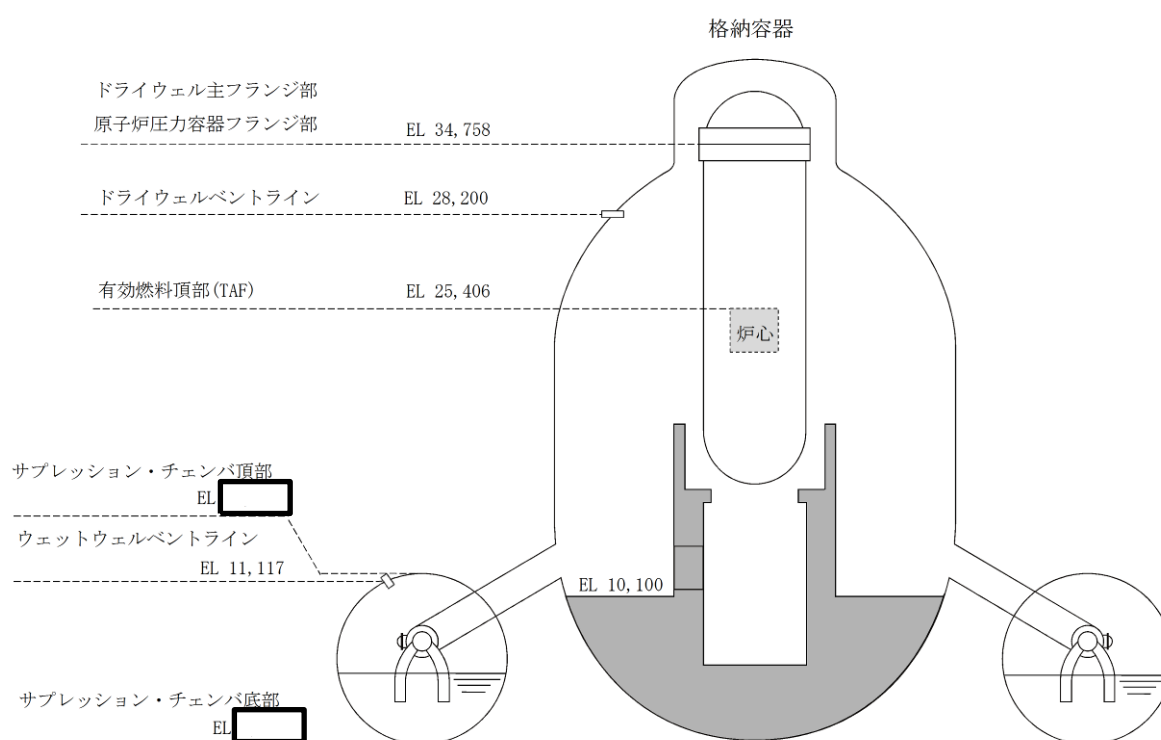


図16 格納容器の部位毎の高さ

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。

(参考) 窒素供給ラインの隔離弁の頑健性について

窒素供給ラインの概略系統図を図1に示す。

格納容器フィルタベント系を使用している際に、窒素供給ラインにベントガスが逆流し、フィルタを経由せずにベントガスが大気に放出されないように、窒素供給ラインに逆止弁 (V226-14) を設置している。逆止弁 (V226-14) は、重大事故時においても窒素注入ラインの逆流を防止するため、設計温度 200℃、設計圧力 2Pd 以上 (0.93MPa) としている。

また、仮に逆止弁 (V226-14) のシートリークを想定した場合でも、手動弁 (V2B3-82) を設置しているため、窒素供給ラインにベントガスが逆流することはない。なお、手動弁 (V2B3-82) は、設計温度 66℃、設計圧力 0.93MPa としているものの、200℃、2Pd (0.853MPa) の環境下においても、隔離機能が確保されることを確認している。手動弁 (V2B3-82) の構造図を図2に示す。

- ・弁耐圧部 : 当該弁は圧力クラス 1.03MPa のクラス 2 弁として設計されており、図3に示すとおり、200℃における許容圧力は 1.53MPa であることから、2Pd (0.853MPa) を上回る。
- ・シール部 : 弁体シート部はメタルであり、弁ふた及びグランドシール部は膨張黒鉛製であるため十分なシール性能を有している。

