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，吸着飽和及び吸着材の変質について
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，原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の圧力及び熱を外部に放出し，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，格納容器の破損を防止する目的で設置する。

格納容器フィルタベント系の排気ラインに設置するフィルタ装置（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又はドライウェルの排気ラインを経由して排出する格納容器内の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，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，炉心の著しい損傷又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を有する。

なお，フィルタ装置（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格納容器内の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，フィルタ装置（スクラバ容器）の下流に，格納容器内の雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するためのフィルタ装置（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。

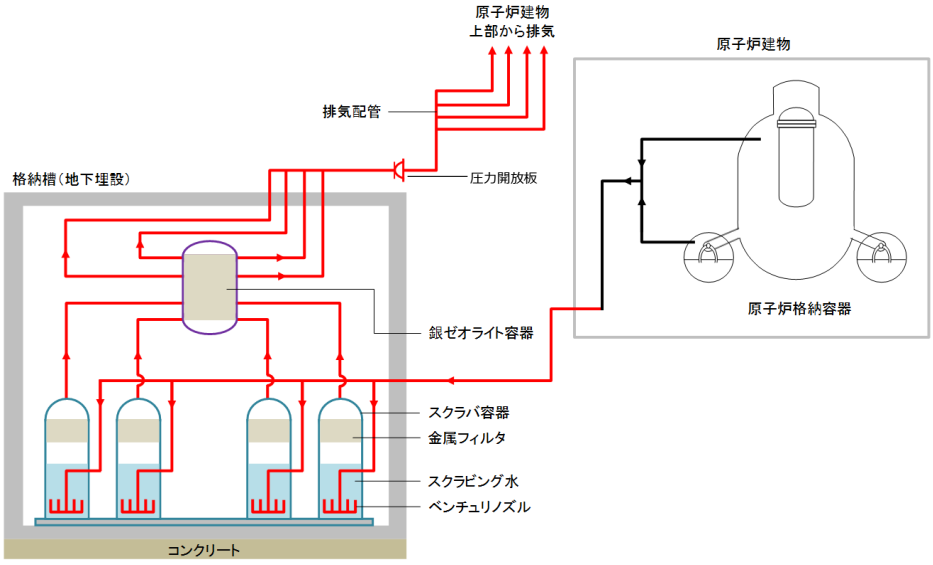


図 1.3-1　格納容器フィルタベント系　全体概要図

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バイパスラインを設け,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５vol%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。（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，原子炉建物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（384kPa［gage］～853kPa［gage］）と比較して十分に低い圧力である80kPa［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，サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。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，ドライウェ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，長期的にも溶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，原子炉建物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Ｓｓ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Ｓｓ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（ヘッダ）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っ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。

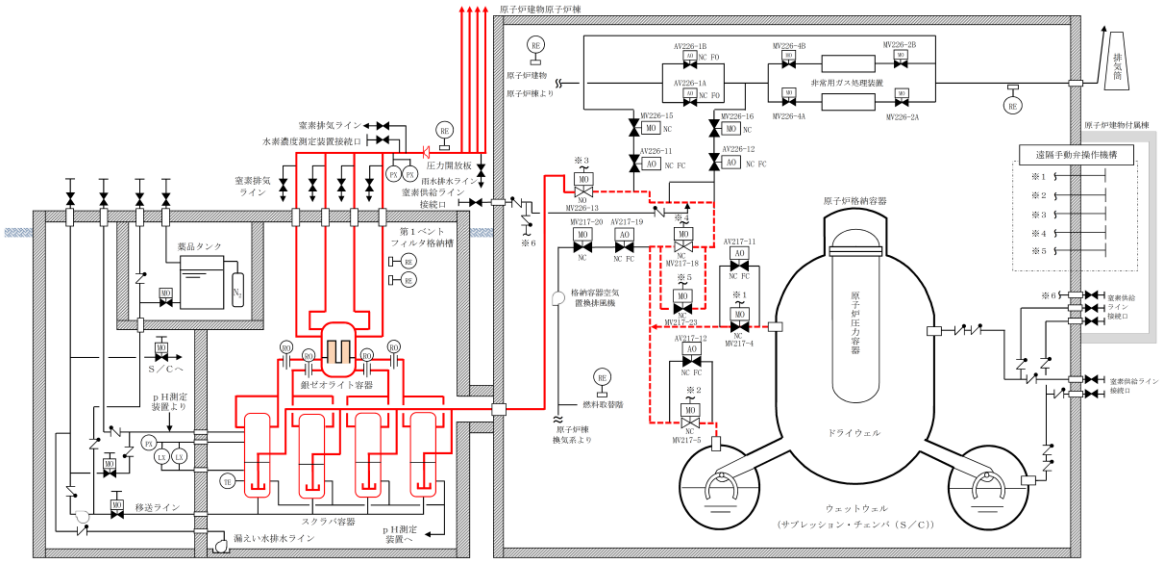


図 2.6-1　格納容器フィルタベント系　系統概略図

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に維持する。

(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溶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っての第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，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

統内を窒素雰囲気に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，原子炉建物原子炉棟外（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）からの移送ラインを設置し，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Ｓｓ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）

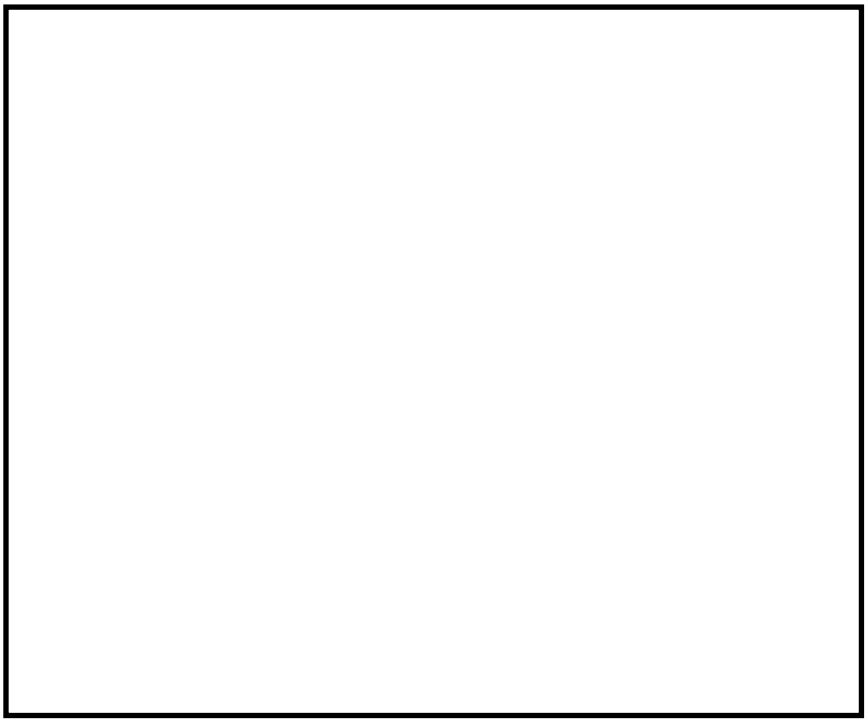


図 2.6-2-1　機器配置図（その１）



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）

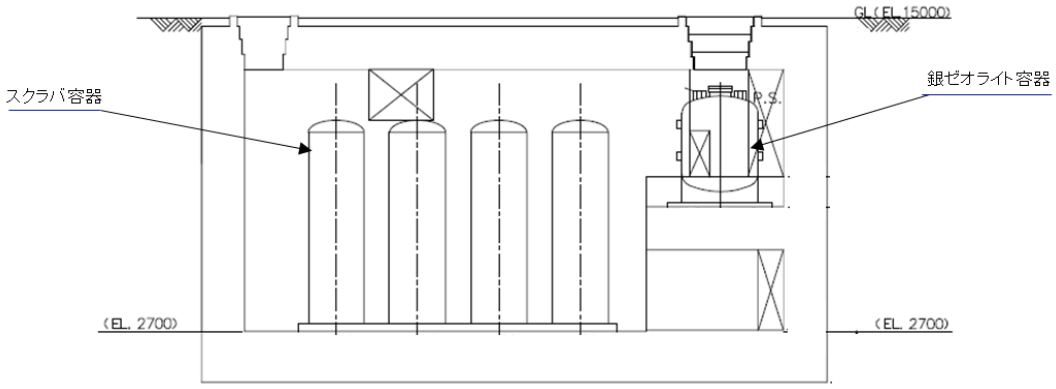


図 2.6-3　第１ベントフィルタ格納槽　断面図

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）に移送するためのドレン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。

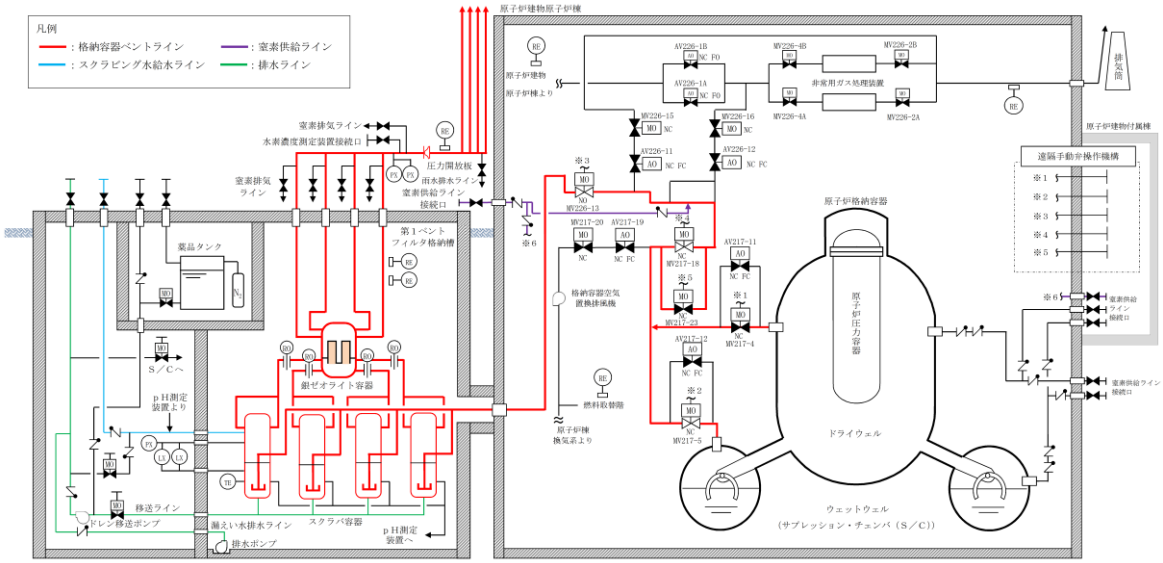


図 2.7-1　格納容器フィルタベント系　系統概略図

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

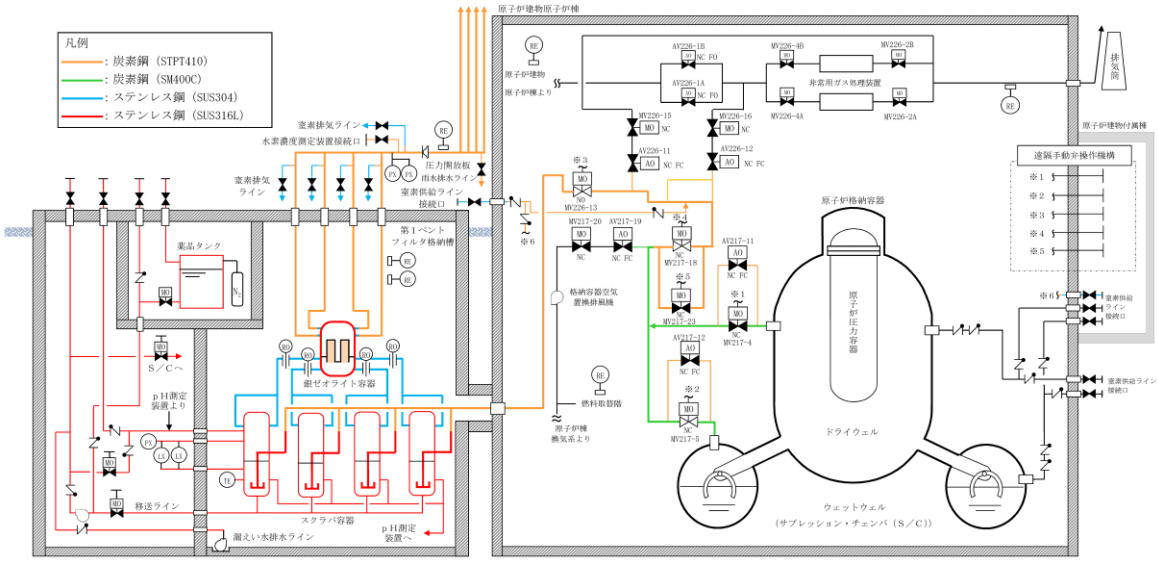


図 2.7-2　格納容器フィルタベント系の材料範囲

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[redacted]及び多孔板を，上部には金属フィルタ[redacted]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て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）

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。

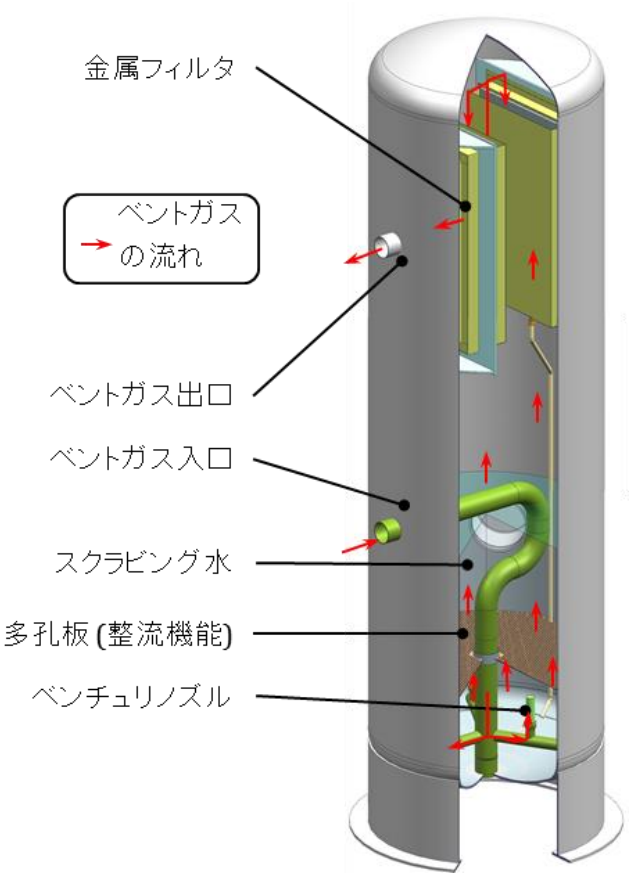


図 2.7.2-1　フィルタ装置（スクラバ容器）概略構造

【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，流路断面積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 [redacted] 及び水酸化ナトリウム（NaOH）を添加しており，無機よう素（I_2）の除去と再

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。

揮発防止を図っている。

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 ステンレス鋼 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。