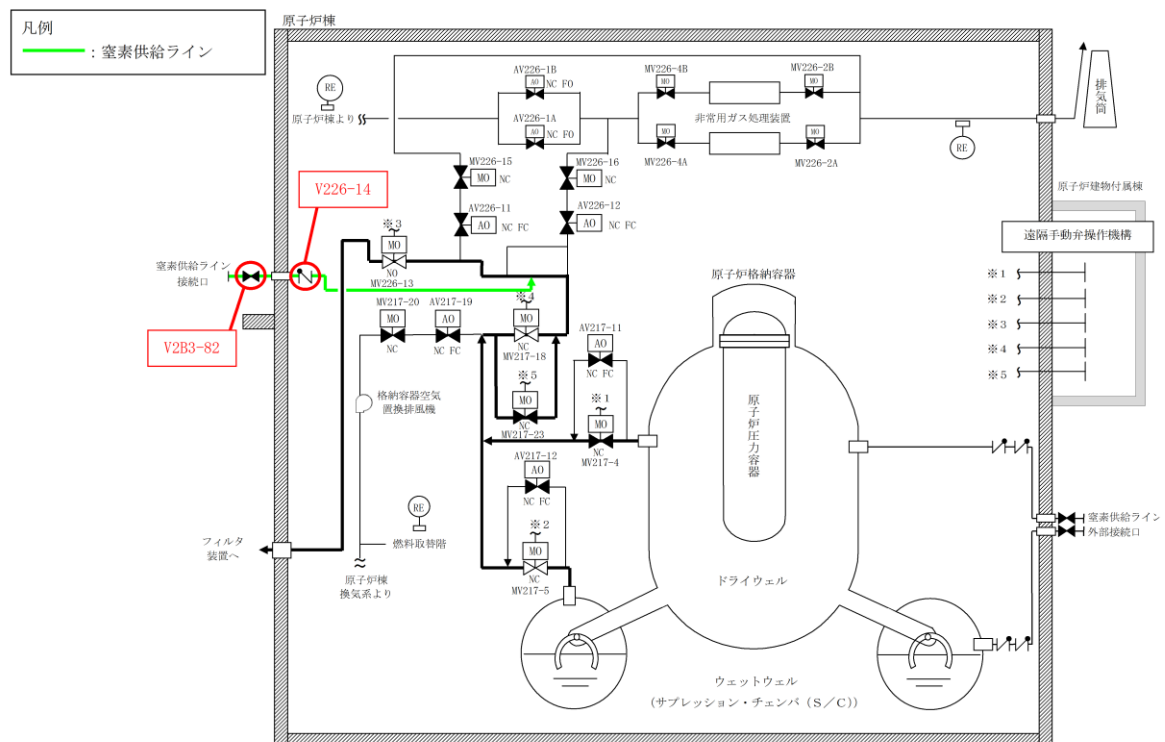


図1 窒素供給ライン 概略系統図

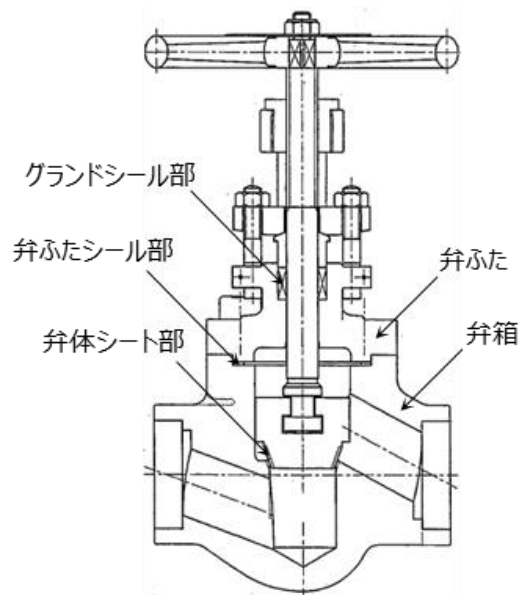


図2 手動弁 (V2B3-82) 構造図

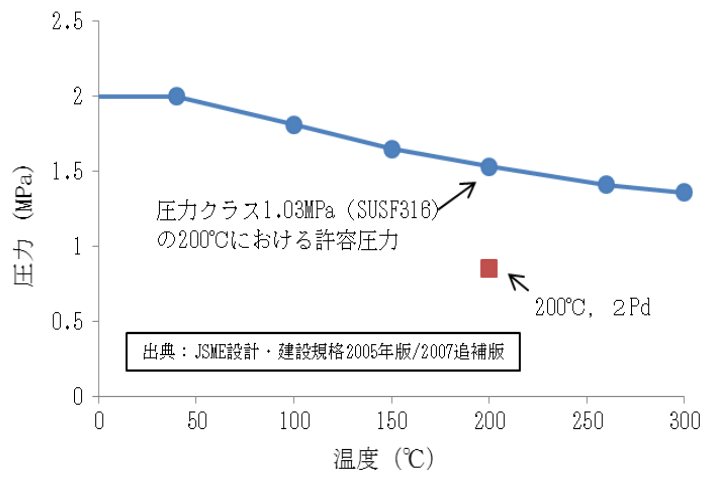


図3 圧力クラス 1.03MPa の温度-許容圧力線図

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

ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：2号炉
- ・ 想定事象：冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・ 以下の2ケースについて評価^{※1}
 - W/Wベントにより事象収束に成功
 - D/Wベントにより事象収束に成功

※1 島根原子力発電所2号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

b. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を表1に示す。

c. 被ばく評価条件

被ばく経路の概念図を図1及び図2に示す。

大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を表2に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を表3に示す。

評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。

- ・ W/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 1階）
- ・ D/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 2階）
- ・ 第二隔離弁操作位置（原子炉建物 3階）

なお、屋内移動中（往路、復路）の評価点は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で代表した。

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表4に示す。

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を図3から図7に示す。

d. 評価方法

(a) 原子炉建物外での作業

(a-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。

(a-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

(a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

(a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

(a-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

(b) 原子炉建物内での作業

(b-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の一次隔離弁、二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³ を設定した。

(b-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。

また、ベントガスからの放射線について、遮蔽厚さが最も薄い天井での遮蔽厚さを考慮して評価した^{*1}。

(b-3) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定して評価した。

なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

(b-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

(b-5) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等に

の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

- ※1 格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管 (EL. 65m) から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口 (EL. 65m) と一次隔離弁の開操作場所 (W/Wベント時：原子炉建物1階(), D/Wベント時：原子炉建物2階() は少なくとも40m程度の高低差があることから放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

e. 作業時間

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を表5及び図8, 9に示す。

各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。

各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。

(2) 評価結果

格納容器ベント (W/Wベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表6に示す。また、格納容器ベント (D/Wベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表7に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約12mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表6, 7の評価結果は、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離

弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（1／2）
（W/Wベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建物から大気 中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（2／2）
（D/Wベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建物から大気 中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

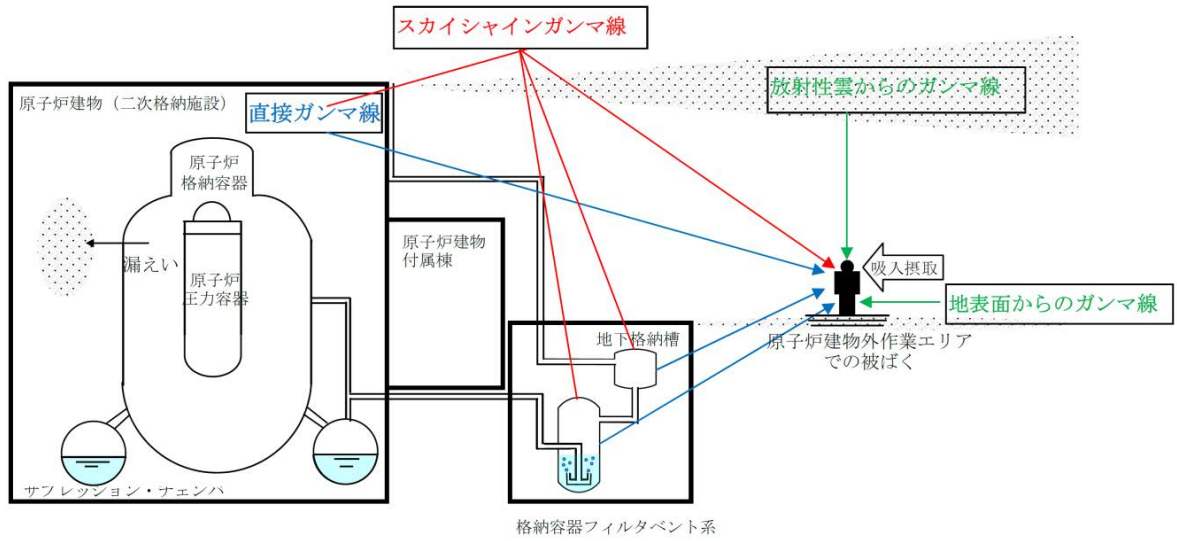


図1 被ばく経路概念図 (屋外)

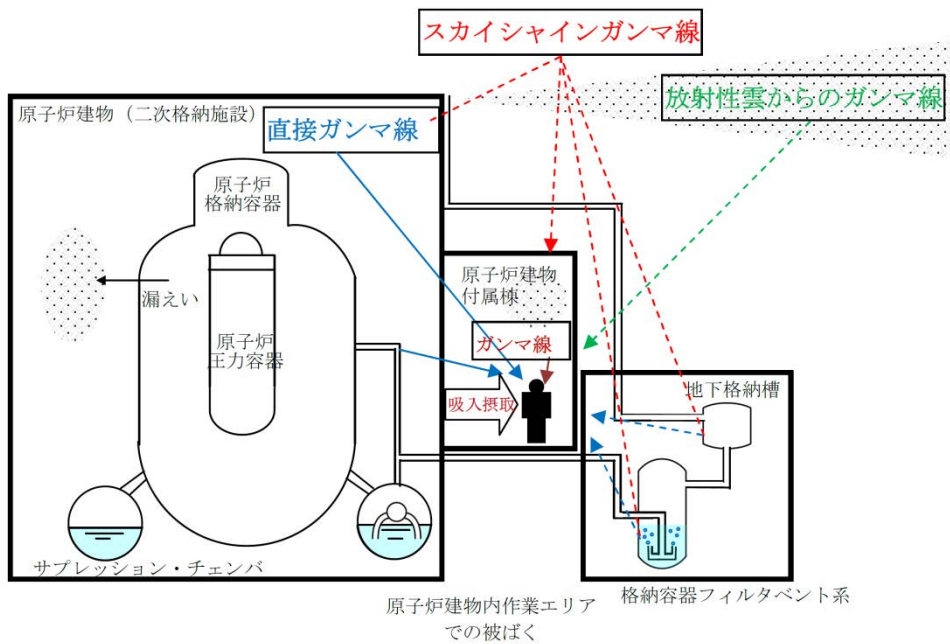


図2 被ばく経路概念図 (屋内)

表2 放射性物質の大気拡散評価条件（1 / 2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における 1年間の気象資料 (2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 非常用ガス処理系排気筒 : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 非常用ガス処理系排気筒 : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定
建物投影面積	2号原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物, 格納容器フィルタベント系放出時) 2号タービン建物 : 2100m ² (排気筒放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表2 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	
	第 二 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9 方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)	

表3 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m ³]	相対線量[Gy/Bq]
W/Wベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
D/Wベント第一隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第二隔離弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

表4 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した
地表への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)

表5 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備	ベント弁 (第二隔離弁) 開操作	ベント弁 (第一隔離弁) 開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後 以降	168 時間後 以降
作業時間	移動 30 分 作業 60 分	移動 : 20 分 作業 : 80 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動 : 20 分 作業 : 40 分