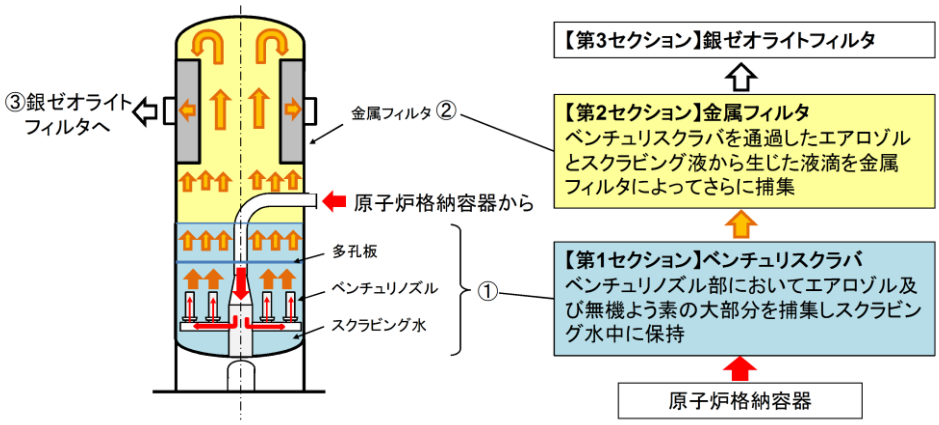


図 2.7.2-2　フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図

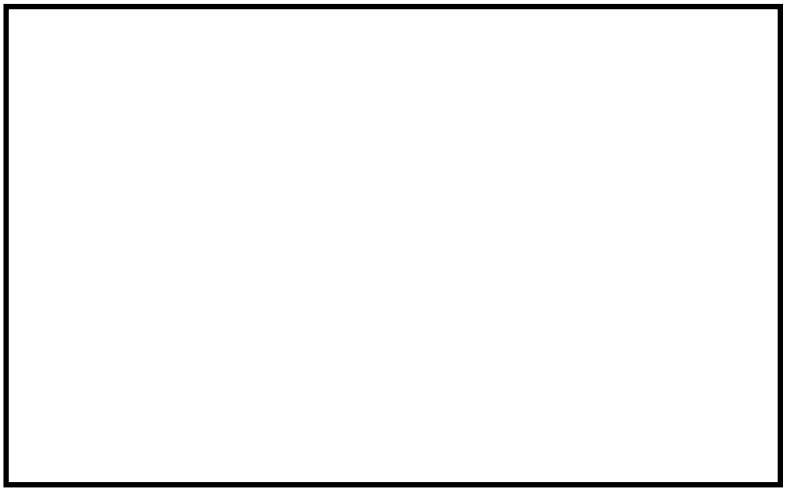


図 2.7.2-3　ベンチュリノズル概略図

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。

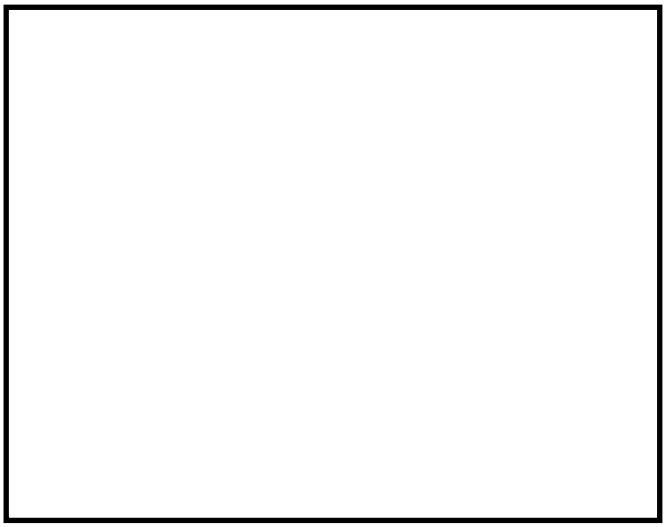


図 2.7.2－4　ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

【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。

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。

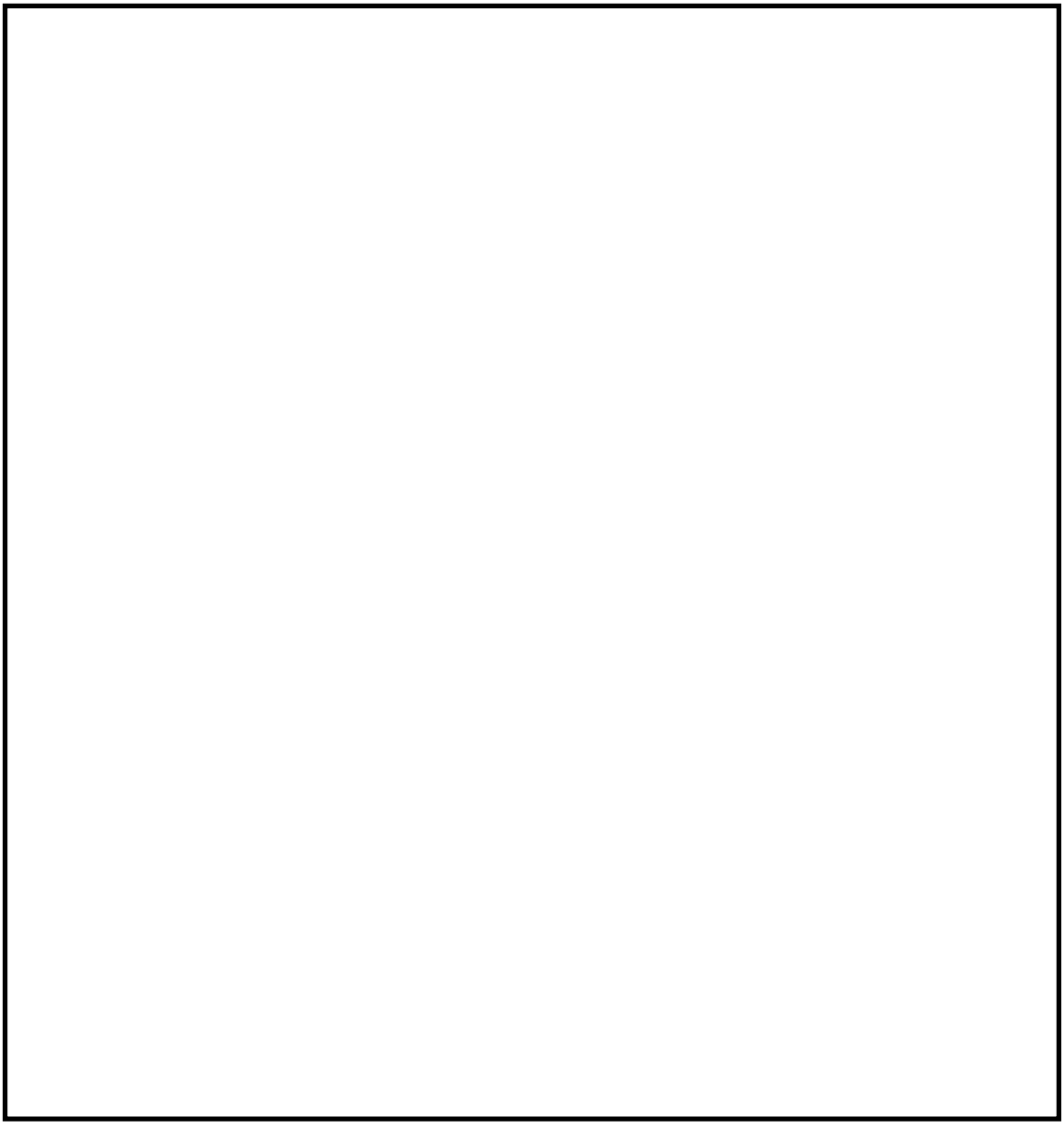


図 2.7.2－5　金属フィルタ概略図

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。

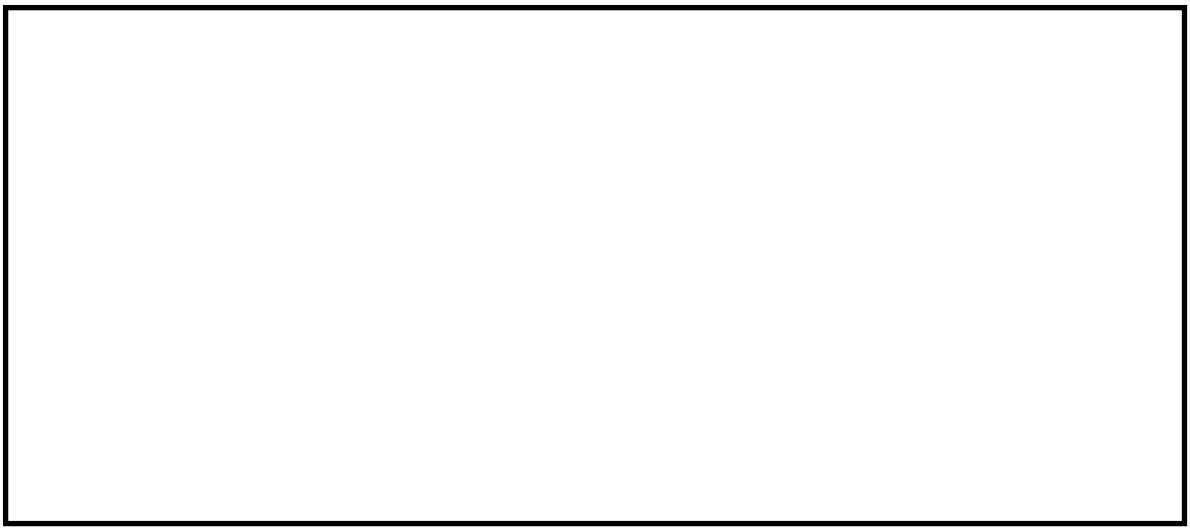


図 2.7.2－6　湿分分離機構の概略図

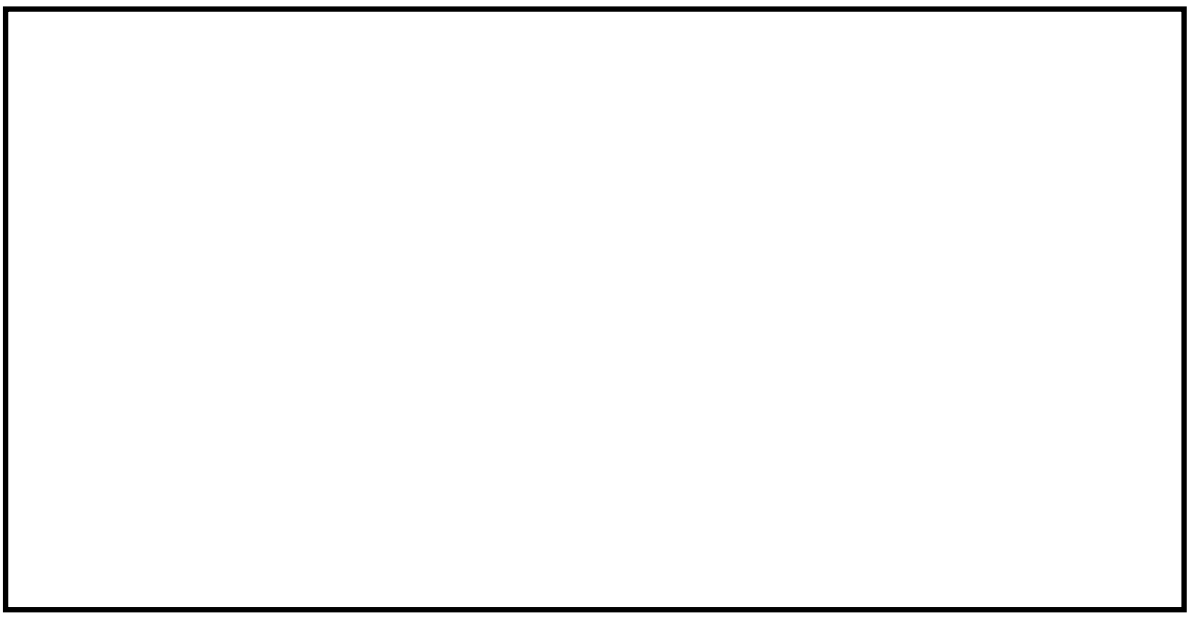


図 2.7.2－7　ドレン配管接続部の概略図

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）

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。

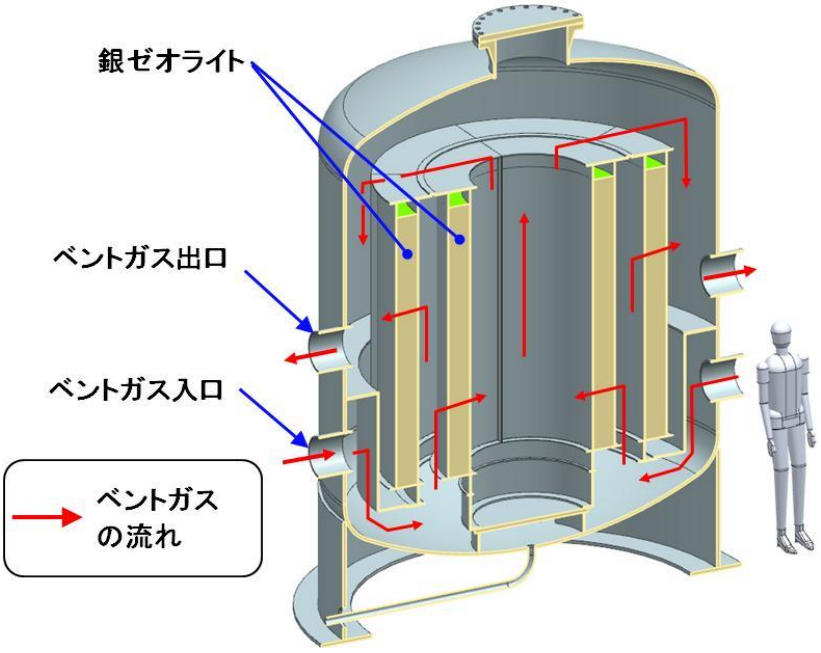


図 2.7.2-8　フィルタ装置（銀ゼオライト容器）概略構造

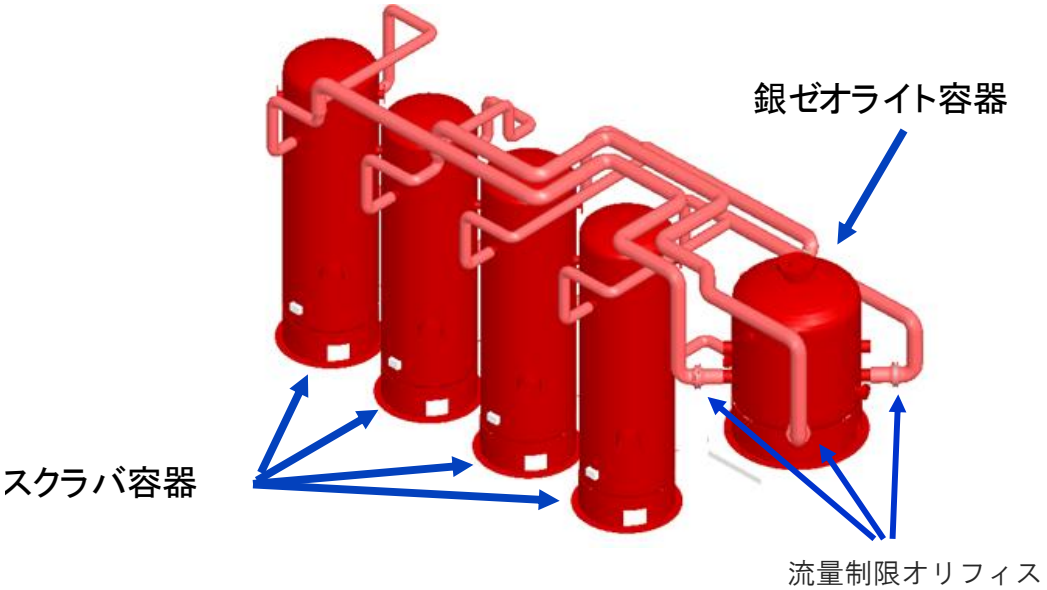


図 2.7.2-9　フィルタ装置全体 概略配置

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	[redacted]
金属フィルタ	[redacted]
スクラビング水	約９m^3／基（初期水量）
添 加 薬 剤	[redacted]
	水酸化ナトリウム [redacted]

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 [redacted]

c．流量制限オリフィス

材　　料	ステンレス鋼
個　　数	４
穴　　径	[redacted]