※1 二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。

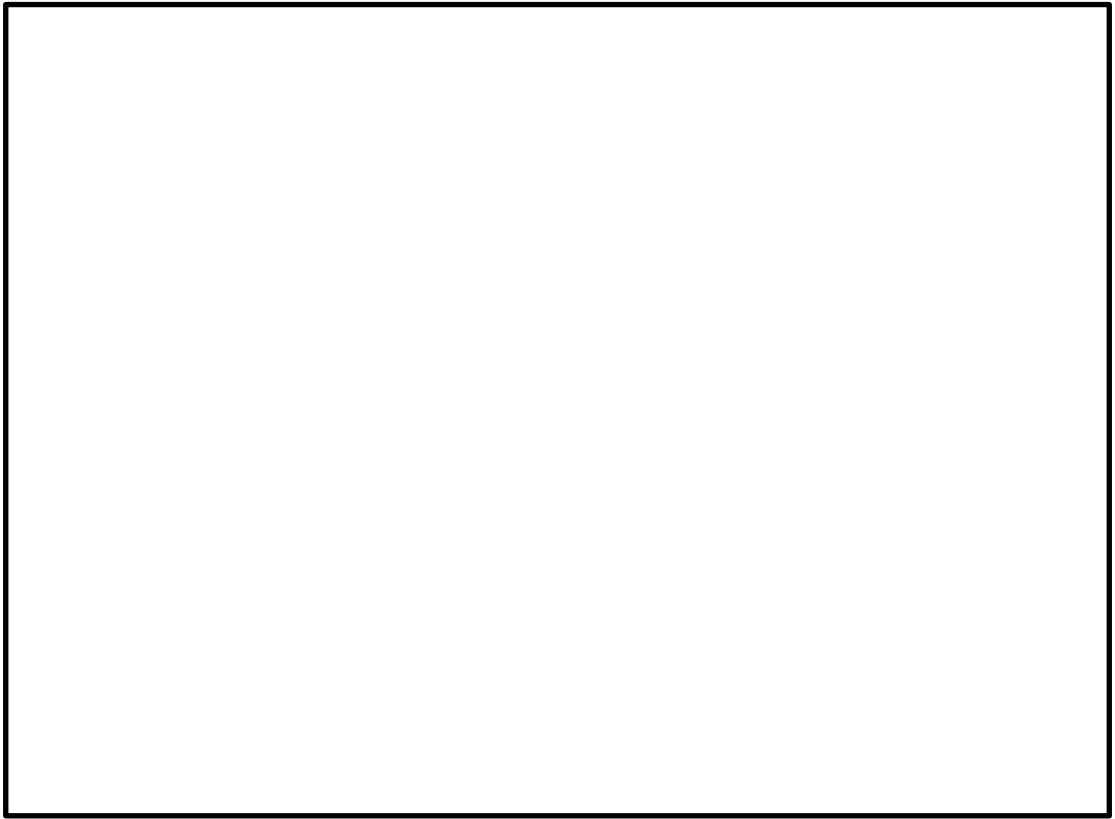


図3 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地下1階）

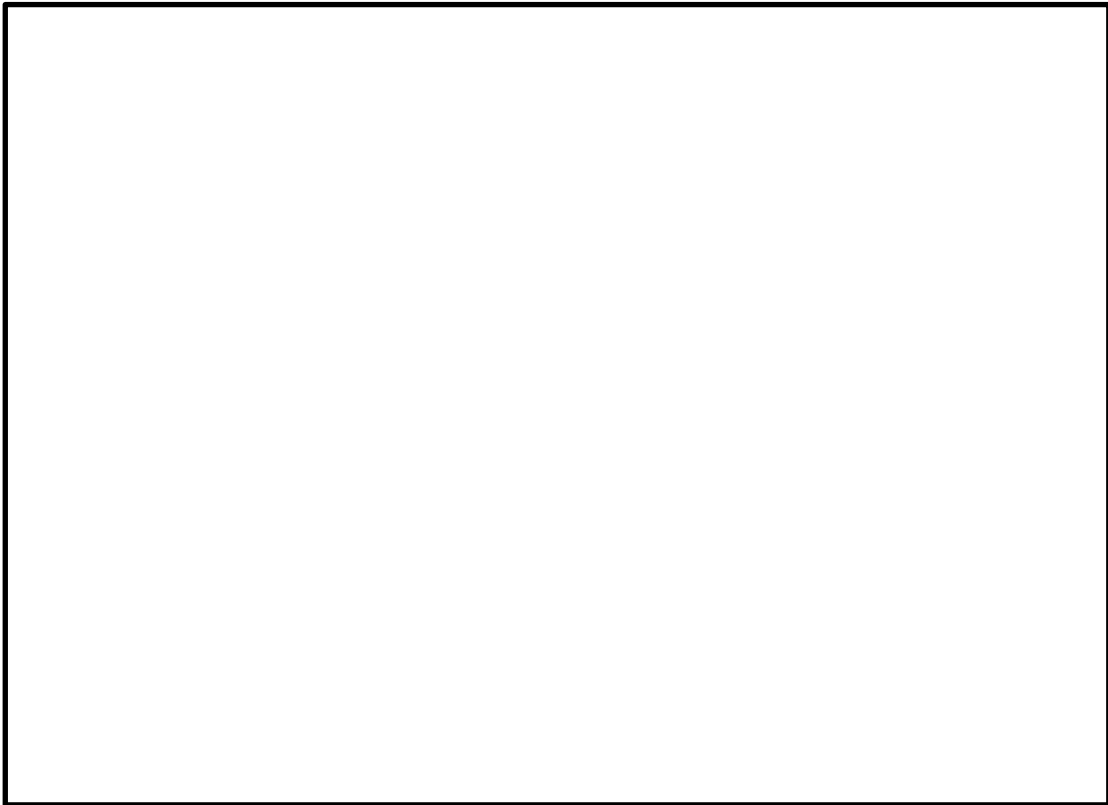


図4 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）

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。

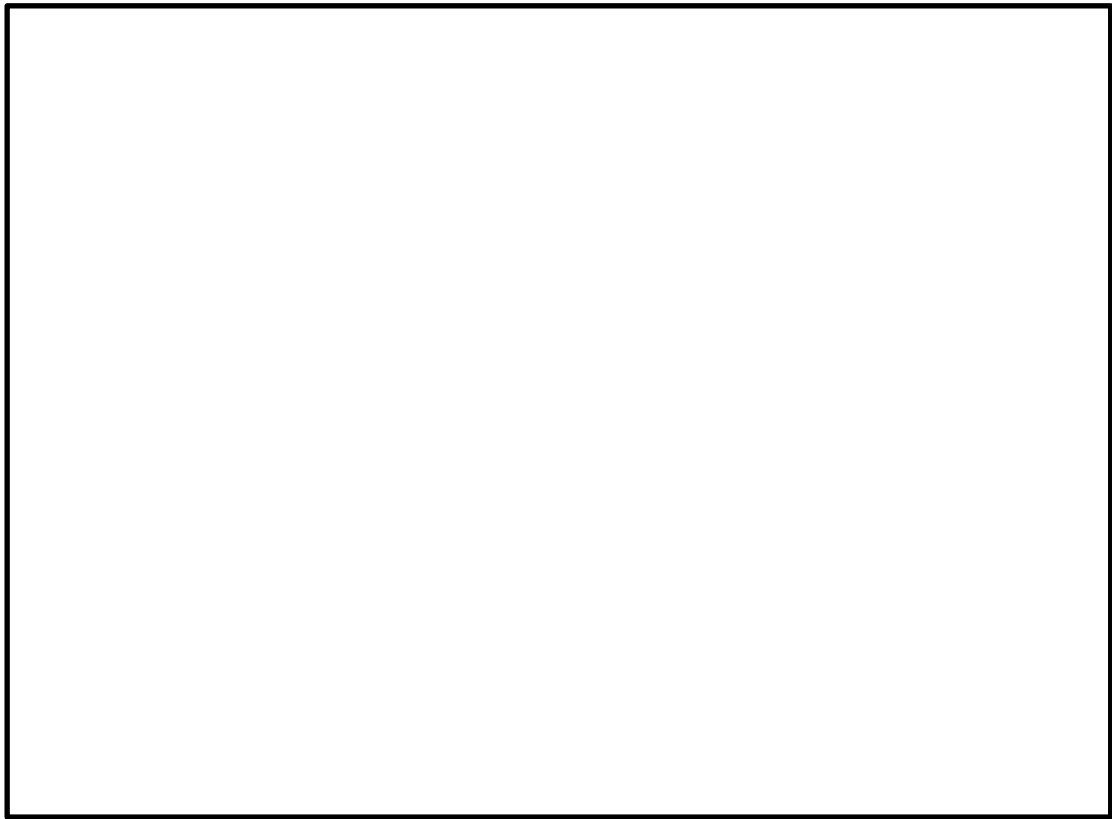


図5 第一隔離弁（D/Wベント）操作場所（原子炉建物地上2階）

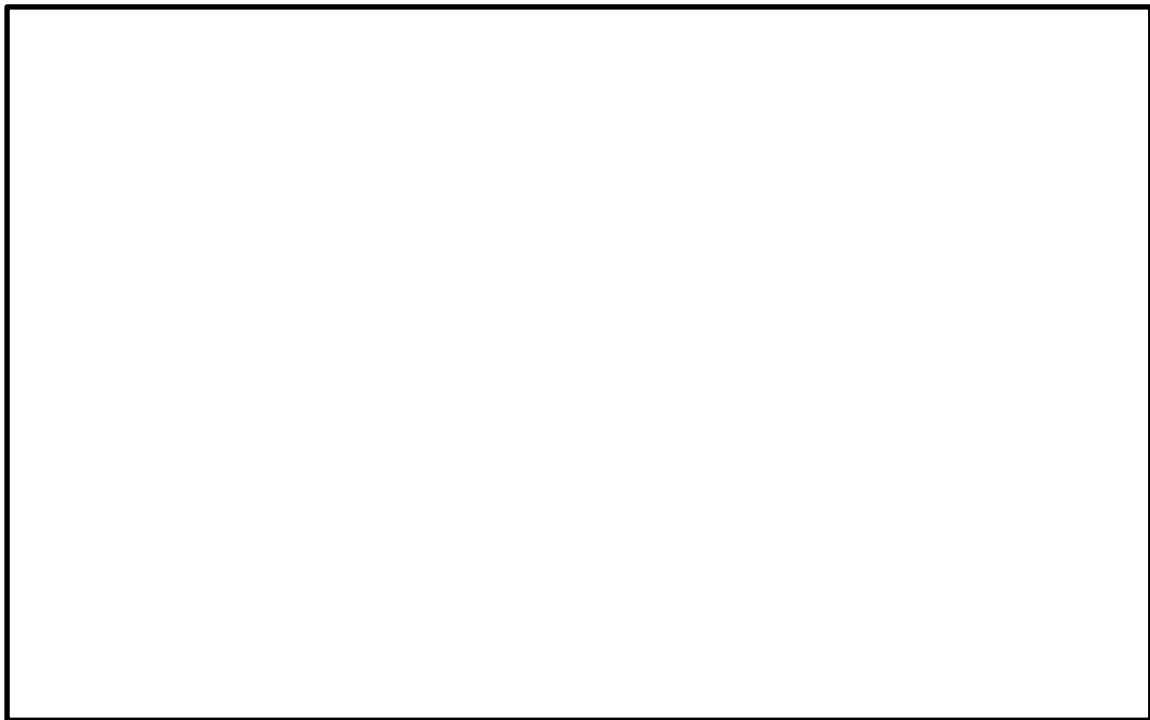


図6 屋外作業場所

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。

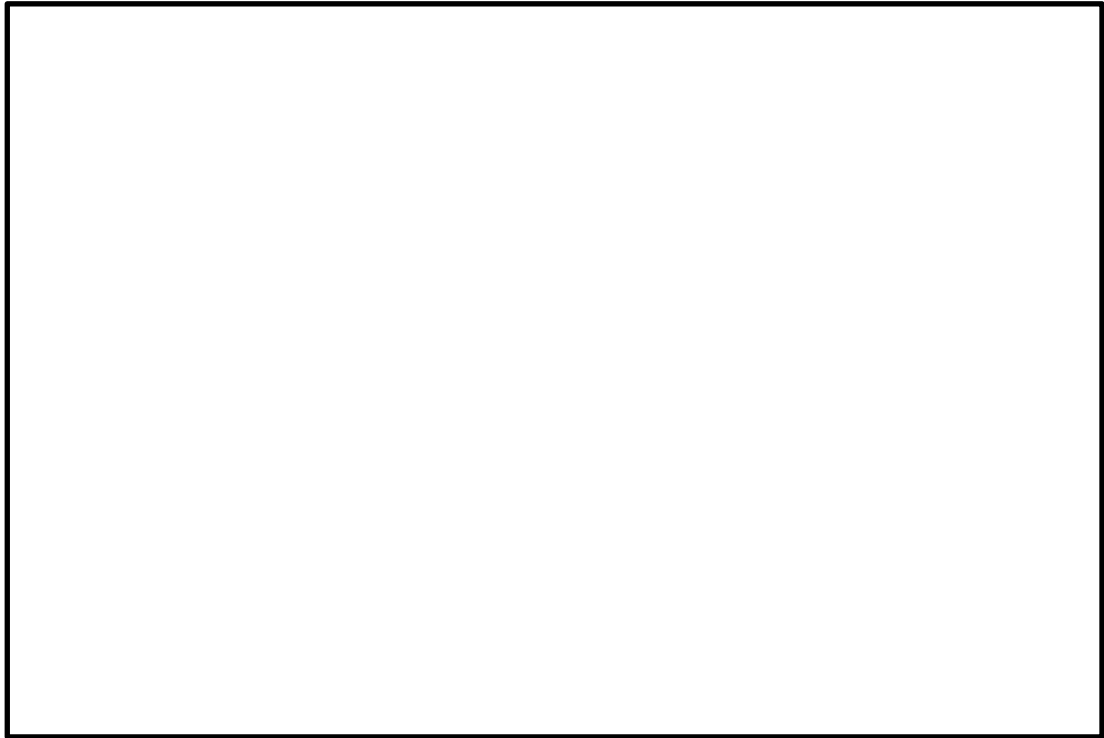


図7 第二隔離弁操作場所（原子炉建物地上3階）

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6 格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※ ¹	可搬式窒素供給装置準備※ ¹	ベント弁（第二隔離弁）開操作※ ¹	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作※ ¹	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	9.1×10^{-1}	1.4×10^0	3.4×10^{-1}	4.6×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	1.5×10^0	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※ ²	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ※ ³	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10^0	9.0×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	3.7×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	8.2×10^{-1} ※ ⁴
S G Tフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※ ⁵	—※ ⁵	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	—※ ⁵
被ばく線量	1.0×10^1	1.1×10^1	1.2×10^1	6.2×10^0	6.8×10^0	5.0×10^0

※¹ 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※² マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

※³ ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※⁴ ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※⁵ 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

表7 格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置 ^{※1}	可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	ベント弁（第二隔離弁）開操作 ^{※1}	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイライン線による外部被ばく	7.1×10^{-1}	7.9×10^{-1}	9.3×10^{-1}	1.4×10^0	3.5×10^{-1}	4.7×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	7.3×10^{-1}	7.5×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ※3	1.4×10^0	1.1×10^{-2}
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10^0	9.0×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	7.7×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	4.1×10^0 ※4
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	— ^{※5}	— ^{※5}	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-1}	— ^{※5}
被ばく線量	1.0×10^1	1.1×10^1	1.2×10^1	5.5×10^0	6.2×10^0	1.2×10^1

※1 被ばく線量が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載。

※2 マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

補足 1 現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

現場作業の線量影響評価においては、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した沈着速度として 0.5cm/s を用いる。

以下では、湿性沈着を考慮したエアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として 0.5cm/s^{*1} を用いることの適用性について確認した。

※ 1 有機よう素の地表面への沈着速度としては 1.7×10^{-3} cm/s

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度 (0.3cm/s) の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。「学会標準」解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院平成 21 年 8 月 12 日）〔解説 5.3〕(1) に従い放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

$$(x/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \textcircled{1}$$

ここで、

$(x/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$x/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(x/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」解説 4.11 より以下のように表される。

$$(x/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^{\infty} x/Q(x,y,z)_i dz = x/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\sum_{zi}^2}\right] \cdot \cdot \cdot \textcircled{2}$$

$(x/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 [1/m²]
 $x/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m³]
 Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times \text{Pri}_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pri_i : 時刻 i での降水強度 [mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m]
 h : 放出高さ [m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値