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）

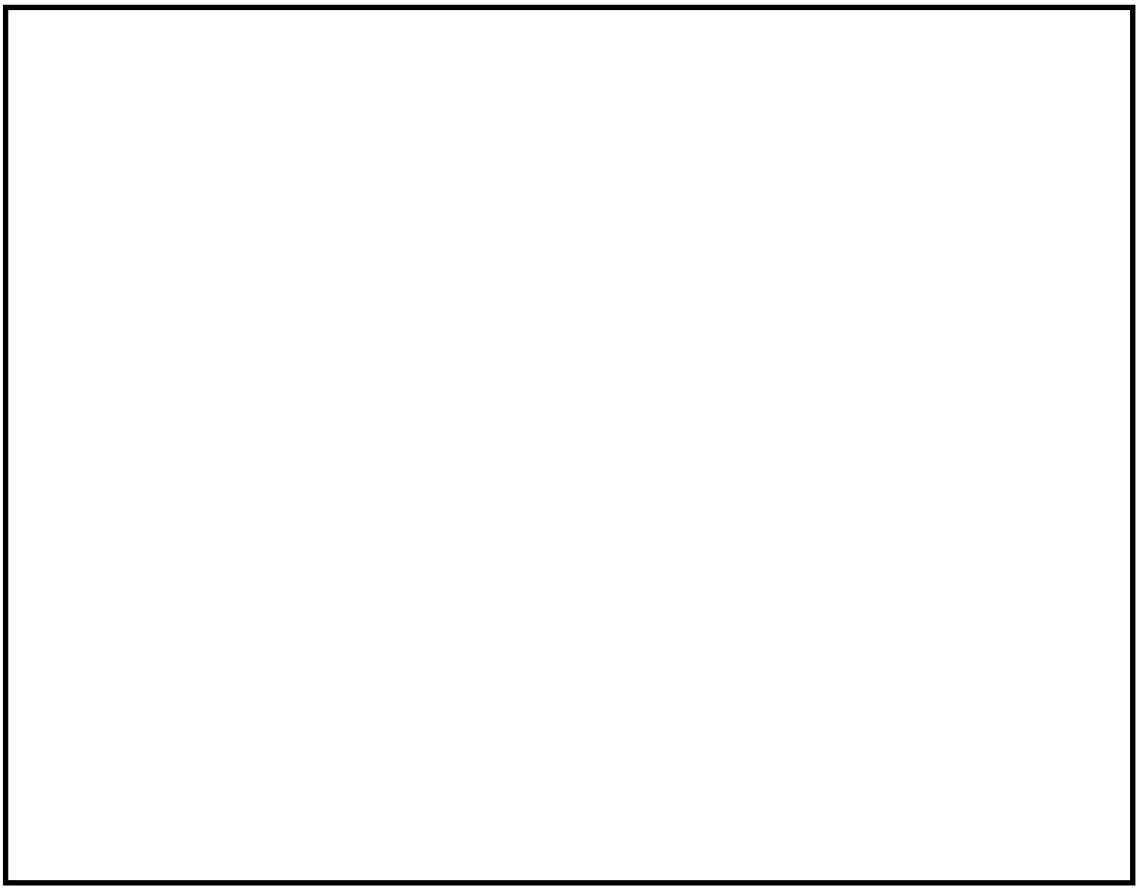


図 2.7.3-1　格納容器フィルタベント系　配管ルート図（鳥瞰図）

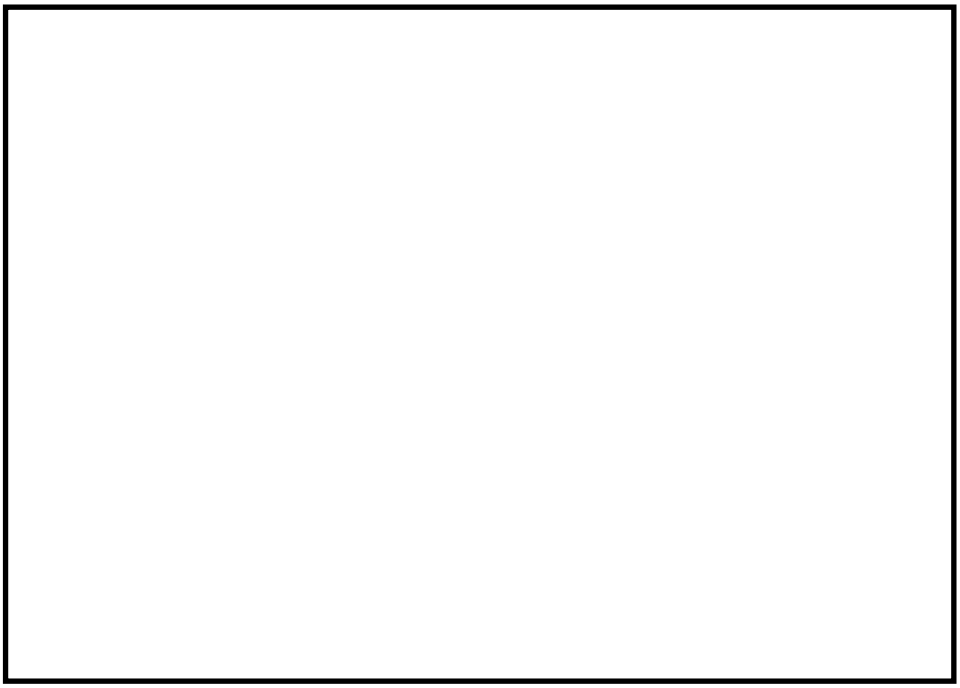


図 2.7.3-2　主配管の配置を明示した図面（その１）

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。

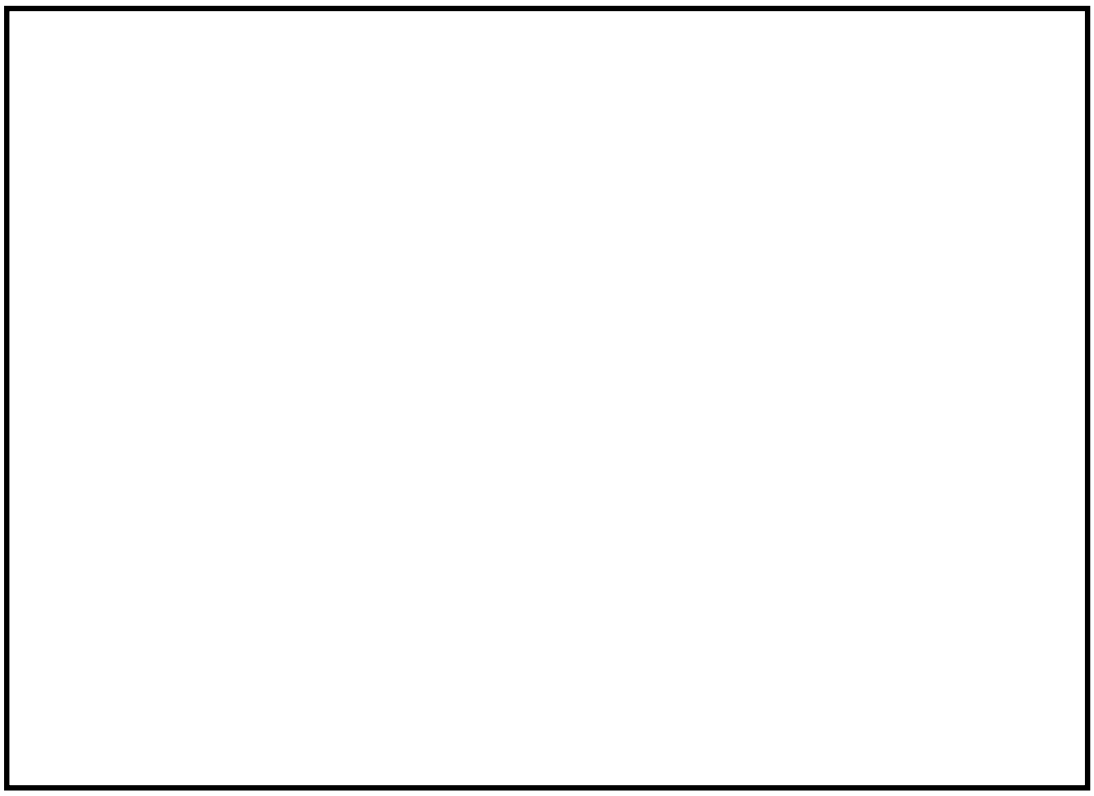


図 2.7.3-3　主配管の配置を明示した図面（その２）

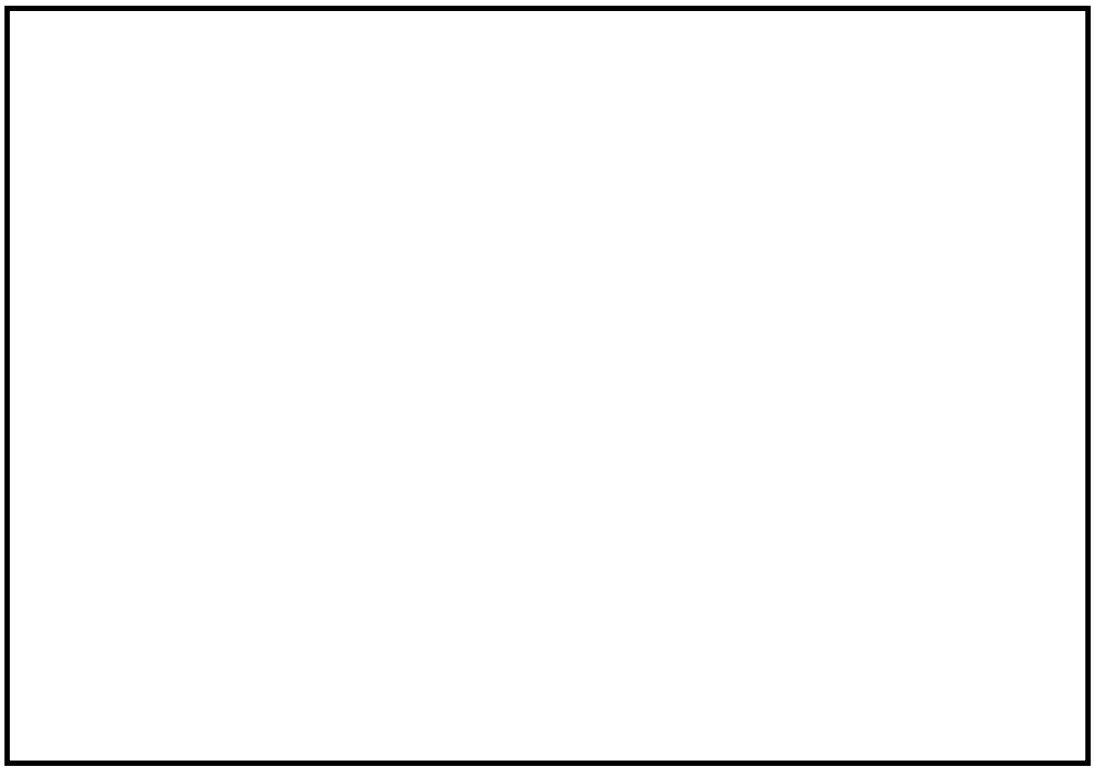


図 2.7.3-4　主配管の配置を明示した図面（その３）

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。

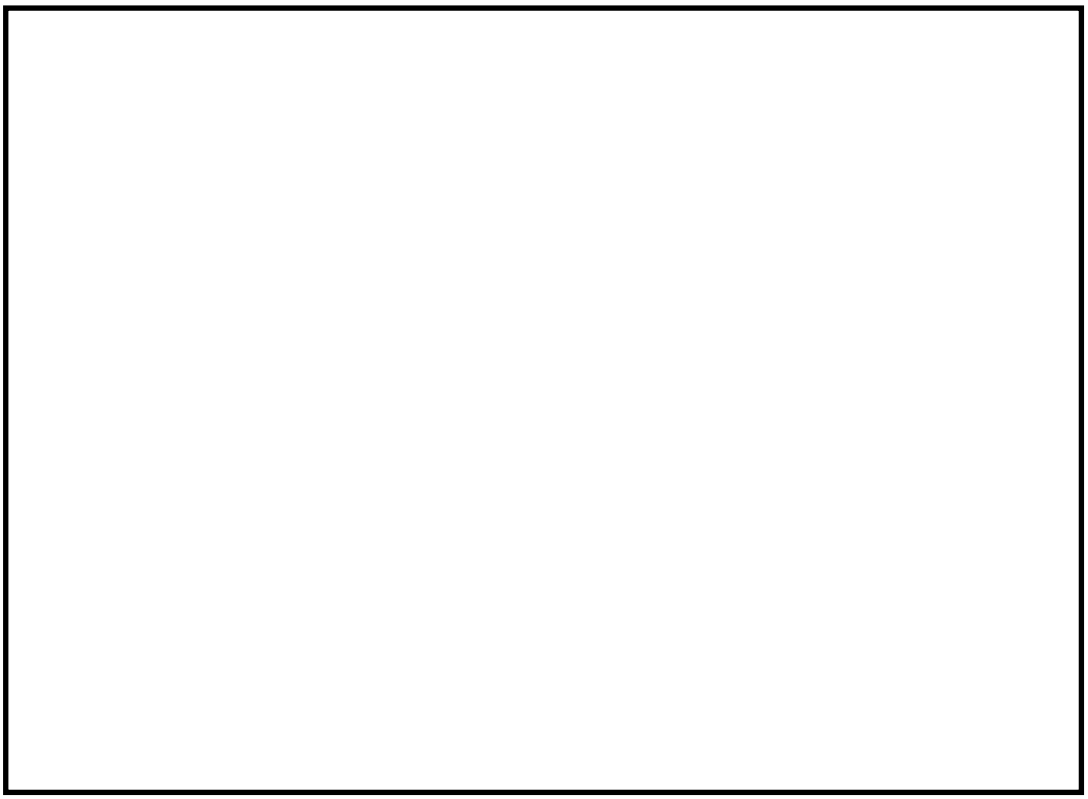


図 2.7.3-5　主配管の配置を明示した図面（その４）

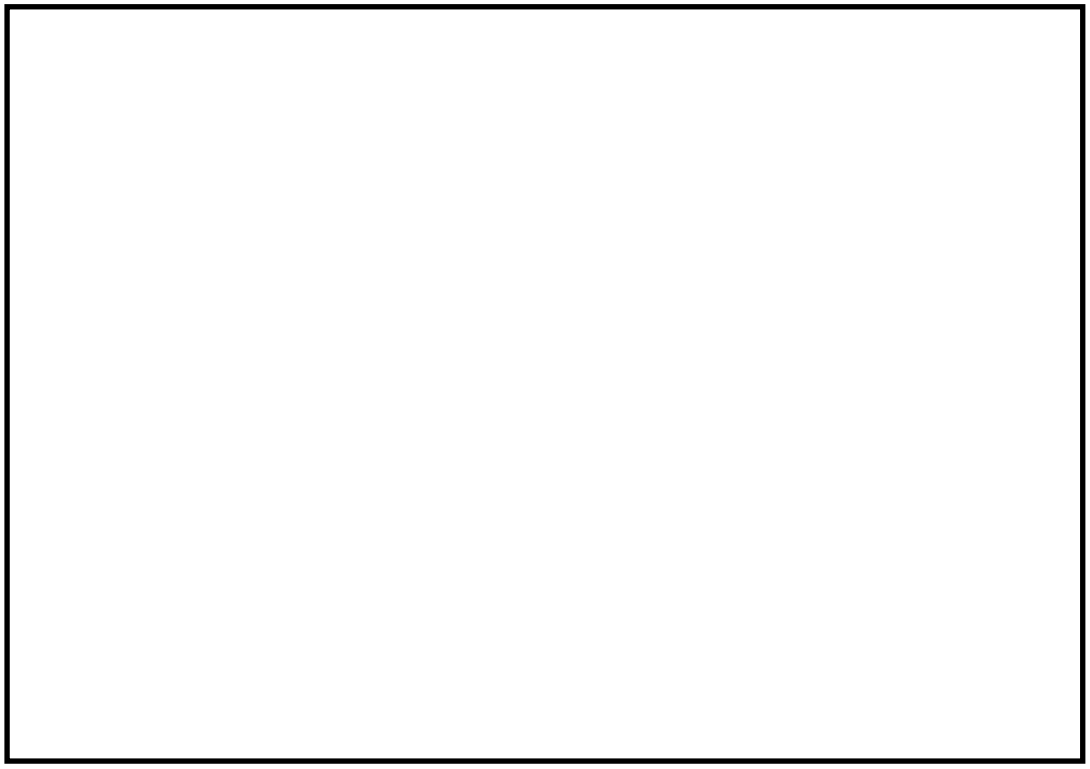


図 2.7.3-6　主配管の配置を明示した図面（その５）

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。

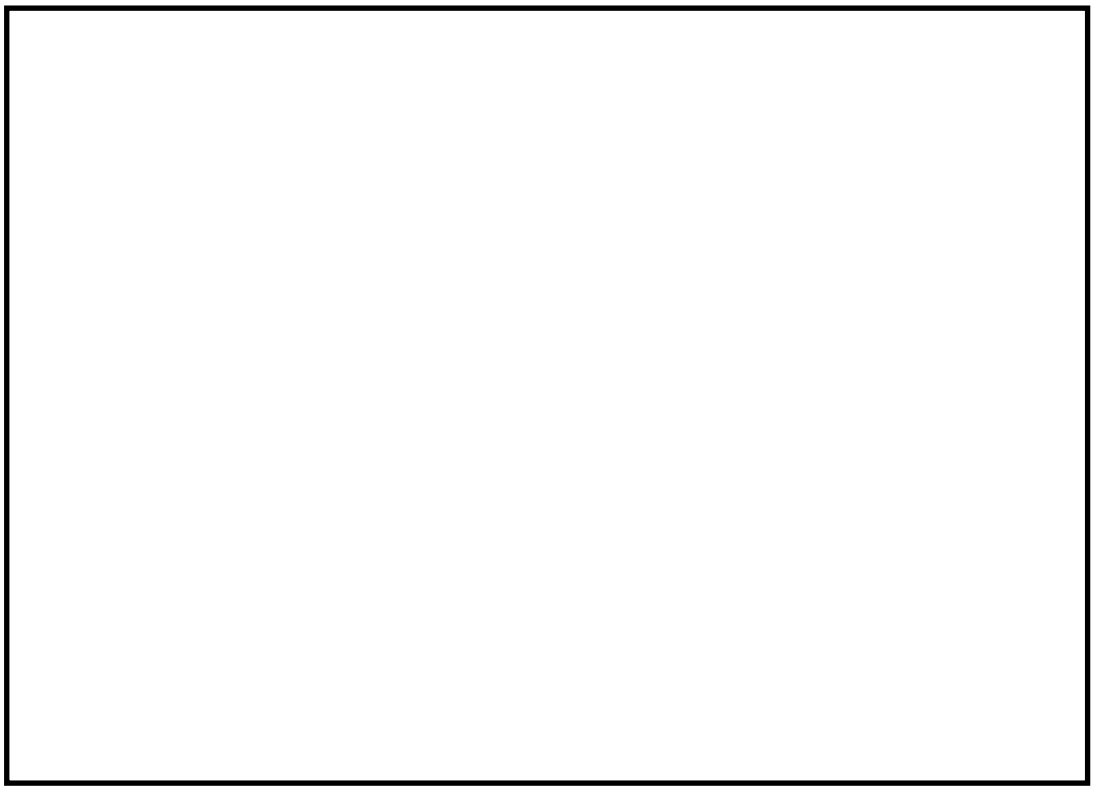


図 2.7.3-7　主配管の配置を明示した図面（その６）

(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。

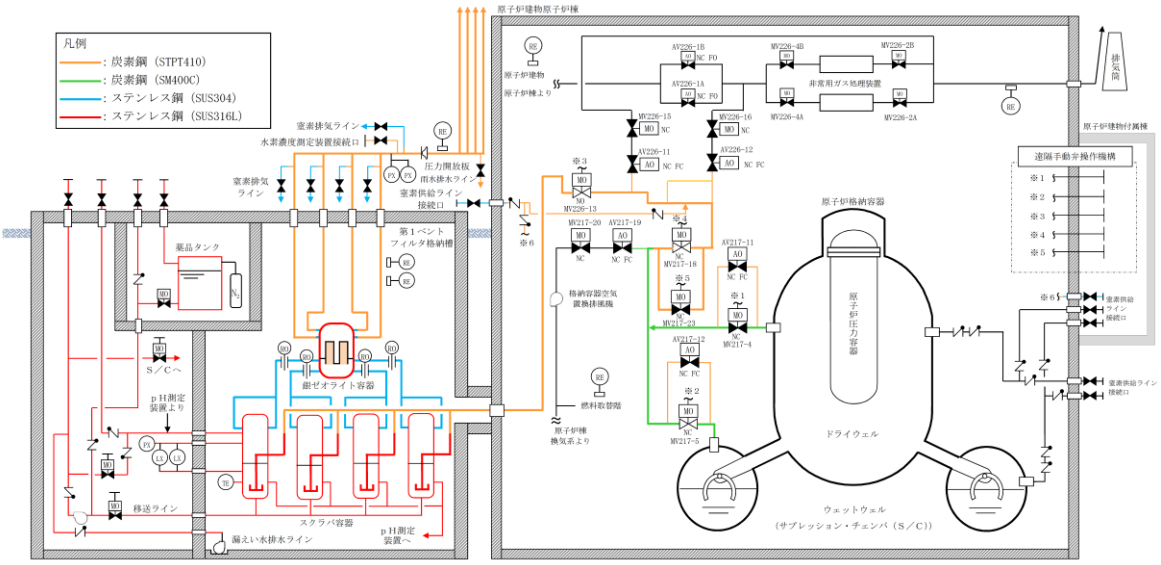


図 2.7.3-8　格納容器フィルタベント系の材料範囲

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 2.7.3-11～14 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