 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値

$$= \frac{\left(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i + x/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2} \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を表 1 に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度 97%値を採用^{*3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度 97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性+湿性）は乾性沈着率の約 1.00~1.28 程度となった。

なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度 97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の 1.28 倍（約 0.38cm/s）から保守的に 0.5cm/s と設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、有機よう素の乾性沈着速度（ 10^{-3} cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）を参照し、値を丸め 1.7×10^{-3} cm/s を採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として 1.2cm/s を採用している。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

※3 (気象指針解説抜粋)

I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ	評価点	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
原子炉建物 (地上0m)	W/Wベント第一隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	D/Wベント第一隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	第二隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.6×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	1.00
排気筒 (地上110m)	W/Wベント第一隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.9×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.23
	D/Wベント第一隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.8×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.24
	第二隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.9×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.22
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上50m)	W/Wベント第一隔離弁	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03
	D/Wベント第一隔離弁	7.5×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.02
	第二隔離弁	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03

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

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、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 1 に示す。

表 1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
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	200℃	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。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力 427kPa [gage] において)	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。
フィルタ装置内発熱量	370kW	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。
エアロゾル移行量	300kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量(28kg)に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根2号炉の熱出力(2,436MW)を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

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、格納容器の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、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し、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 853kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の2倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 853kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の2倍) 及び限界温度 200℃を下回ることから、流量制限オリフィスまでについては、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて格納容器の最高使用圧力 (1Pd) 未満に減圧されることから、1Pd 及び格納容器の限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。

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及び格納容器温度の推移を図 1, 2 に示す。格納容器内に放出される蒸気により、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを間欠的に実施することにより、圧力上昇を抑制する。事象発生から約 32 時間経過した時点でサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達するため、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。格納容器内の気相部圧力の最大値はベント時の約 659kPa[gage] であり、格納容器内の気相部温度は 200℃以下に維持され、ベント時は約 169℃であり、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

なお、NEI13-02 (参考図書 1) にて格納容器ベント系の設計条件として示されている 285℃, 1.05Pd (Mark-I) 及び 1.45Pd (Mark-II) は、格納容器のドライウェルヘッドがある程度の漏えいを示す可能性のある温度と圧力に相当する。島根 2 号炉においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である 200℃, 2Pd を流量制限オリフィスまでの格納容器フィルタベント系の設計条件としている。また、流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて 1Pd 未満に減圧されることから、200℃, 1Pd を格納容器フィルタベント系の設計条件としている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。