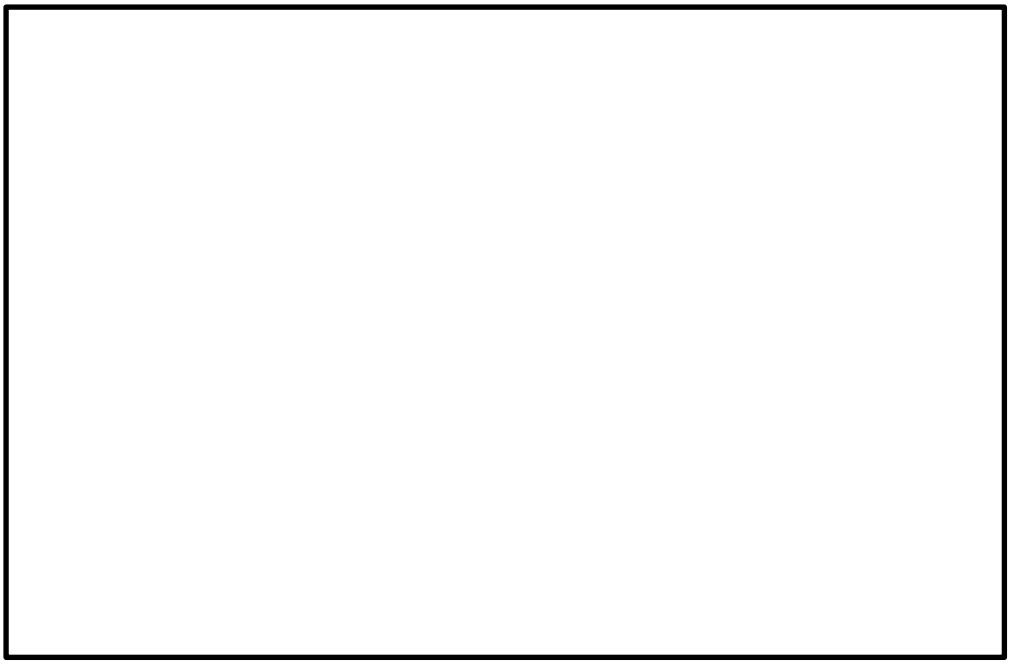


図 2.7.3-9　電動駆動弁　概要図



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。

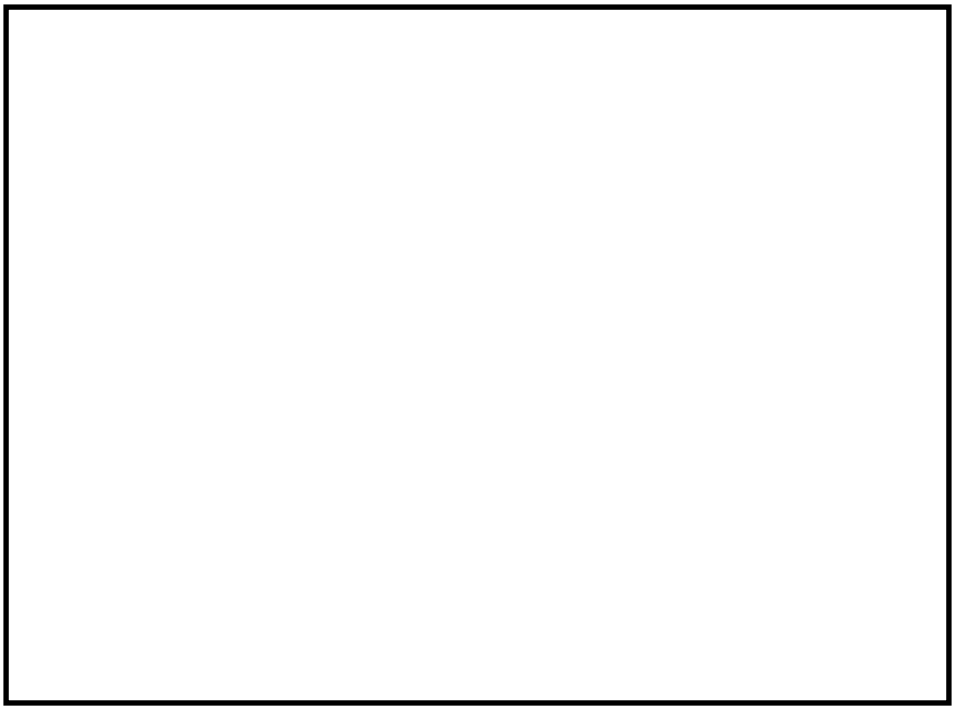


図 2.7.3-11　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その１）

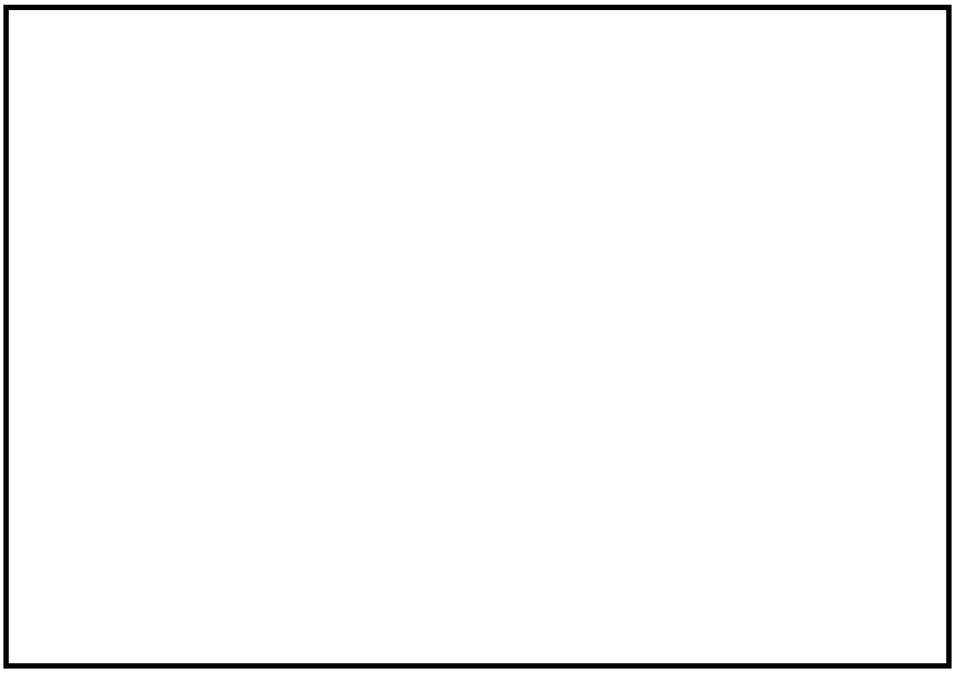


図 2.7.3-12　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その２）

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。

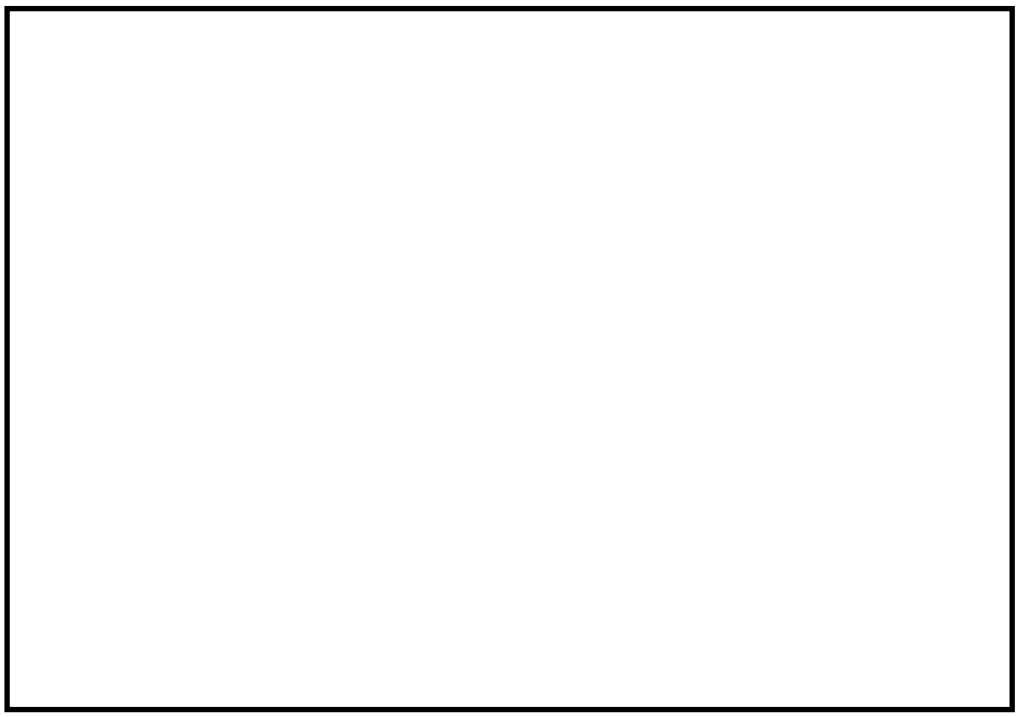


図 2.7.3-13　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その３）

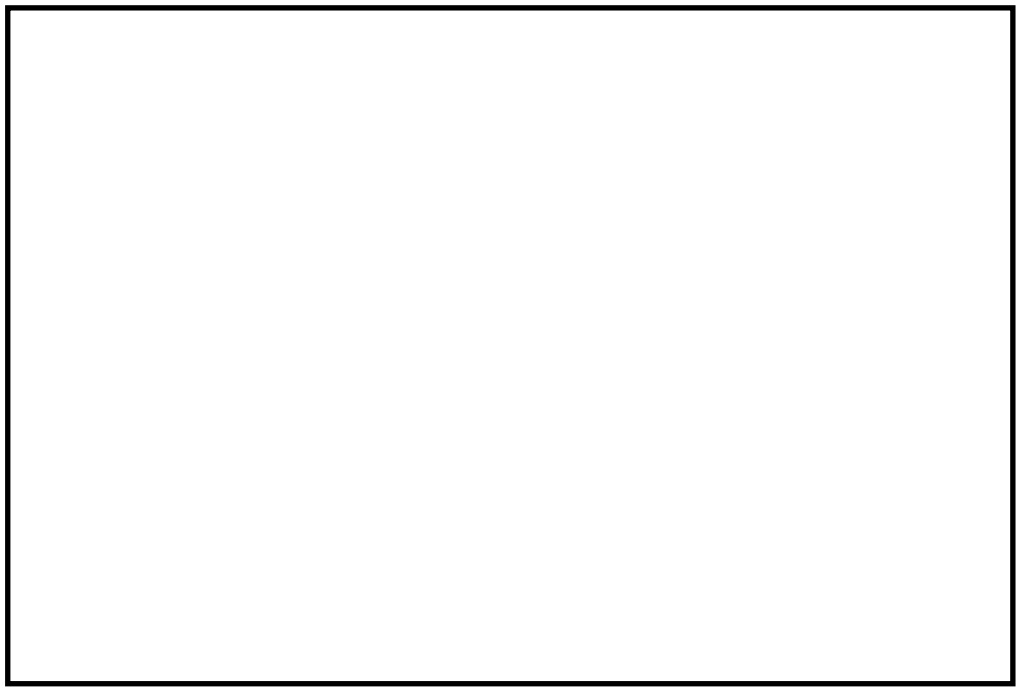


図 2.7.3-14　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その４）

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

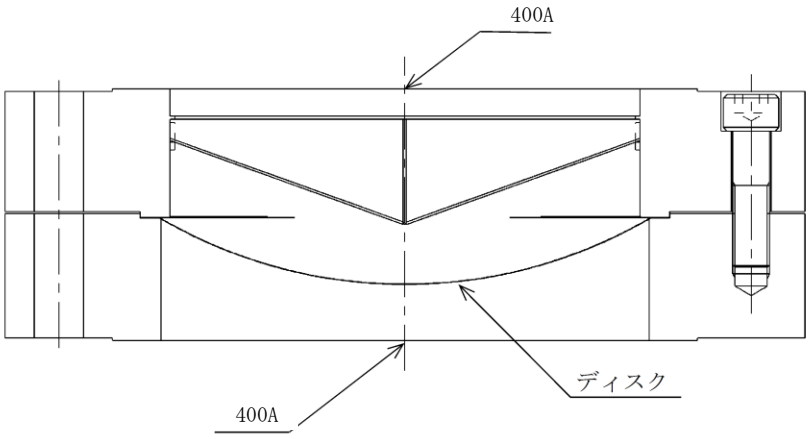


図 2.7.3-15　圧力開放板　構造図

(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

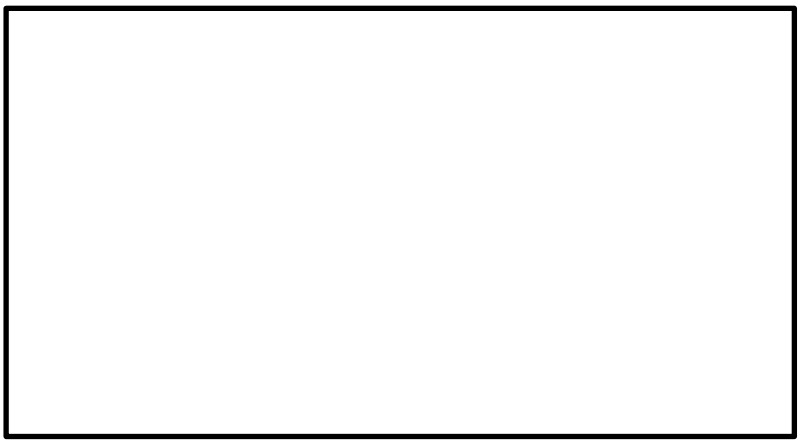


図 2.7.3-16　伸縮継手（排気配管）構造図

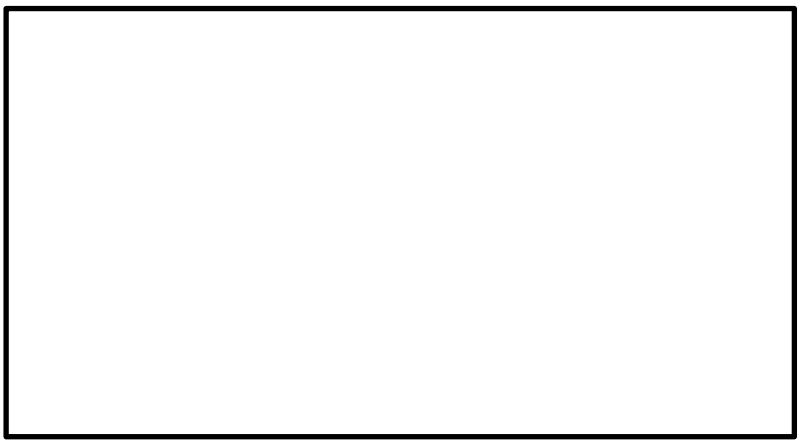


図 2.7.3-17　伸縮継手（原子炉建物～第１ベントフィルタ格納槽）構造図

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４vol%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って掃気され，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}～10^{5}Sv／h（高レンジ用）を，炉心損傷していない場合は 10^{-3}～10^{4}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表 2.8.1－2 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}～10^{5}Sv／h	10^{-3}～10^{4}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（1,700㎜～1,900㎜）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 [redacted] 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（ [redacted] ［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，格納容器への窒素供給を実施するベント停止前のタイミングで測定を開始し，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)

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) 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。

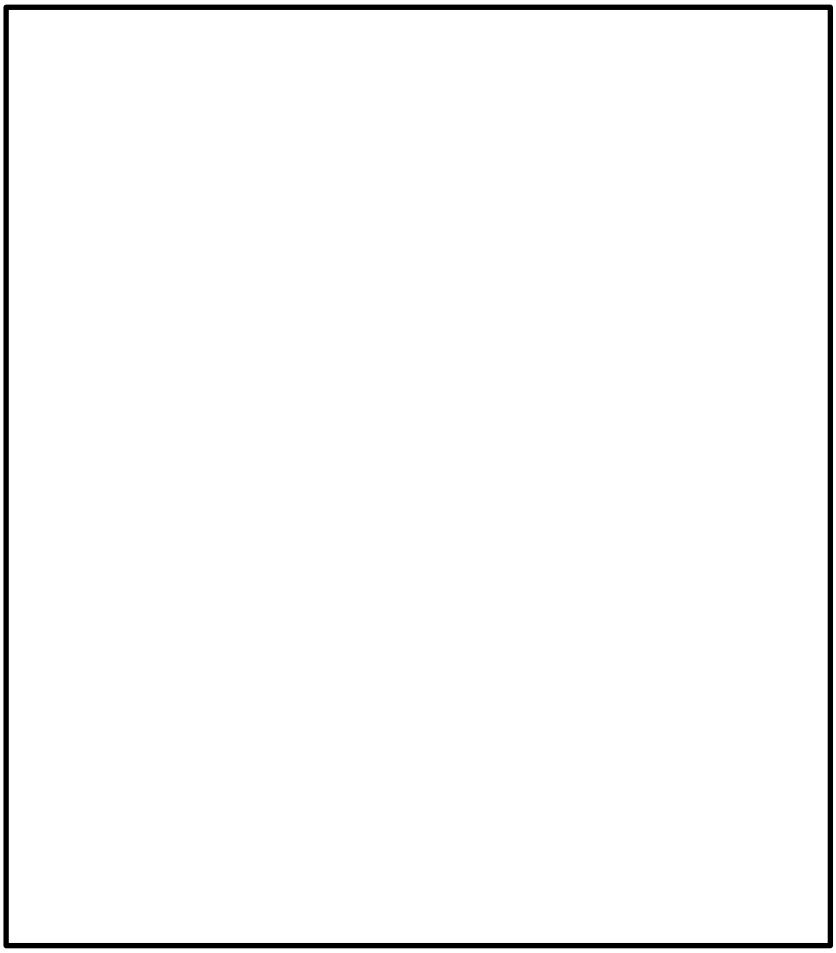


図 2.8.1－1　フィルタ装置（スクラバ容器）水位

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。

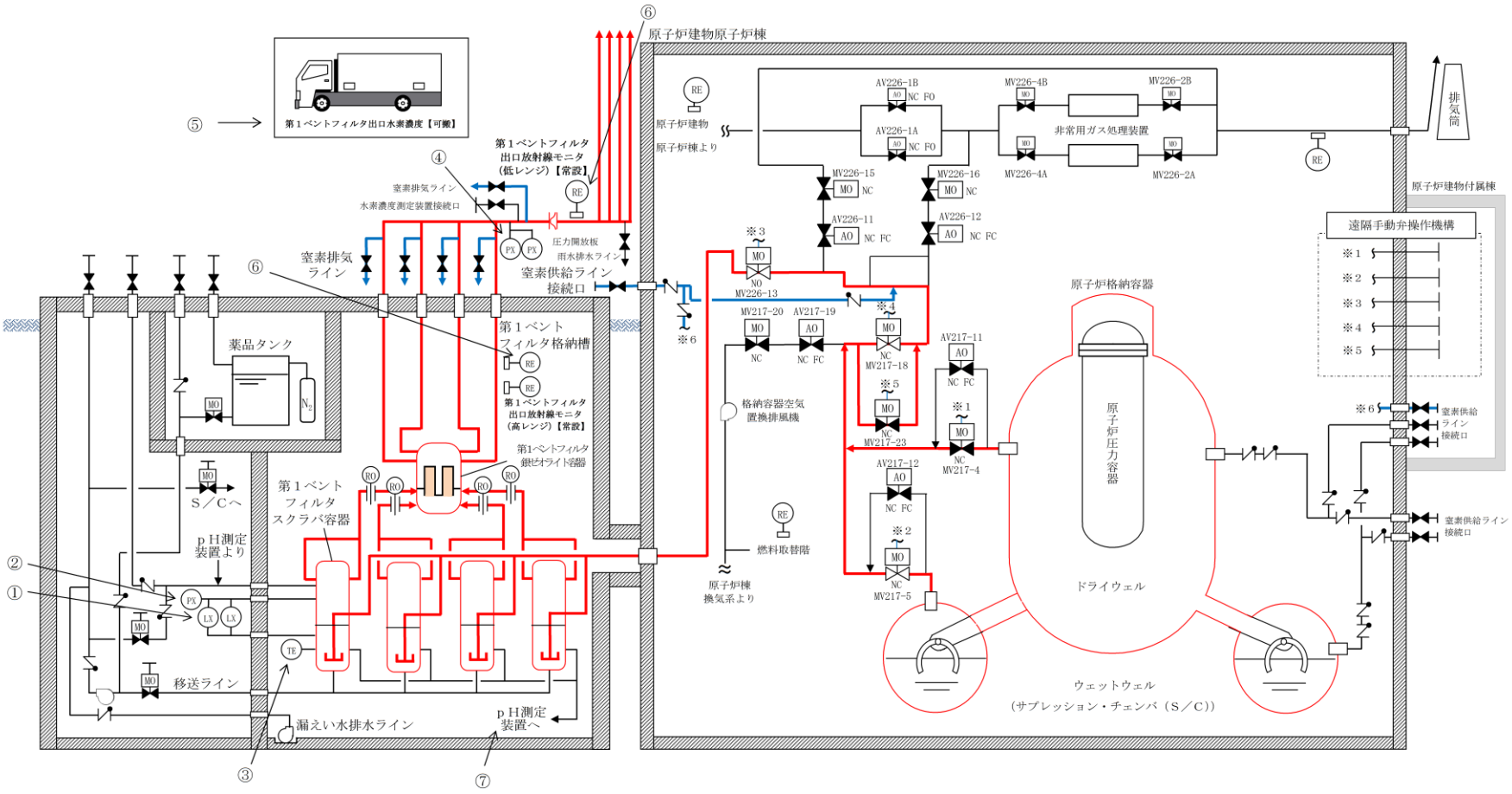


図 2.8.1-2　格納容器フィルタベント系の計装設備　概略構成図

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 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スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のための水位監視	[redacted]	系統待機時における水位の範囲（1,700mm～1,900mm）及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲[redacted]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スクラバ容器圧力	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853kPa[gage]（２Pd）が監視可能。また，系統待機時に，窒素置換（[redacted]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スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度（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（[redacted]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（高レンジ・低レンジ）	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率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^{4}mSv/h		1	
⑦スクラバ水ｐＨ※2	スクラバ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ビング水のｐＨ（pH 0～14）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

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）

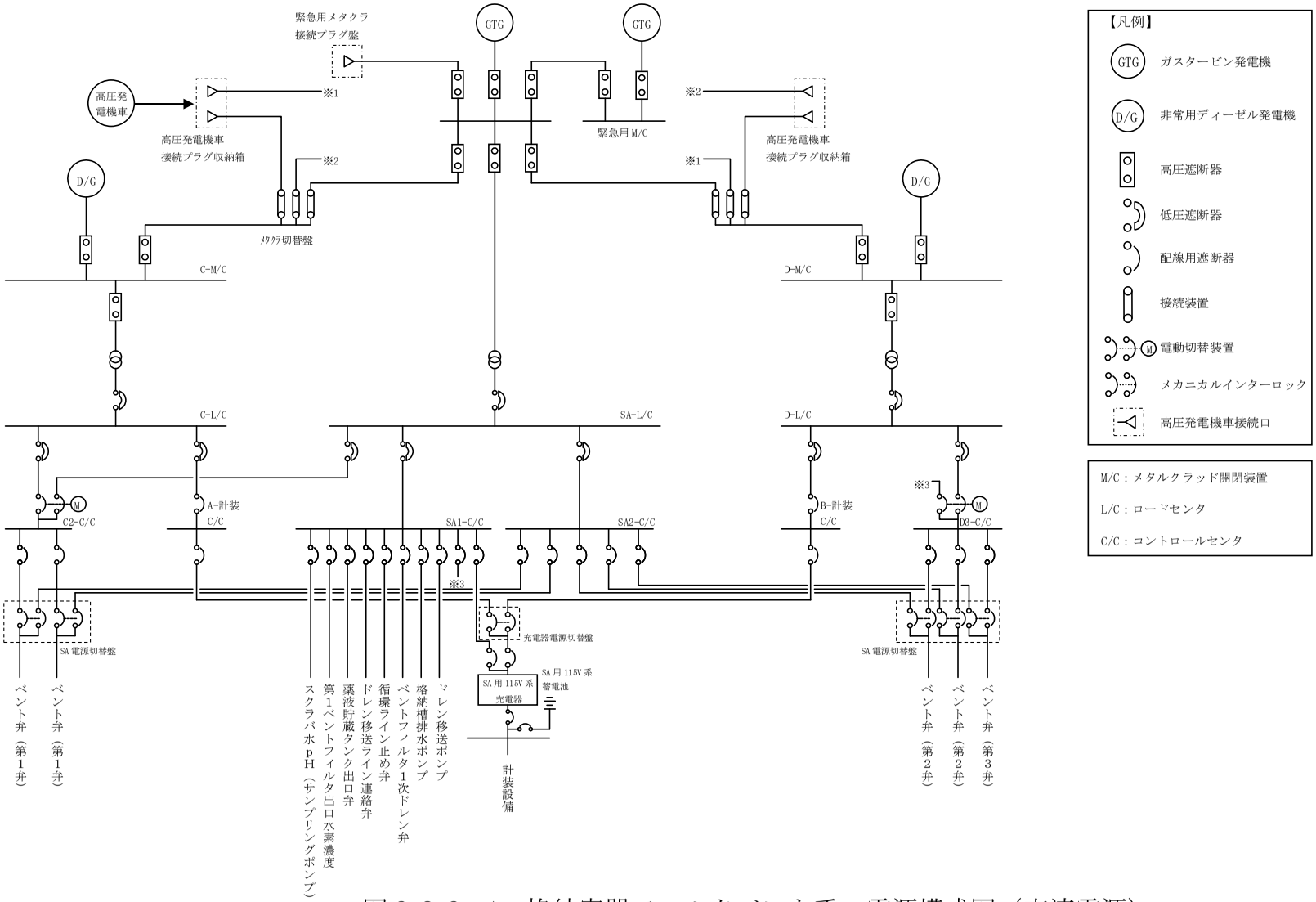


図 2.8.2－1　格納容器フィルタベント系　電源構成図（交流電源）

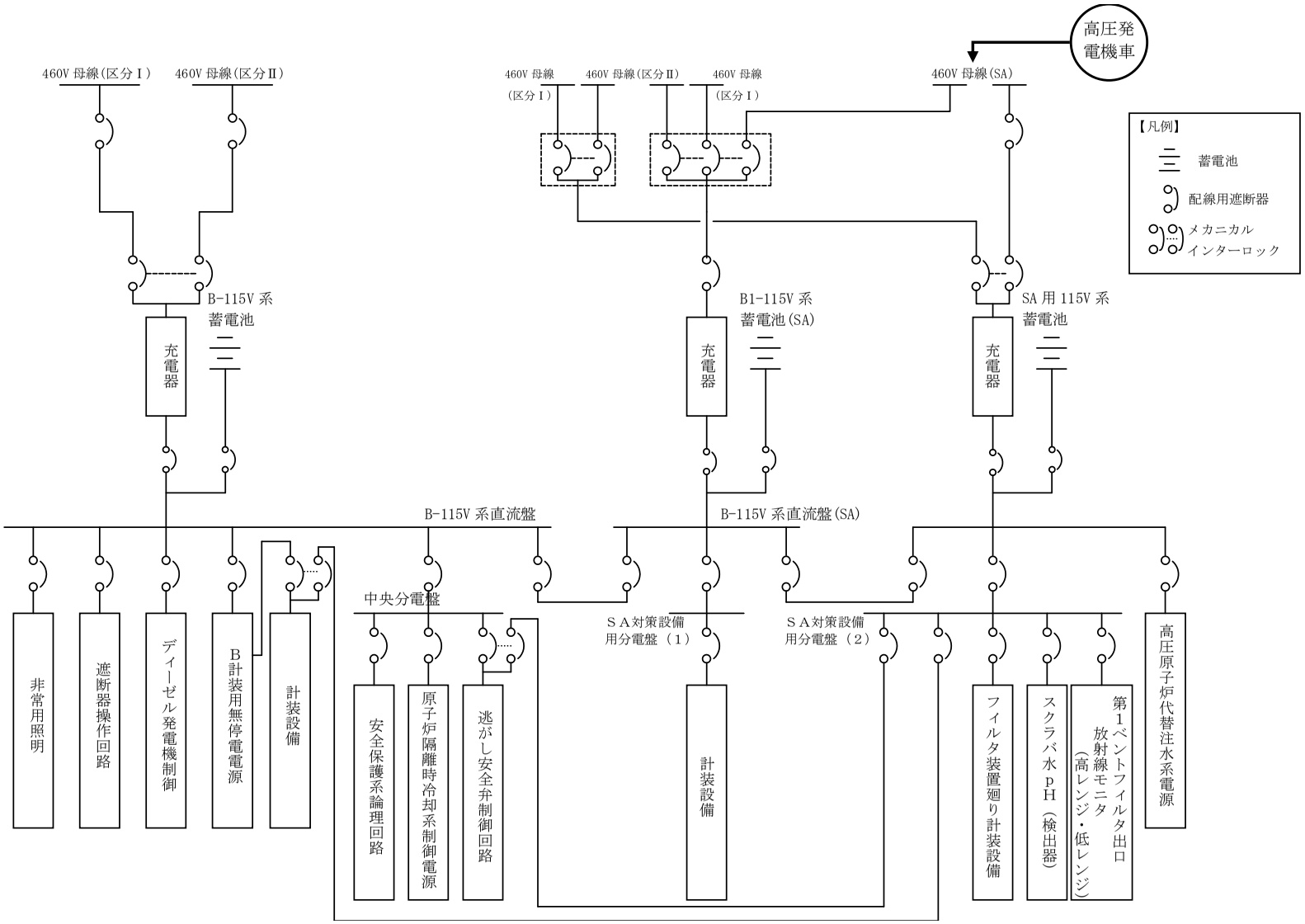


図 2.8.2－2　格納容器フィルタベント系　電源構成図（直流電源）

2.8.3 補給設備

補給設備は，薬品注入タンク，ドレン移送ポンプ，配管及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及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１m^3
基	数	1

b．ドレン移送ポンプ（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

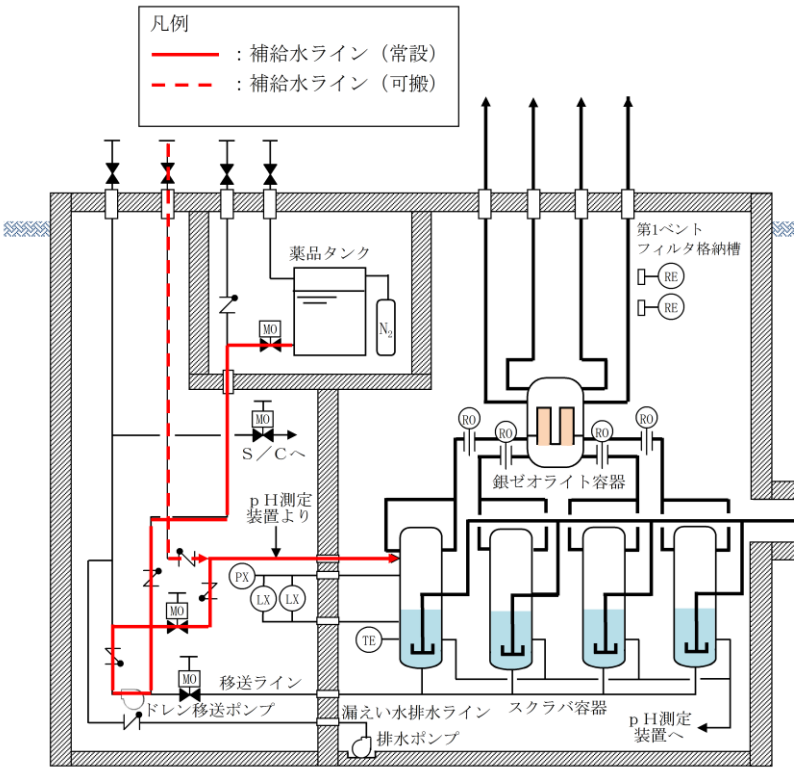


図 2.8.3-1　補給設備系統概略図

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又は屋内の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又は屋内の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 100Nm^3/h
純　　度	約 99.9vol%
供給圧力	0.6MPa[gage]以上
台　　数	１（予備１）

ｂ．配管

呼び径	50A
材　　料	炭素鋼（STPT410），ステンレス鋼（SUS304）

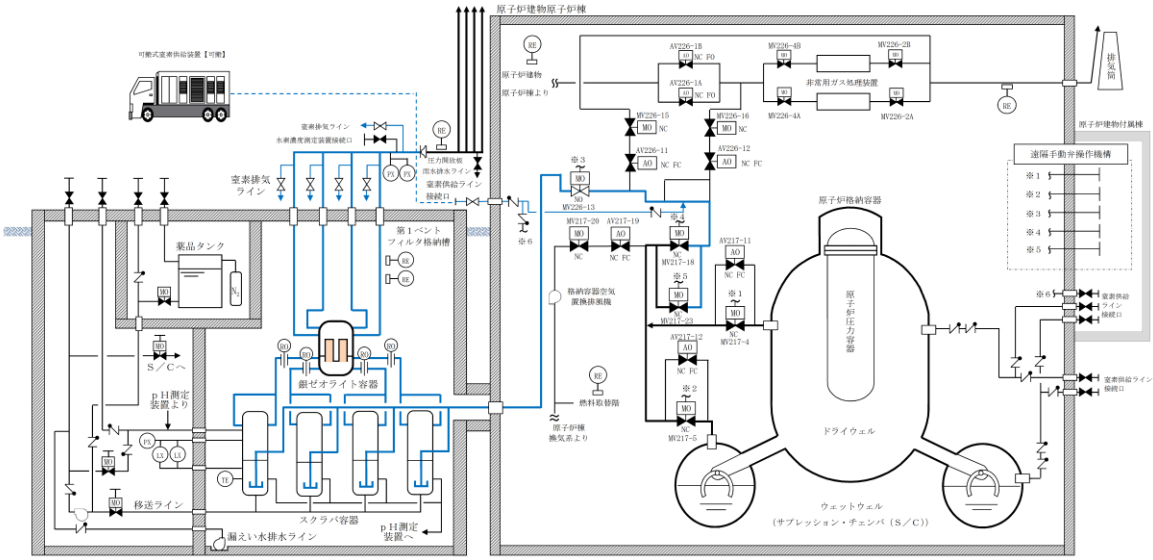


図 2.8.4-1　格納容器フィルタベント系　窒素パージ設備系統概略図
（窒素置換の例）

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。

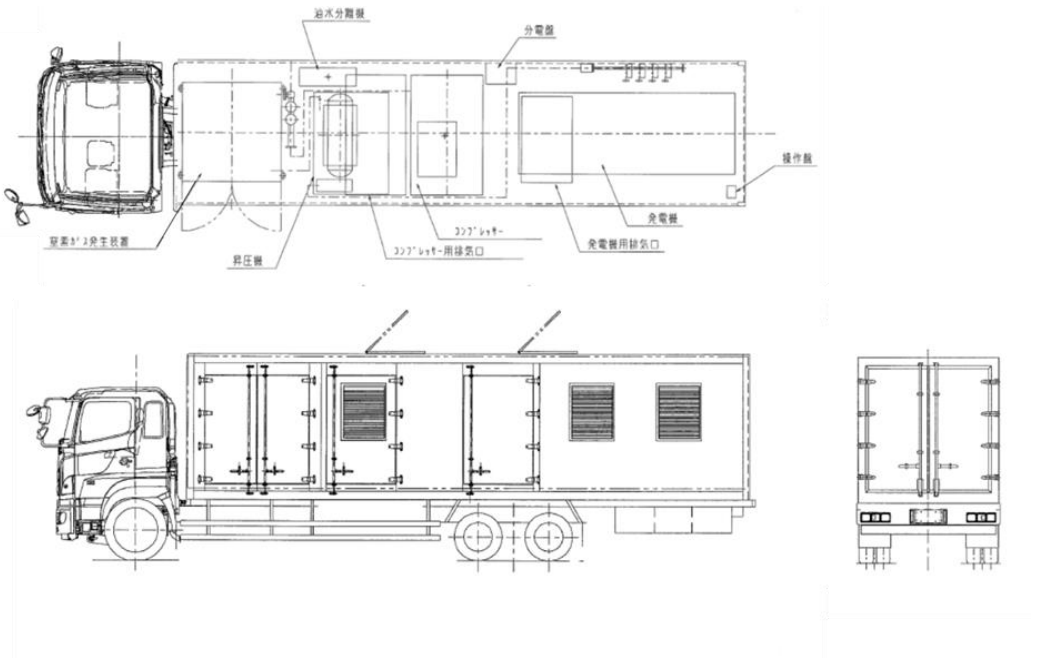


図 2.8.4-2　可搬式窒素供給装置　構造図

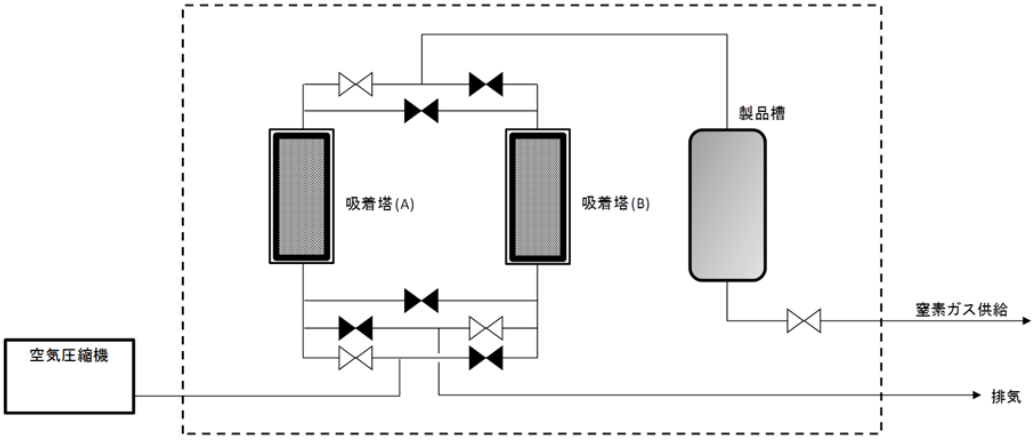


図 2.8.4-3　窒素発生装置(PSA 式)　概略系統図

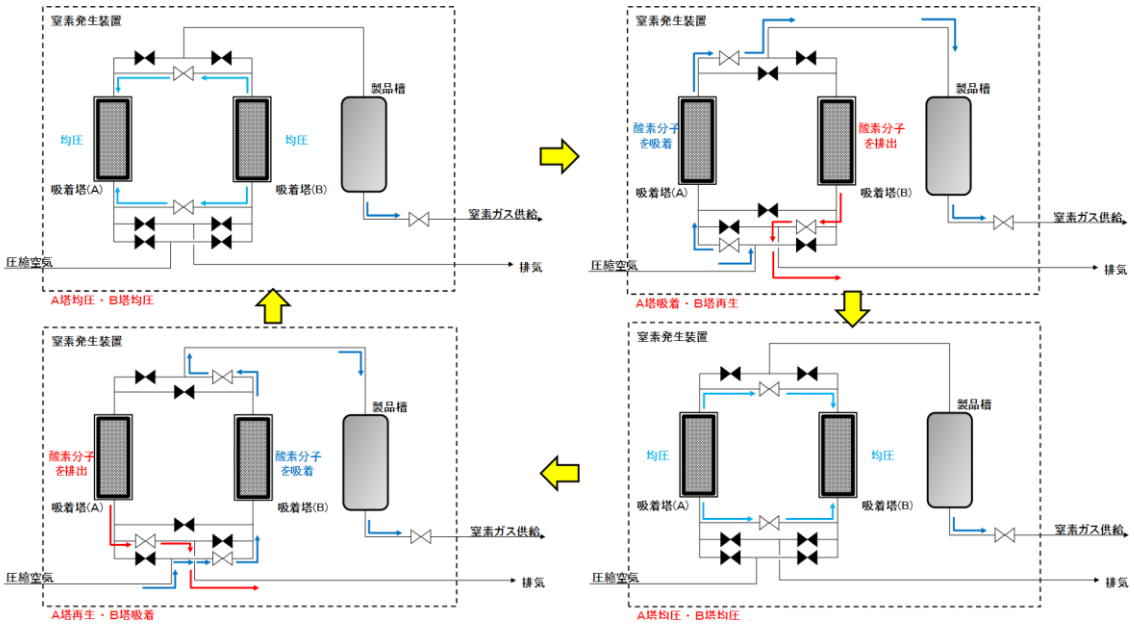


図 2.8.4-4　窒素発生装置(PSA 式)着・脱着工程概要図

2.8.5 排水設備

排水設備は，ドレン移送ポンプ，排水ポンプ，配管及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ドレン移送ポンプにより，格納容器（サプレッション・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（サプレッション・チェンバ）若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，原子炉建物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．ドレン移送ポンプ（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

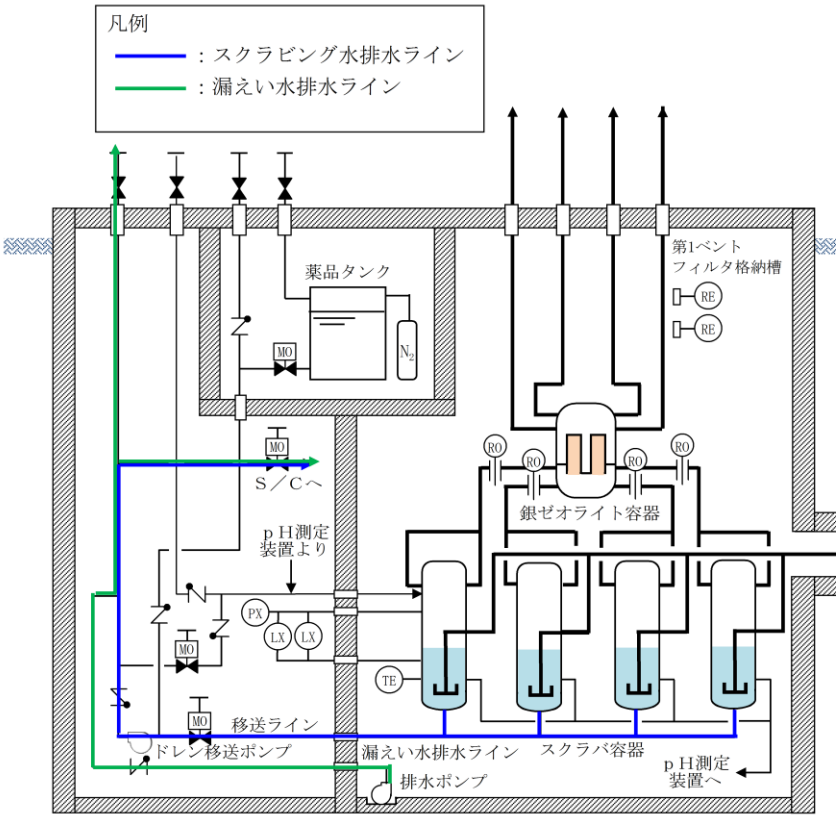


図 2.8.5－1　排水設備系統概略図

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

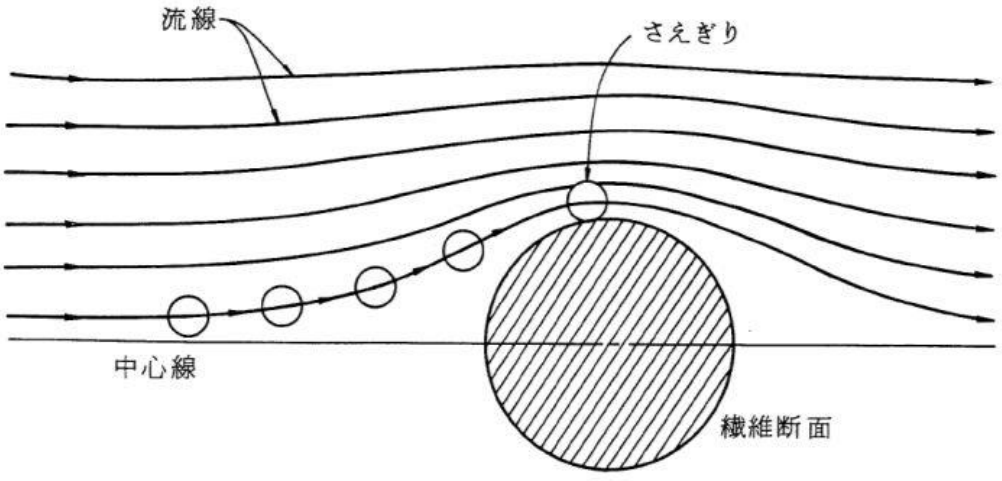
(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが,フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径,流速の範囲が異なることから,幅広い粒径,流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(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。



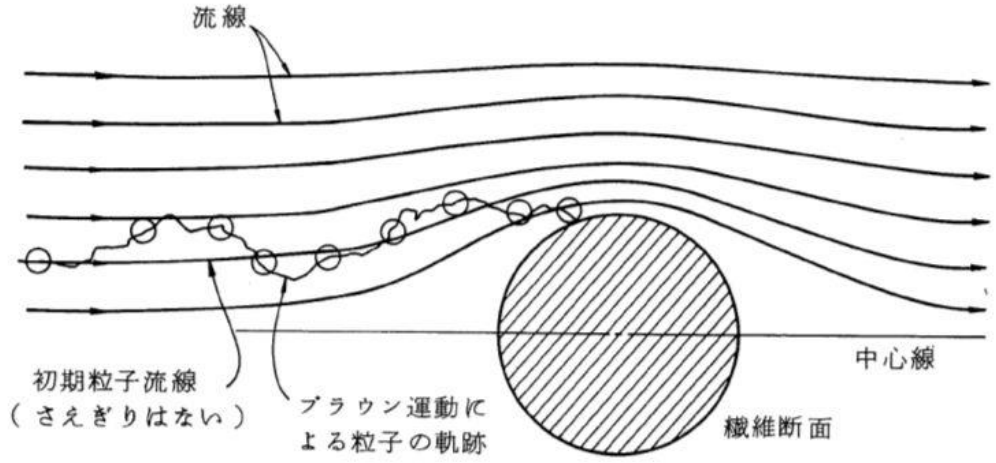
出典：W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー,(株)井上書院(1985)