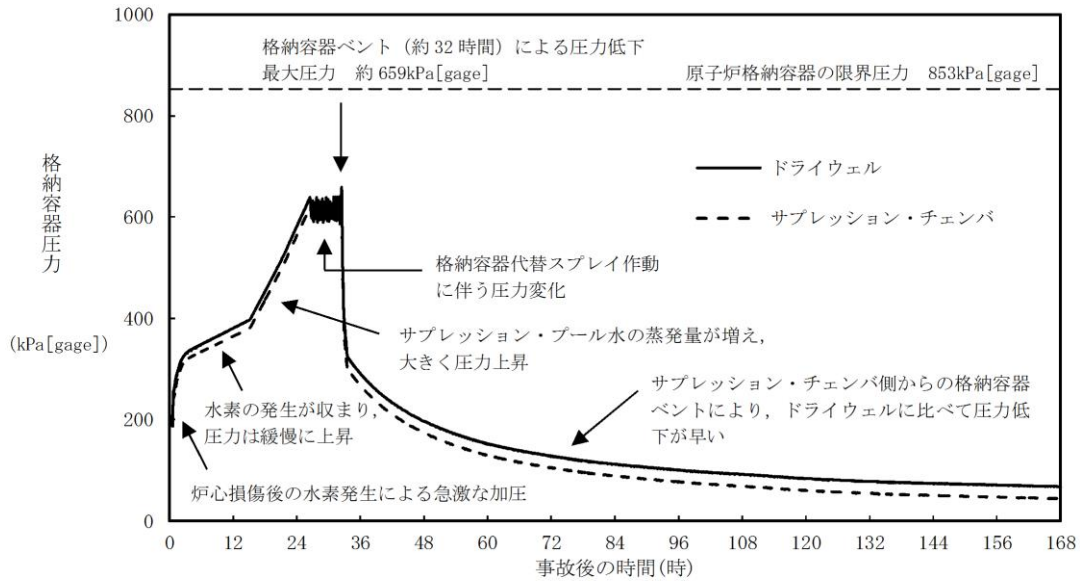


図1 大LOCA+SB0+ECCS機能喪失時における格納容器圧力の推移

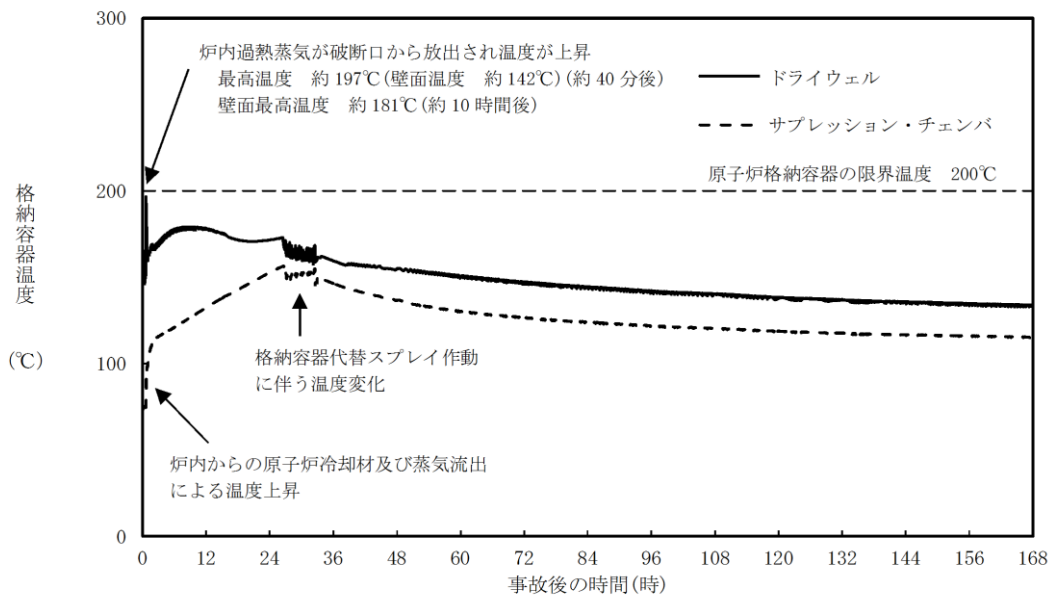


図2 大LOCA+SB0+ECCS機能喪失時における格納容器温度の推移

(2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage] (1 Pd) において、原子炉定格熱出力の 1% (原子炉停止後 2～3 時間相当) の蒸気発生量を排出できるよう設定している。

系統流量は式 1 により算出し、9.8kg/s となる。

$$W_{vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad (\text{式 1})$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10^3 kW)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55 kJ/kg @ 1 Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピ (251.15 kJ/kg @ 60°C^{*1})

※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が 1 Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1 Pd 以上になれば系統流量も 9.8 kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

(3) スクラバ容器内発熱量

格納容器フィルタベント系のスクラバ容器内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 370 kW に設定している。

NUREG-1465 (参考図書 2) における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する核分裂生成物 (FP) による崩壊熱を評価する。

スクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。

【スクラバ容器内発熱量】

= 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FP の格納容器への放出割合】

÷ 【③格納容器内の DF】

× 【④スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】

① ベント時の原子炉の崩壊熱

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。

② FP の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (表 2 参照)。

③ 格納容器内の DF

NUREG-1150 (参考図書 3) に基づき、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果として、ウェットウェルベント時は DF : 80 とする。

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実

験等)に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。

④ スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、スクラバ容器に蓄積する核種として、Halogen(I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22% とする (表 3 参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

- ▶ ウェットウェルベント : $0.01 \times 0.61 \div 80 \times 0.22 = 0.00168\%$
- ▶ ドライウェルベント : $0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$

以上より、スクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015% である 370kW と設定する。

なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損の事故シーケンス (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失) におけるスクラバ容器内発熱量は、約 8.9×10^{-3} kW である。

スクラバ容器内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びスクラバ容器の寸法設定に使用される。

表 2 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

元素グループ	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogen(I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表3 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	① 放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogen (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkalimetal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約 28kg 及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に 300kg に設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）における MAAP 解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 1.8×10^{-3} kg、ドライウェルベントの場合で約 3.5kg であることから、格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考えられる。

以下に想定する核分裂生成物エアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を示す。

a. 核分裂生成物の炉内内蔵量

核分裂生成物の炉内内蔵量を表 1 に示す。

b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。

(表 2, 4 参照)

c. 格納容器内の DF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として DF10 とする。

以上より、想定 FP エアロゾル量を計算した結果、約 28kg となる。

評価式を以下に示す。

【想定 FP エアロゾル量】 =

$$\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合})/10]$$

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツ RSK の勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量として PWR については 60kg, BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

表 4 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 ^{※1} (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	2.8E+01

※1 ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器での DF を 10 とする。

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

《参考図書》

1. NEI13-02 “INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER EA-13-109”
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”
3. NUREG-1150 “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”