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。



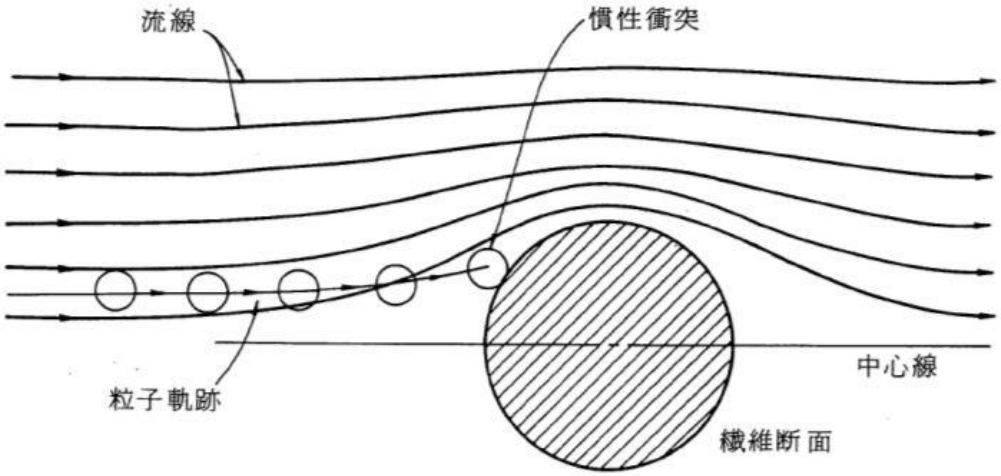
出典：W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー,(株)井上書院(1985)

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，若しくは，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.ハインズ，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み合わせ，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。

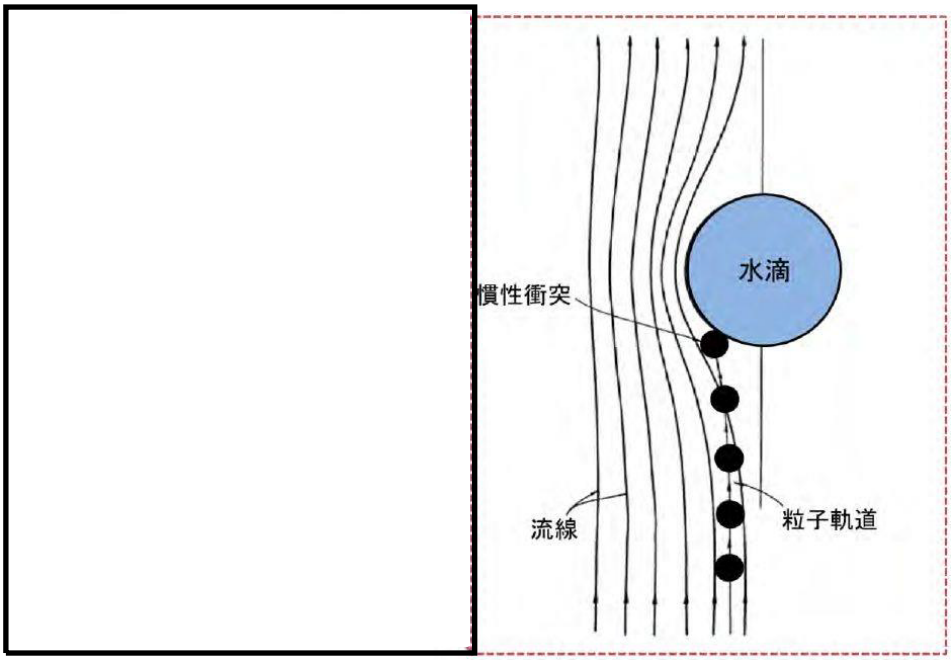


図 3.1.1-4　ベンチュリノズルにおける除去原理

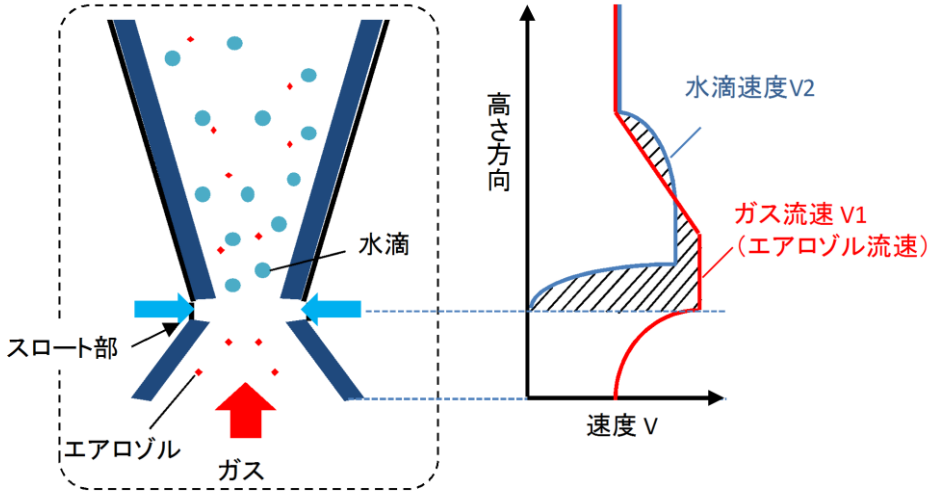


図 3.1.1-5　ベンチュリノズルにおける速度模式図

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（V1）と水滴流速（V2）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）

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。

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。

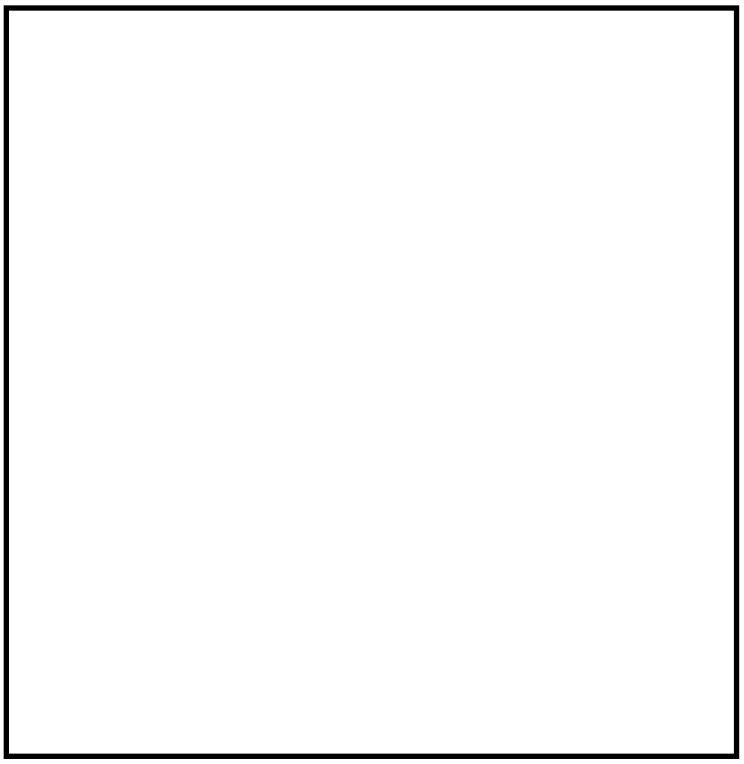


図 3.1.1-6　ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

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。

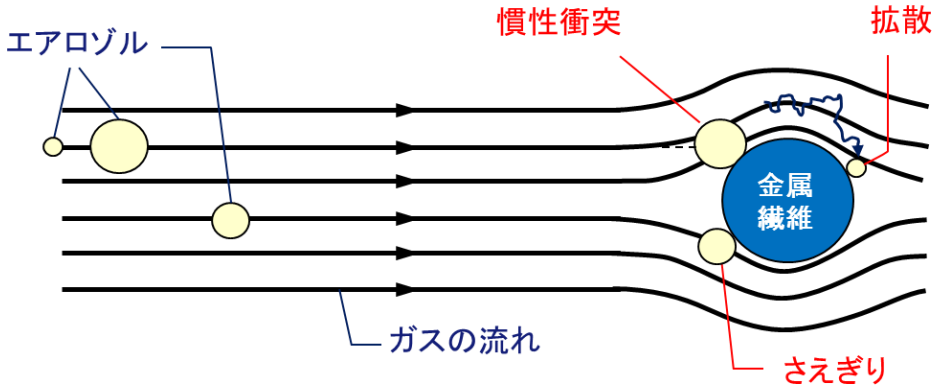


図 3.1.1-7　金属フィルタにおける除去原理

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。

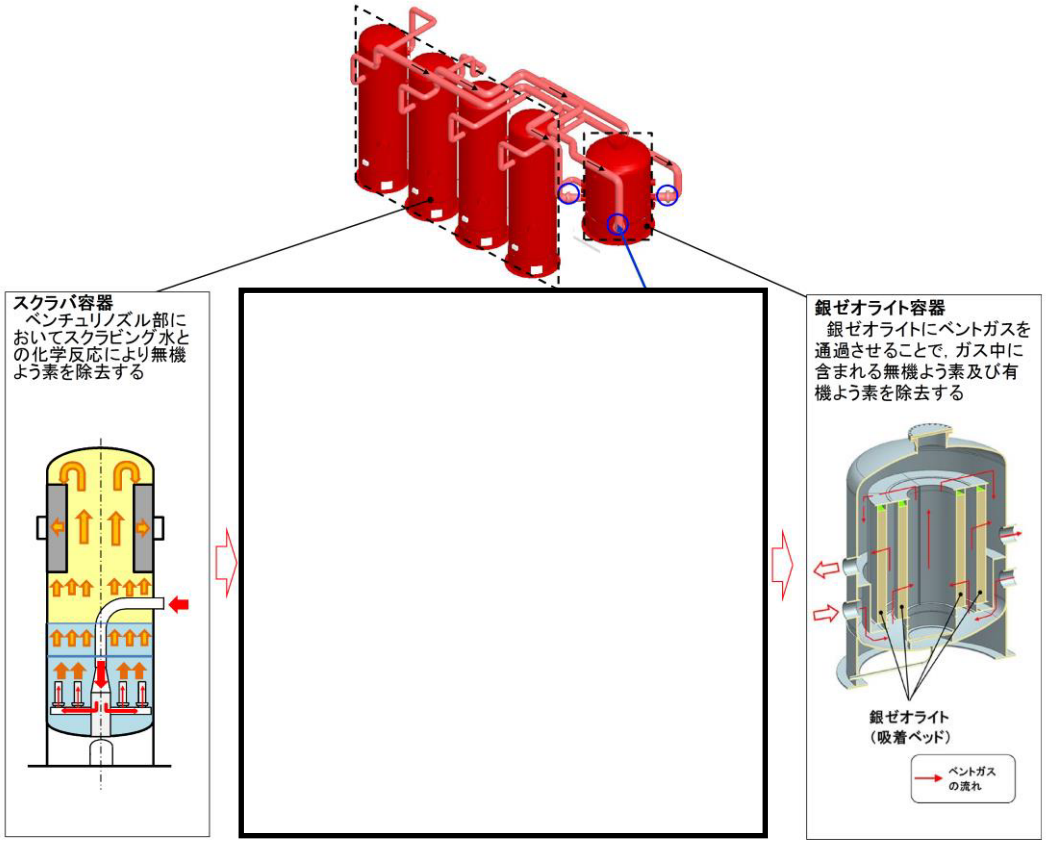


図 3.1.2-1　フィルタ装置内のベントガスの流れ

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) 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。

スクラビング水中に無機よう素を捕集・保持するため，スクラビング水には表 3.1.2-1 に示す薬剤を添加する。

表 3.1.2-1　スクラビング水に添加する薬剤

薬　剤	化学式	目　的
[redacted]	[redacted]	[redacted]
水酸化ナトリウム	NaOH	・[redacted] 溶液を高アルカリ性とする。 ・無機よう素の再揮発を防止する。

[redacted]

水酸化ナトリウム（NaOH）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。

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) 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，[redacted]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。

[redacted]

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 384kPa[gage]から 853kPa[gage]の間で実施）を考慮し，格納容器圧力が 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（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）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（約 120～200℃）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（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）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)は，1980 年代後半から 1990 年にかけ，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。



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 3.3.1-1　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。

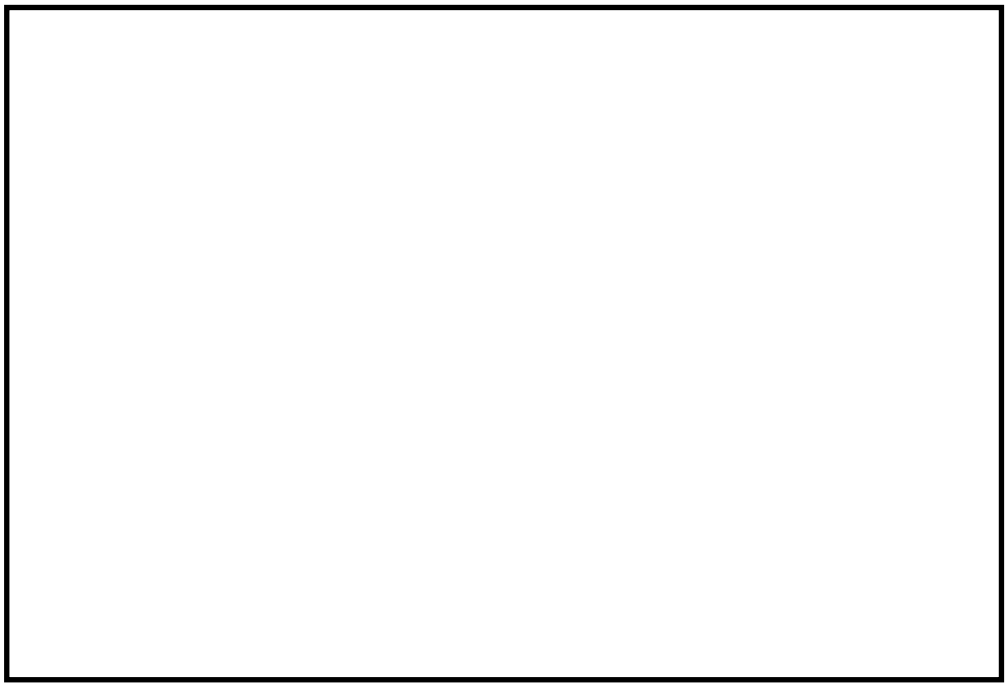


図 3.3.1-2　試験用エアロゾルの粒径分布

(2)無機よう素の除去性能試験（JAVA 試験）

Framatome 社(旧 AREVA 社)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	
ｐＨ	
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　　力	
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．及びｂ．に示す通り，「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため，ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行っている。さらに，その他のパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため，ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行っている。

(1) ガス流速

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

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

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

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

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

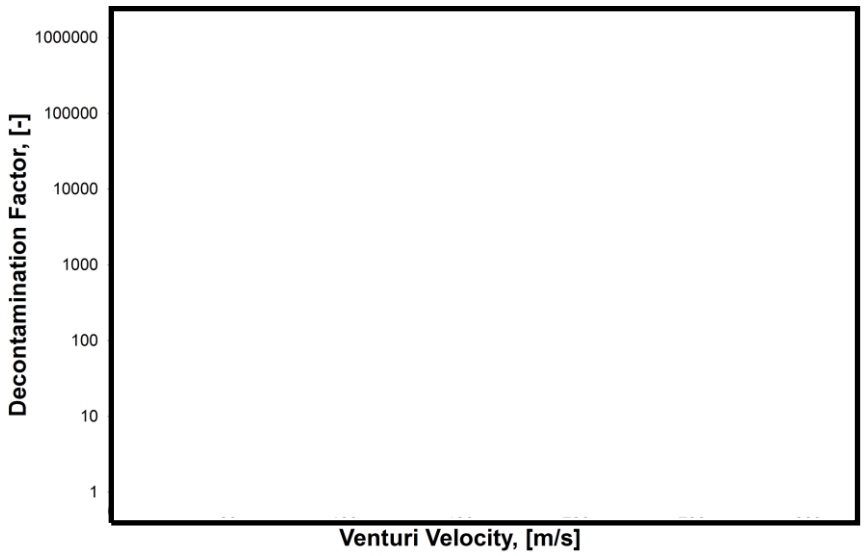


図 3.3.2-1　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

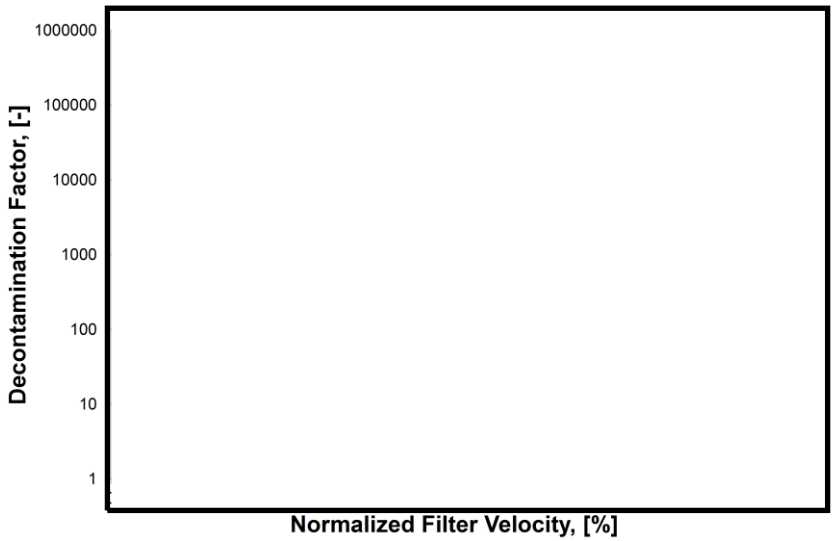


図 3.3.2-2　金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾル粒径

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

ウェットウェルベントの際にフィルタ装置内に流入するエアロゾルの粒径分布の質量中央径は [redacted] 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 [redacted] 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。

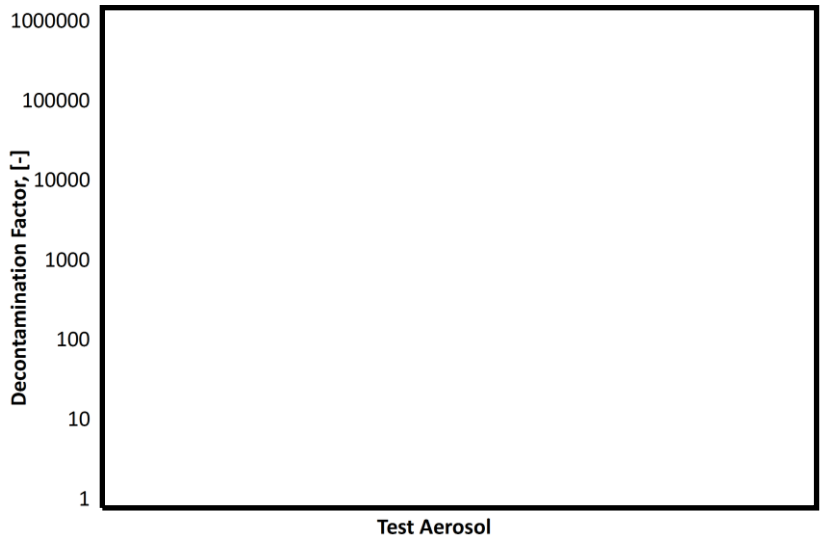


図 3.3.2-3　エアロゾル粒径に対する除去係数

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（約 120～200℃）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。

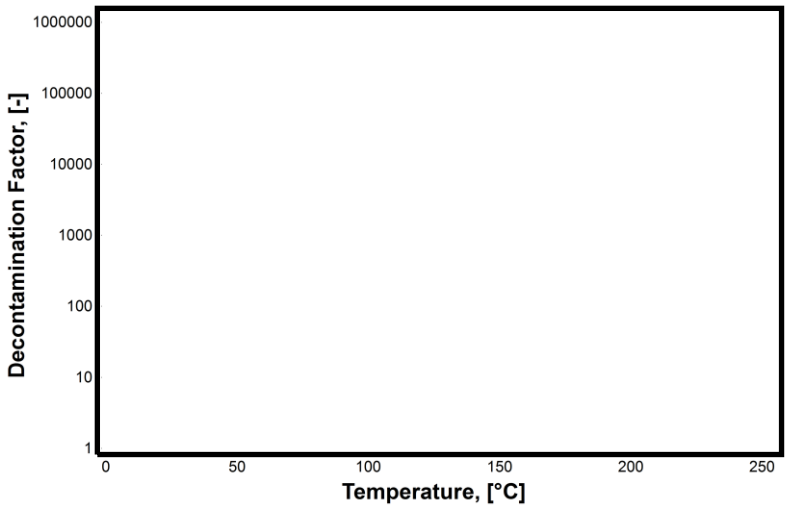


図 3.3.2-4　ガス温度に対する除去係数

(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 [redacted] 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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