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。

(参考1) 最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性評価

スクラバ容器について、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力(853kPa[gage]), 最高使用温度(200℃)を超える場合の構造健全性を考察する。

a. 評価の概要

スクラバ容器の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

スクラバ容器について、「発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む))) JSME S NC1-2005/2007」(以下、「設計・建設規格」という。)に示される必要最小板厚の式を用い、スクラバ容器の各温度における材料の許容引張応力、圧力をパラメータとして、スクラバ容器(胴部)の構造健全性が確保される温度、圧力の組み合わせを評価する。

b. 評価

設計・建設規格のPVC-3122(1)項に準拠し、設計・建設規格「表5 鉄鋼材料(ボルト材を除く)の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力(以下、「許容圧力」という。)を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

ここで、

t: 胴の最小厚さ

P: 許容圧力 (MPa)

D_i : 胴の内径

S: 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率 ($\eta = 1$)

・評価結果

設計・建設規格の必要最小板厚の式を用いた評価を実施した結果を図1に示す。200℃における許容圧力は約1.678MPa(約3.93Pd)であり、2Pd以上の耐圧性能を有する結果が得られた。

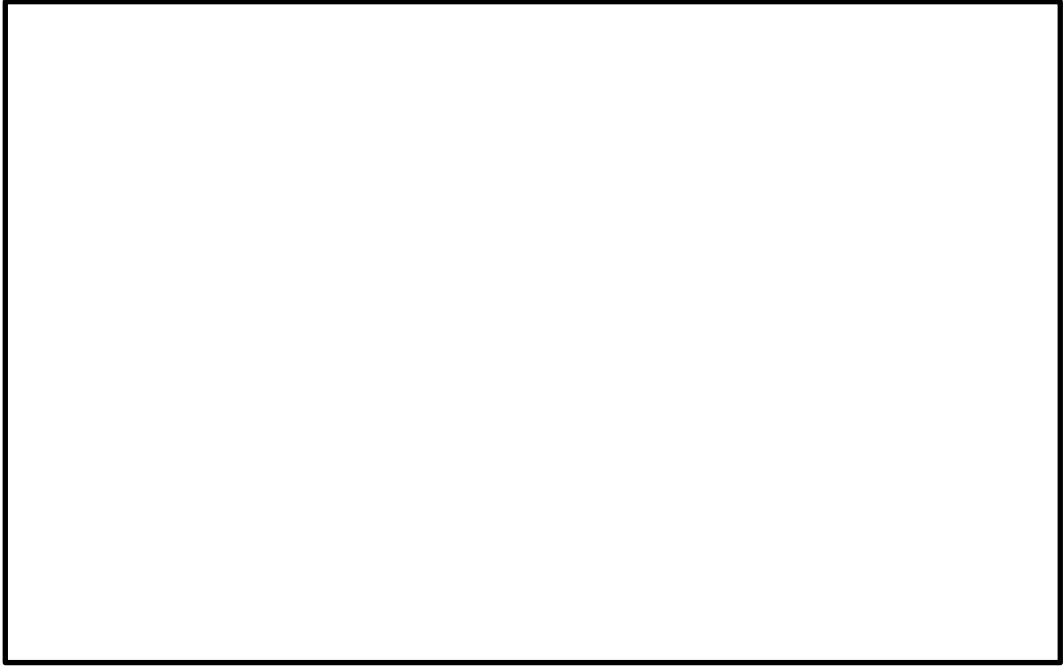


図1 スクラバ容器（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

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。

(参考2) スクラバ容器内部構造物に考慮する荷重について

第1ベントフィルタのスクラバ容器においては、ベント開始時に内部配管や分配管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、スクラバ容器の内部構造物に大きな荷重がかかる。また、地震の発生によっても応力が発生する。そこで、このクリアリング荷重によるスクラバ容器内部構造物に発生する応力を評価した。なお、保守的に内圧、地震荷重及び自重による荷重も組み合わせて評価を実施した。

1. クリアリング荷重の評価

クリアリング荷重を評価するため、まずベンチュリノズルからの水の噴射速度を算出する。ダルシー・ワイズバッハの式より、ベンチュリノズルからの水の噴射速度 v は以下のように算出できる。

$$\Delta P = \frac{1}{2} \rho v^2 \left(K_1 + K_2 + K_3 + K_4 \right) \quad (1)$$
$$v = \sqrt{\frac{2 \Delta P}{\rho \left(K_1 + K_2 + K_3 + K_4 \right)}} \quad (2)$$

[m/s]

ここで、 P_i 、 P_o 、 ρ は以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.953 \text{MPa [abs]}$

P_i はベント開始時の内部配管内の圧力であり、保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である 0.953MPa [abs] とする。実際は、原子炉格納容器からスクラバ容器に至る配管の圧力損失により、内部配管内の圧力は原子炉格納容器の圧力以下となる。

■ $P_o = 0.10 \text{MPa [abs]}$

P_o は噴射出口の圧力であり、保守的に大気圧である 0.10MPa [abs] とする。実際は、スクラバ容器から放出端に至る出口配管、オリフィス、銀ゼオライト容器の圧力損失、及びスクラビング水の水頭圧により、噴射出口の圧力は大気圧以上となる。

■ $\rho = 1000 \text{kg/m}^3$

ρ は水の密度であり、 1000kg/m^3 とする

■ 圧力損失は保守的に発生しないものとする。

また、噴射速度から、力積の式を用いてベンチュリノズル 1 個あたりにおける荷重 F を算出した。

$$\begin{aligned} & \text{[Blank Box]} && (3) \\ & \text{[Blank Box]} && (4) \\ & \text{[Blank Box]} && (5) \\ & = \text{[Blank Box]} [N/\text{個}] \end{aligned}$$

ここで、A, $\sin\alpha$ は以下の通り設定した。

■ A = [Blank Box]

A は噴出出口の面積であり、[Blank Box] とする。

■ $\sin\alpha$ = [Blank Box]