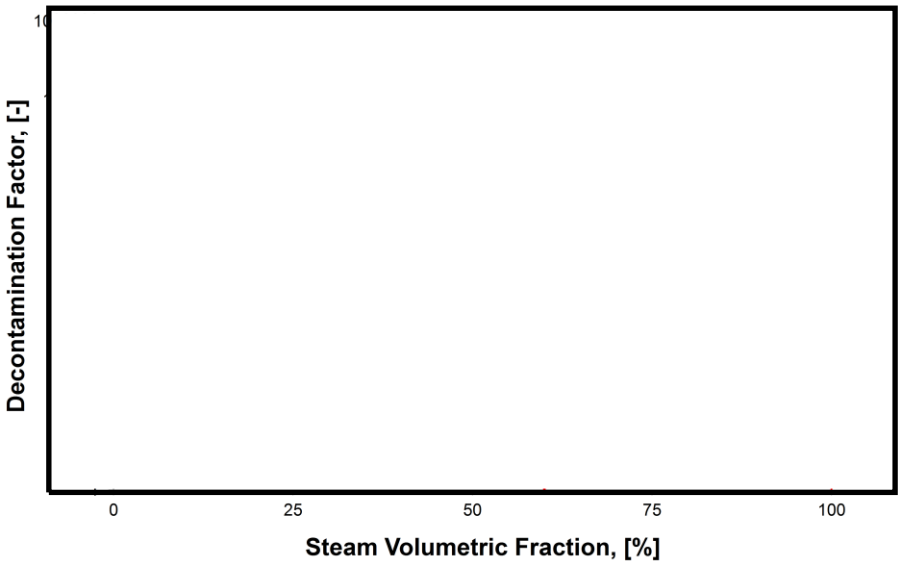


図 3.3.2-5　蒸気割合に対する除去係数

表 3.3.2-1　エアロゾル [redacted] 除去性能試験結果

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

表 3.3.2-2　エアロゾル [redacted] 除去性能試験結果

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

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 [redacted] 除去性能試験結果（１／２）

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (℃)	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 [redacted] 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 [redacted] 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，更に除去性能が高くなるものと考えられる。

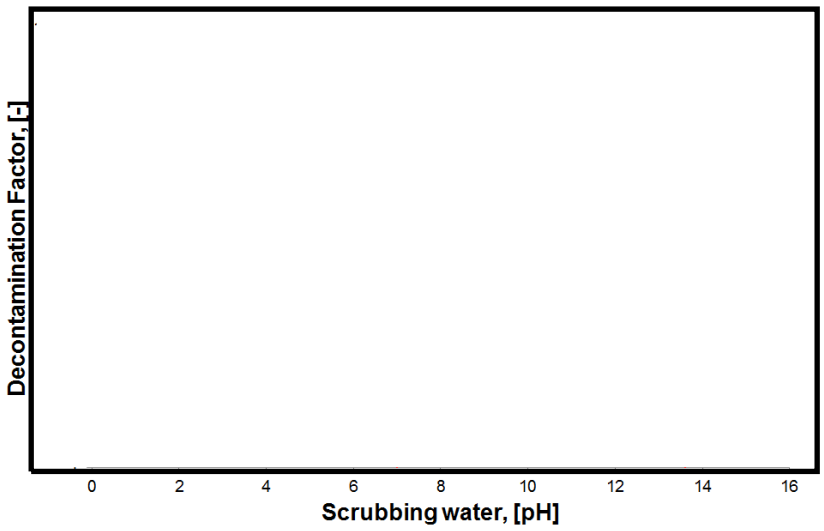


図 3.3.3-1　ｐＨに対する無機よう素の除去係数

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 3.3.3-1　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. (℃)	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。

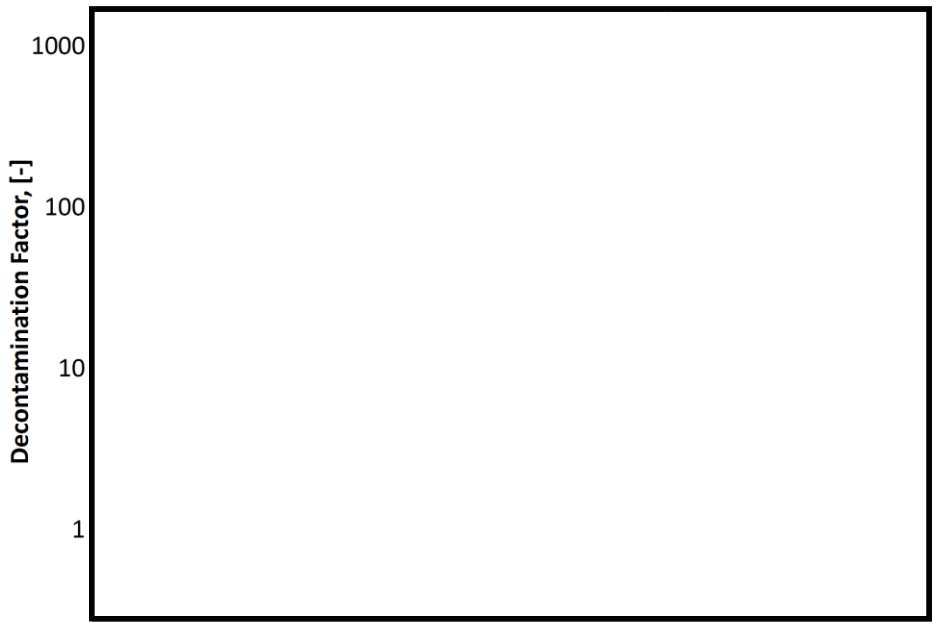


図 3.3.3-2　JAVA PLUS 試験結果

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)

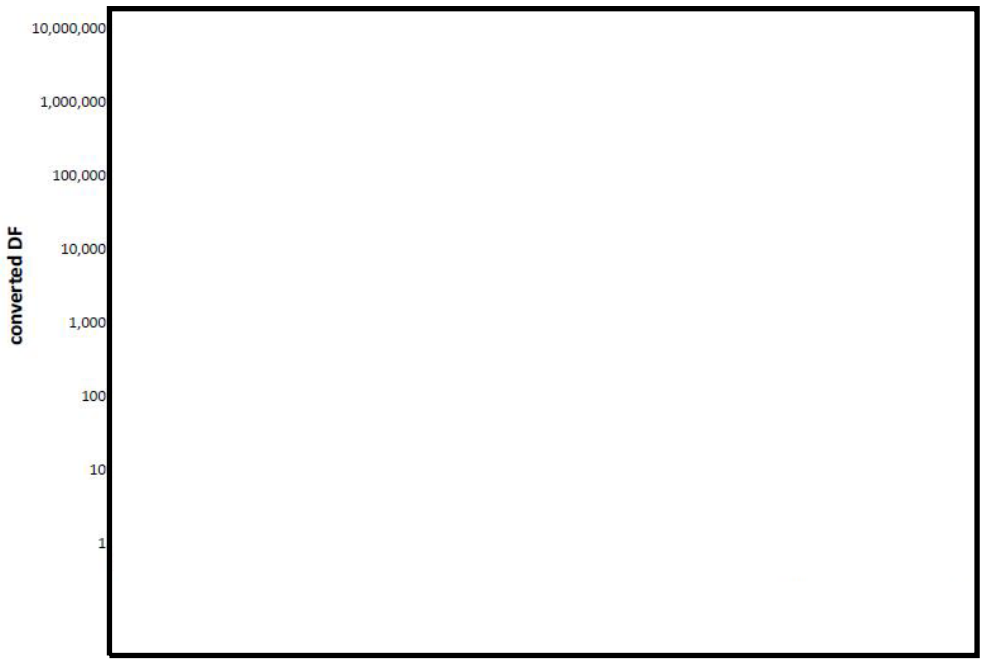


図 3.3.3-3　JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

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. (℃)	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，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水酸化ナトリウムが添加されており，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

銀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[redacted]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[redacted]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)

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.　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 120m^3／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プレッション・プール水位が徐々に上昇することから，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。

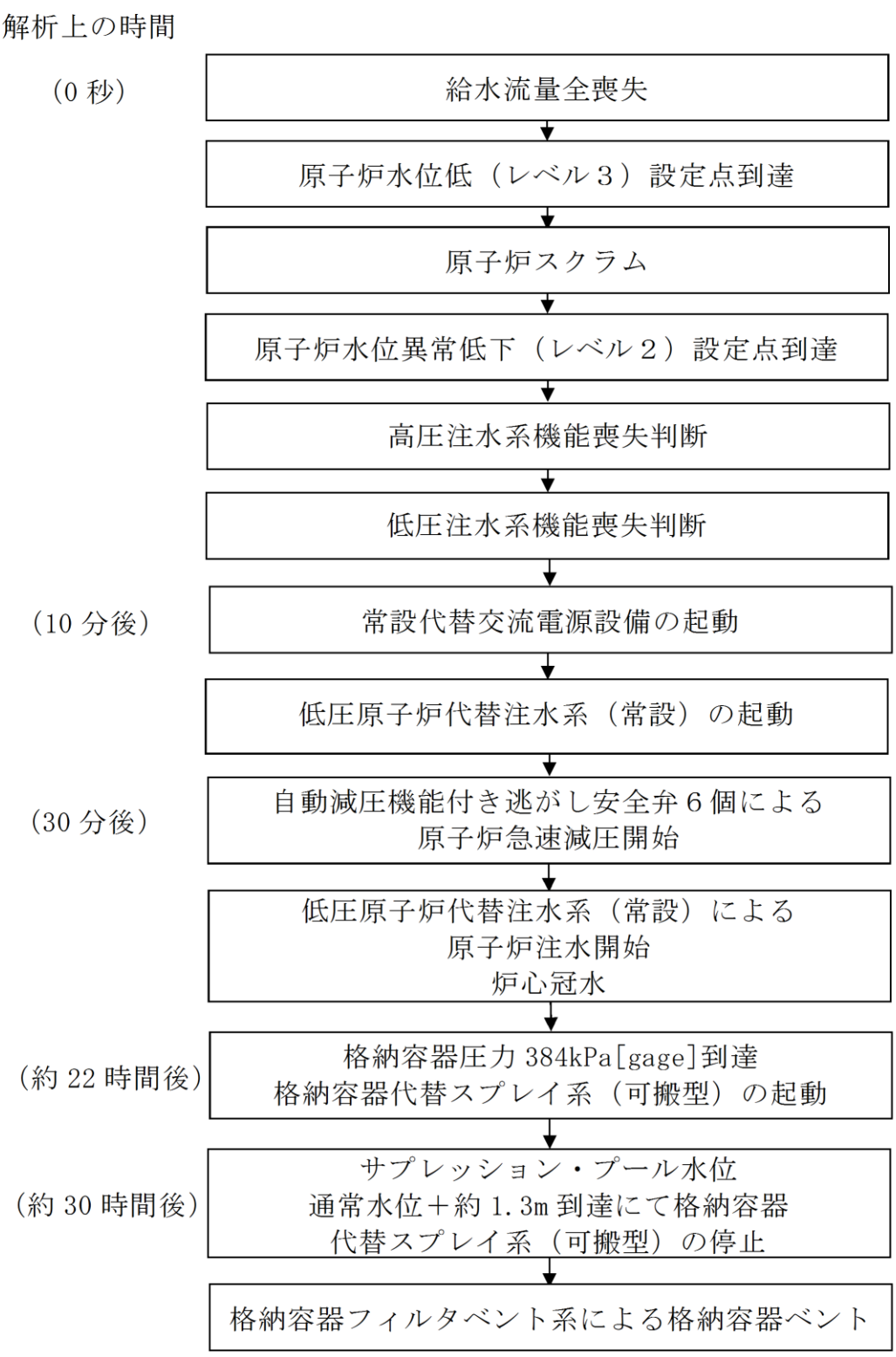


図 4.1.1－1　高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

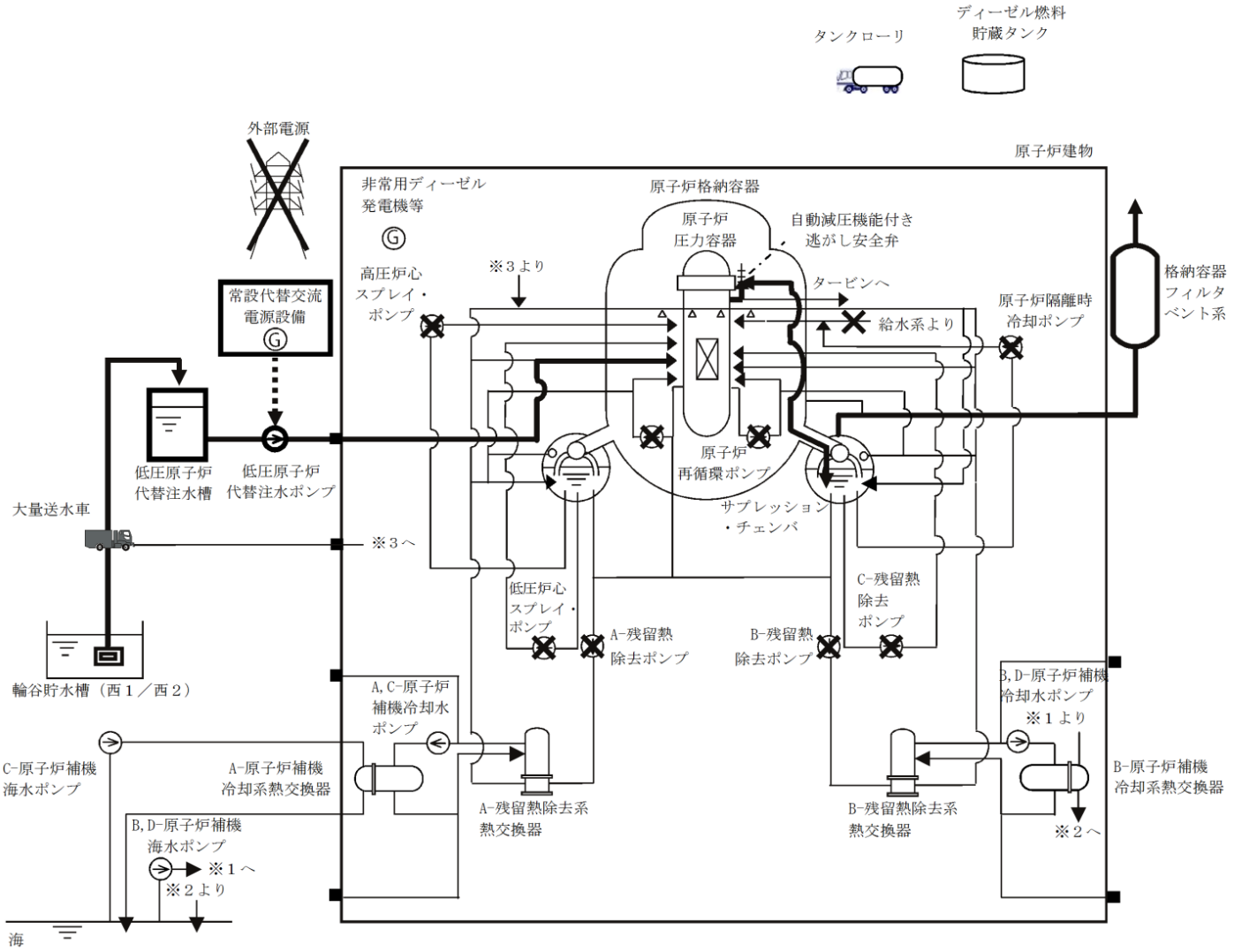


図 4.1.1－2　高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

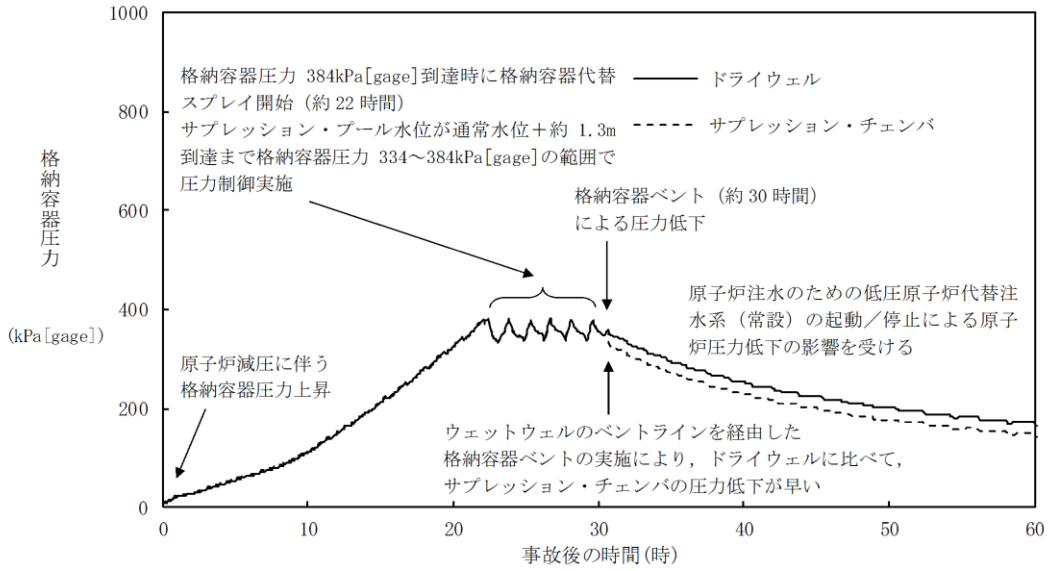


図 4.1.1－3　高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

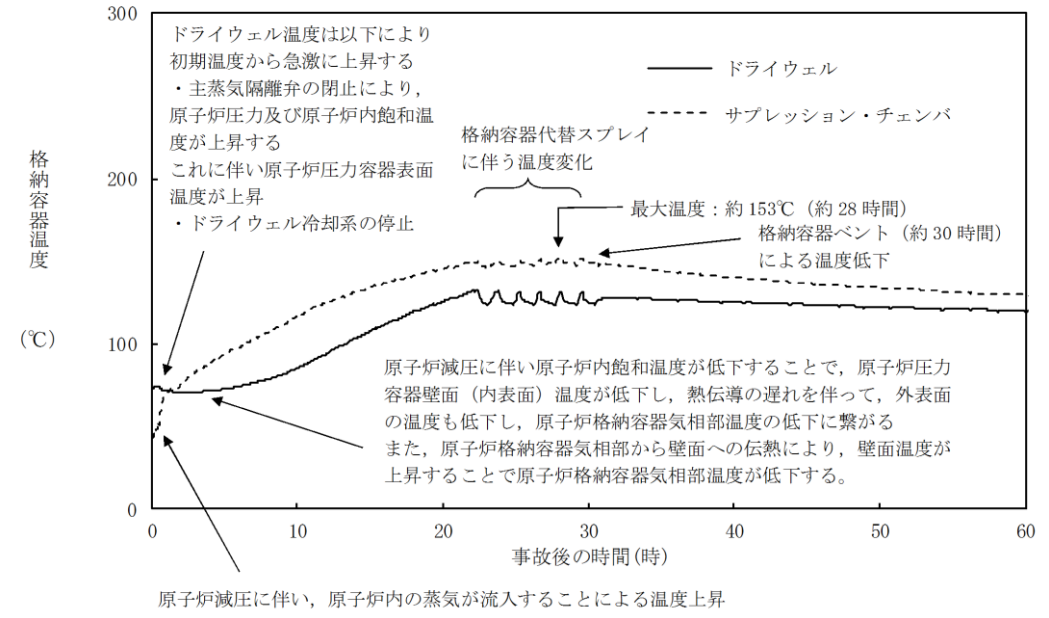


図 4.1.1－4　高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

4.1.2 炉心が損傷している場合

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

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

なお，審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては，表 4.1.2－1 に

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

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

表 4.1.2－1　Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量

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

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

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

格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が 640kPa［gage］（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（120m^3／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。