α は噴出方向と水平方向のなす角度とする。

2. スクラバ容器内部構造物応力評価

(1) 評価対象

モデル範囲及び応力評価部位を図 1 及び以下に示す。

- 1) 分岐管付根部
- 2) ノズル付根部
- 3) 内部配管サポート部
- 4) 分岐管サポート部

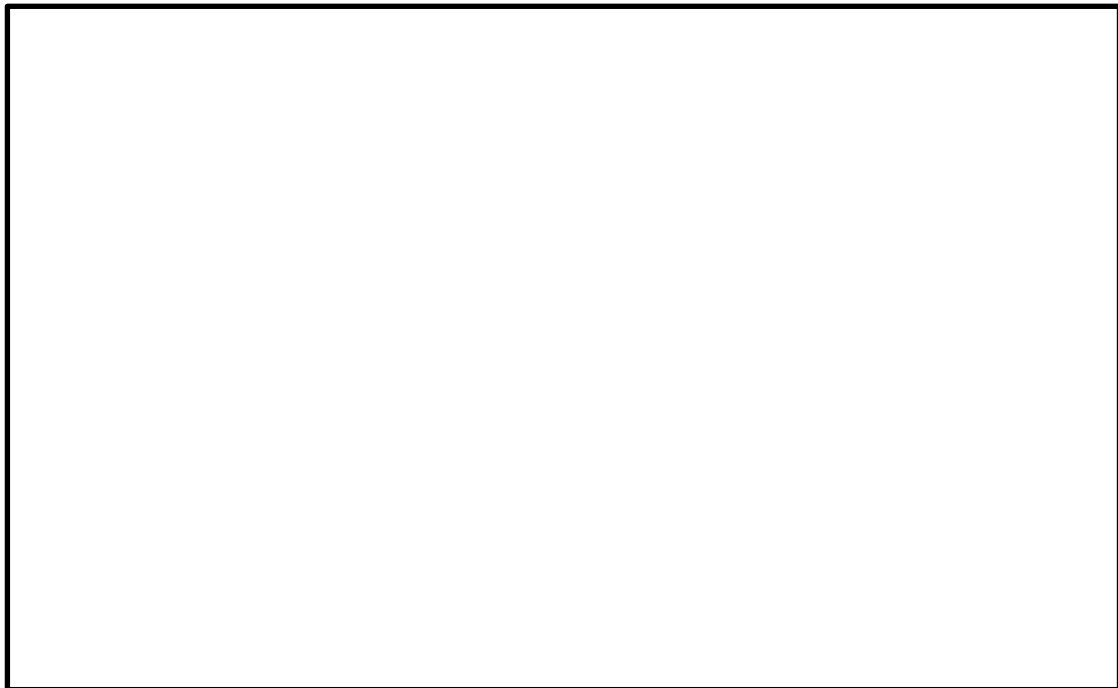


図 1 スクラバ容器 内部配管 モデル範囲及び応力評価部位

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。

(2) 解析モデル

本評価は、はりモデル及びシェルモデルを組み合わせて評価を行った。はりモデルを図2に、シェルモデルを図3に示す。



図2 内部配管 はりモデル



図3 内部配管 シェルモデル

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。

<解析評価の概略手順>

- (a) はりモデルを用いて、地震荷重（水平、鉛直）及びクリアリング荷重の解析を行う。（クリアリング荷重は、ベンチュリノズル先端に負荷する。）
- (b) シェルモデルの端部にあたる節点における変位量 δ 及び回転角 θ を、各荷重毎に求める。
- (c) はりモデルで求めた変形量 δ 、回転角 θ をシェルモデル端部に負荷し、地震荷重及びクリアリング荷重作用時の各部の詳細応力を評価する。
- (d) シェルモデルでは内圧による応力も算出する。
- (e) 下記により、各部位の応力を評価する。
 - 1) 配管については、内圧による応力が他の荷重に比べて大きいいため、今回の評価においては各評価部位ごとに内圧による最大応力発生位置を評価し、その位置における内圧、自重、地震荷重、クリアリング荷重による応力を足し合わせて最大応力とし、許容値と比較する。
 - 2) 内部配管サポートについては、内圧、自重、地震荷重、クリアリング荷重により作用する荷重をすべて足し合わせ、その荷重で発生する内部配管サポートの最大応力を評価（規格式による手計算）する。

(3) 荷重条件

本評価では、以下の荷重条件を考慮した。

- 1) 配管内内圧：0.853 MPa[gage]
- 2) 自重
- 3) 地震荷重：水平 2.99 G, 鉛直 2.17 G
- 4) ベンチュリノズルクリアリング荷重： N/個（各ノズルに上向き負荷）

(4) 許容応力

評価は供用状態 Ds について実施し、許容応力は、日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005(2007))に基づき、内部配管はクラス 2 配管、サポートはクラス 2 支持構造物の許容応力を準用する。

許容応力を表 1 に示す。

表 1 供用状態 Ds の許容応力

評価対象	許容応力(MPa)	
内部配管	2Sy (1次+2次応力制限値)	240
サポート	1.5ft*	162

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) 評価結果

各部位の発生応力を評価した結果を表2に示す。表2より、クリアリング荷重と地震荷重が同時に作用した場合でも、内部配管やサポートに発生する応力は許容応力以下であることを確認した。

表2 発生応力の評価結果

		供用状態 D	
		発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
内部配管	分岐管付根部	106	240
	ベンチュリノズル付根部	85	
	サポート付根部	43	
内部配管	分岐管サポート部	38	162
サポート	内部配管サポート部	2	

(参考3) 格納容器フィルタベント系の系統範囲について

格納容器フィルタベント系の系統範囲図を図1に示す。ベント弁（第3弁）以降を格納容器フィルタベント系の系統範囲としている。

格納容器フィルタベント系は、銀ゼオライト容器上流側流量制限オリフィスまでは最高使用温度 200℃、最高使用圧力 853kPa[gage] とし、銀ゼオライト容器上流側流量制限オリフィスより下流は最高使用温度 200℃、最高使用圧力 427kPa[gage] とする。なお、原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系の間には、窒素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインが設置されている。これらの最高使用温度と最高使用圧力は、原子炉格納容器と同じ 171℃（ドライウエル）、104℃（サブプレッション・チェンバ）427kPa[gage]（窒素ガス制御系）と 66℃、13.7kPa[gage]（非常用ガス処理系）であるが、格納容器フィルタベント系の使用条件（200℃、853kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

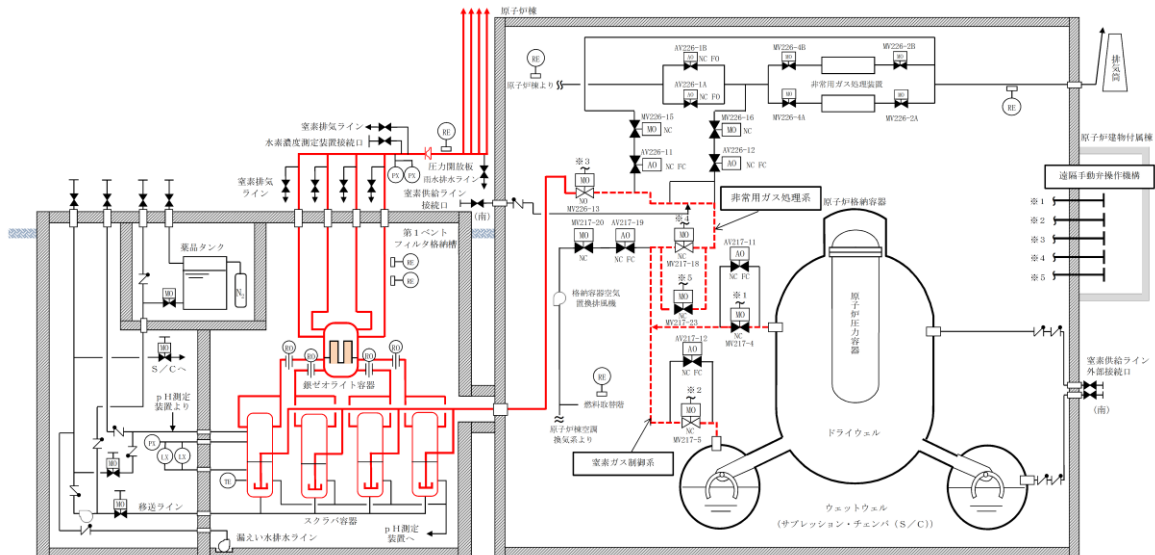


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図