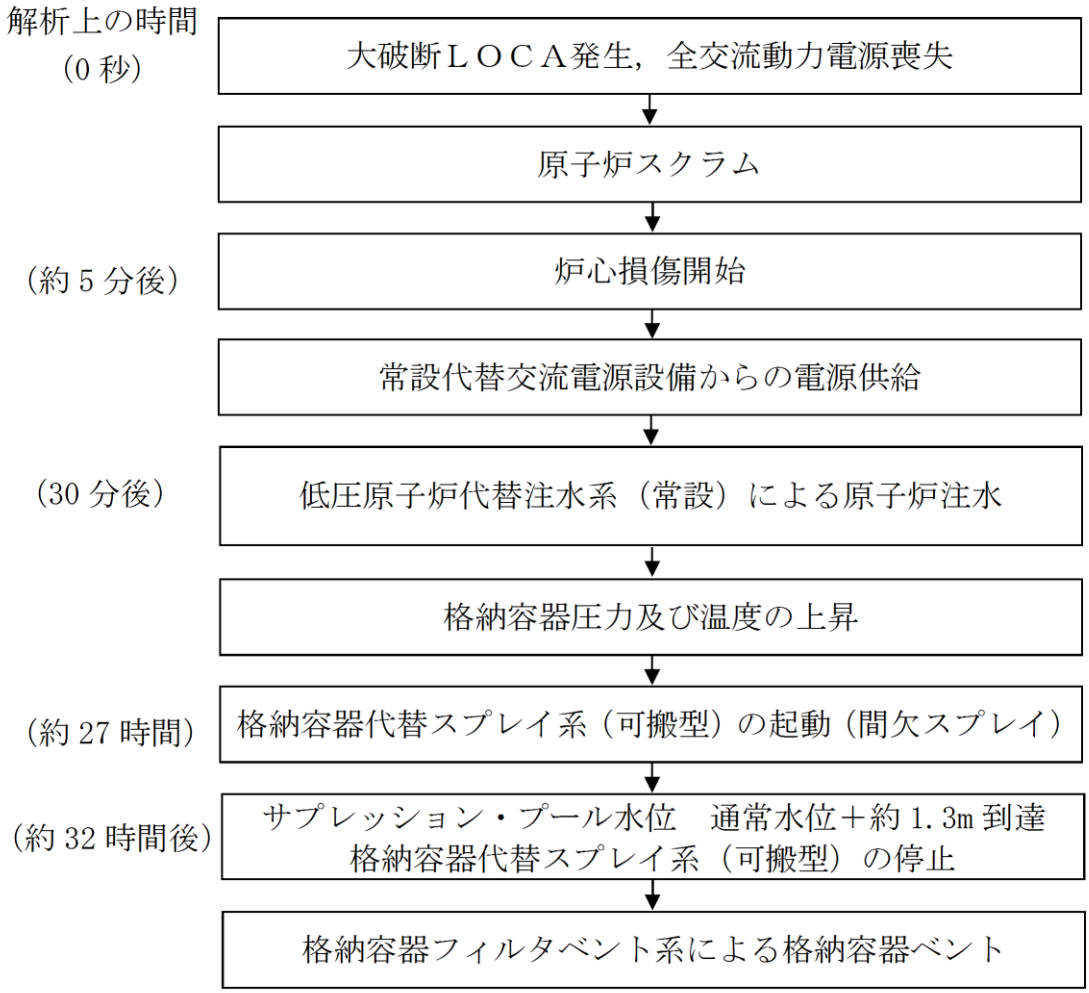


図 4.1.2－1「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のシナリオの概要

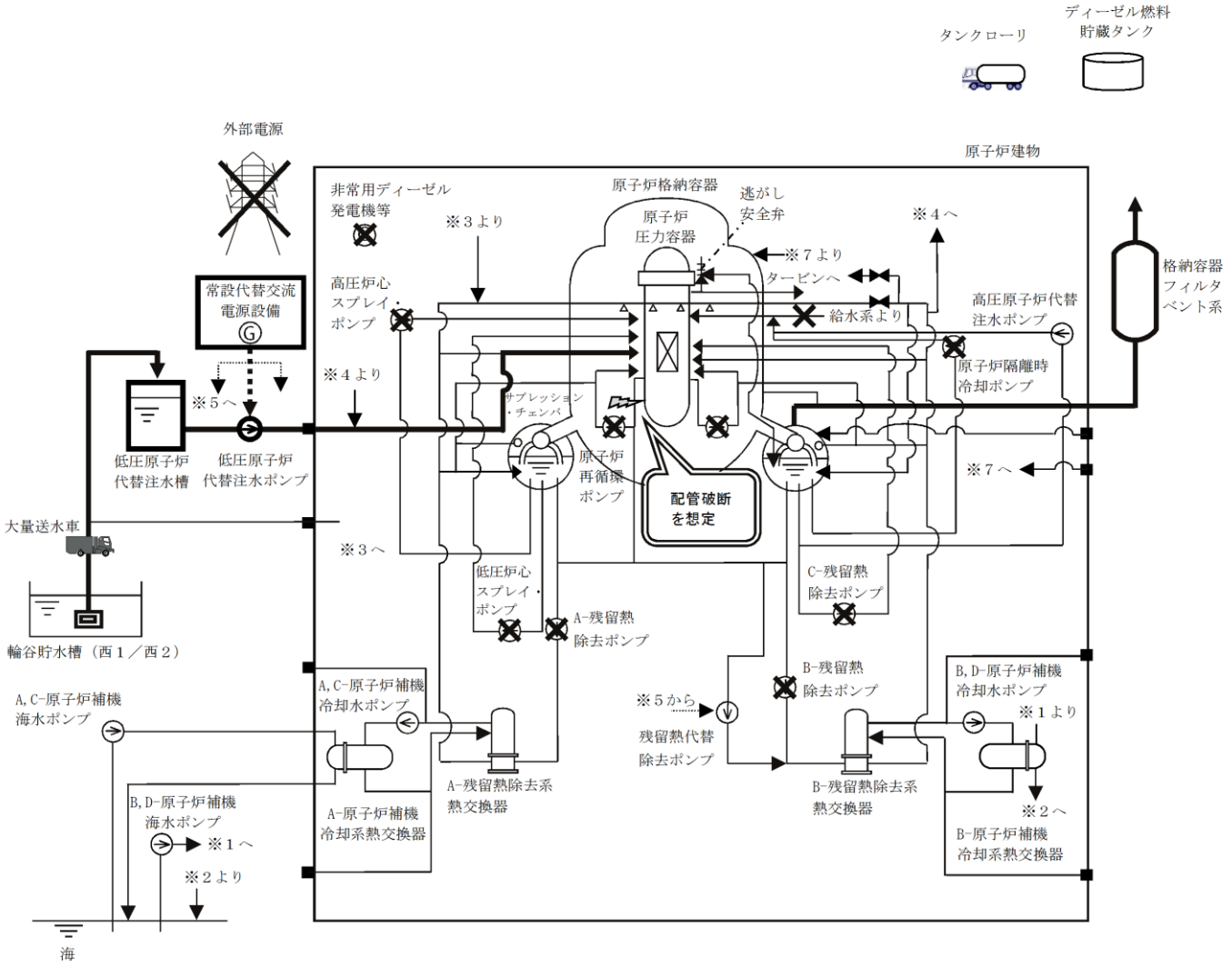


図 4.1.2－2　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における系統概要図

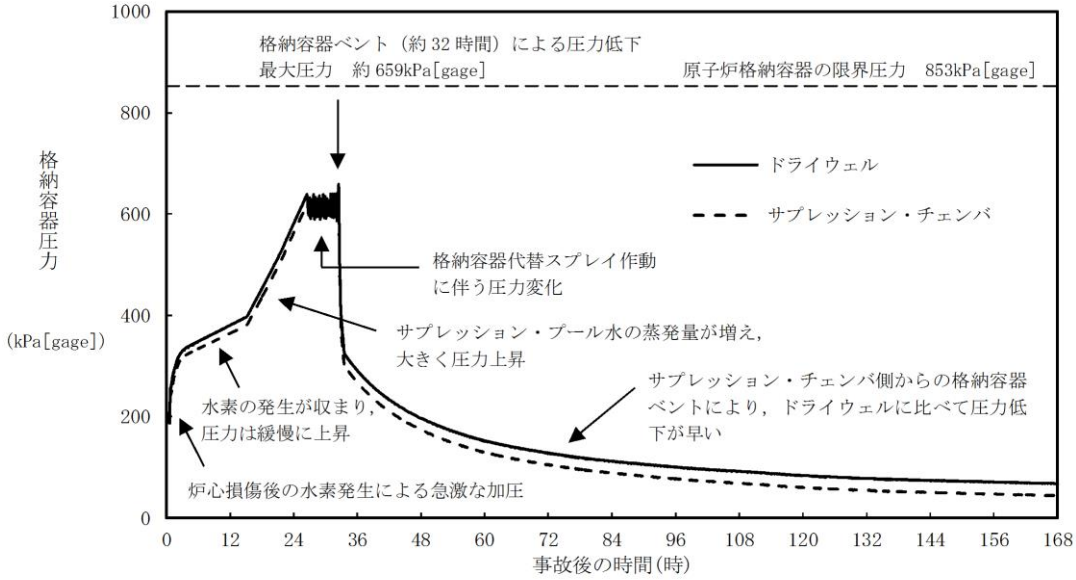


図 4.1.2－3　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器圧力の推移

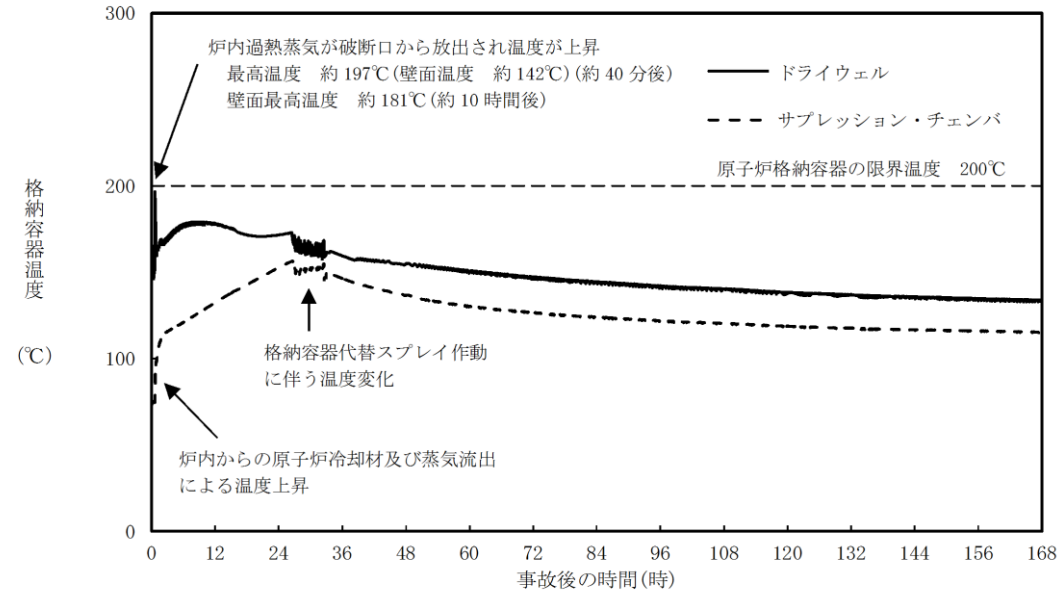


図 4.1.2－4　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器温度の推移

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）が原子炉建物原子炉棟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

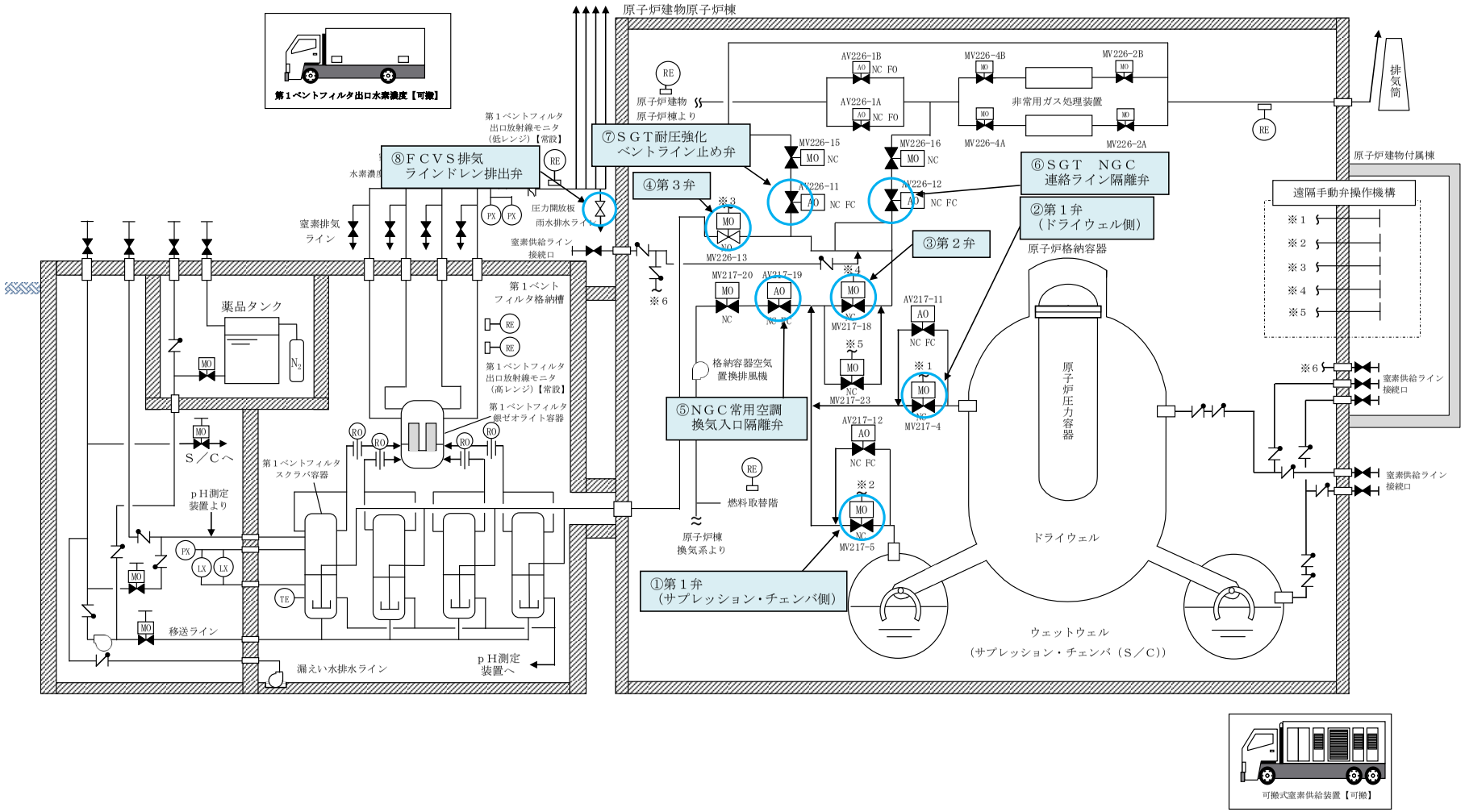


図 4.1.3－1　格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）

(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，当直副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	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合		サプレッション・プール水位が通常水位＋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。炉心損傷の有無により，格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は，炉心損傷した場合，格納容器内に放射性物質が放出されるため，炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより，ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また，炉心損傷を判断した場合は，ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し，格納容器内の水素濃度は可燃限界の４vol％を超過する。その後，水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し，格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより，格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため，格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol％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
	原子炉建物原子炉棟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，原子炉建物原子炉棟水素濃度が上昇した場合，原子炉建物原子炉棟内で水素爆発が発生することよって格納容

器が破損するおそれがある。このような場合，格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し，原子炉建物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４vol％を考慮し，原子炉建物水素濃度 2.5vol％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℃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℃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原子炉棟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　原子炉補機代替冷却系の準備状況及び機器の復旧状況を確認し，残留熱除去系又は残留熱代替除去系の準備が完了した時点で格納容器除熱を開始する。
※２　格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合において，原子炉圧力容器表面温度 300℃以上で炉心損傷を判断する。炉心損傷前ベント準備中に炉心損傷を判断した場合，以降の対応は炉心損傷後の判断基準に従う。
※３　格納容器圧力が計測できない場合は，複数の格納容器雰囲気温度計測結果から格納容器圧力を推定する。
※４　ベント準備として，以下の作業を行う。格納容器内水素及び酸素の排出準備についても同様。
・ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
・他系統との隔離確認
・ベント弁　第２弁開操作（全開）及び第３弁開確認
・可搬式窒素供給装置準備，水素濃度測定装置準備（FCVS 排気ラインドレン排出弁閉操作含む）
※５　ベント開始の約１時間前（サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.2m を目安）となった場合，プルーム通過に備えた作業及び屋外の復旧班要員の緊急時対策所への待避を指示する。ただし，格納容器代替スプレイに失敗した場合等，速やかにベントを実施すべき状況が発生した場合には，プルーム通過に備えた作業を実施後速やかにベントを開始する。
※６　使用するベントラインの優先順位は以下のとおり。
（１）格納容器フィルタベント系（W/W ベントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
（２）格納容器フィルタベント系（W/W ベントライン）（現場人力操作）
（３）格納容器フィルタベント系（D/W ベントライン）（中央制御室からの遠隔操作）
（４）格納容器フィルタベント系（D/W ベントライン）（現場人力操作）
（５）耐圧強化ベント（W/W ベントライン）（炉心損傷前に限る）
（６）耐圧強化ベント（D/W ベントライン）（炉心損傷前に限る）
※７　格納容器内酸素濃度がドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達した場合，格納容器内水素爆発防止のためのガス排出実施を判断する。
※８　格納容器圧力上昇に伴う格納容器からの漏えいを以下の計器により確認する。
・原子炉建物原子炉棟４階（燃料取替階）壁面及び天井付近
・可搬式モニタリング・ポスト（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
・原子炉建物内各種放射線モニタ
※９　可搬式モニタリング・ポスト（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）及び原子炉建物内の各種放射線モニタの指示値の急激な上昇が発生した場合，格納容器からの異常な漏えいを判断する。
※10　原子炉建物水素濃度 2.5vol%到達により，原子炉建物内水素爆発防止のためのベント実施を判断する。
※11　格納容器内雰囲気温度 190℃到達により格納容器代替スプレイを実施するが，格納容器内雰囲気温度が原子炉格納容器限界温度である 200℃に到達し温度上昇が継続する場合，原子炉格納容器過温破損のおそれがあるため影響緩和のためベントを実施する。
※12　格納容器圧力，スクラバ容器圧力，スクラバ容器水位等を継続して監視する。
※13　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機能が使用可能な状態となり，長期にわたり格納容器の冷却が可能であること，可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスを可燃限界未満に制御可能であること，格納容器内の水素及び酸素濃度測定が可能であること，可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入が可能な状態であり格納容器の負圧破損防止が可能であることが確認された場合に，ベントを停止することができる。
※14　ベントにより格納容器除熱を維持しつつ，ベント停止に必要な機器の復旧に努める。
※15　炉心損傷前ベントのため敷地内の線量率の上昇はわずかと推定されるが，重大事故等対策に必要な屋外作業（低圧原子炉代替注水槽への補給等）を行っている復旧班要員の被ばく低減の観点から，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達までに屋内待避するよう，緊急時対策本部から復旧班要員に指示する。なお，炉心損傷後の待避と異なり，待避場所は緊急時対策所ではなく，作業箇所近傍の建物内とする。復旧班要員の屋内待避期間は，運転員による格納容器ベント操作後における格納容器圧力の低下やスクラバ容器圧力の上昇といったパラメータの変動により格納容器ベントが開始されたことを確認し，フィルタ装置出口放射線量率指示値の安定を確認するまでの間とする。

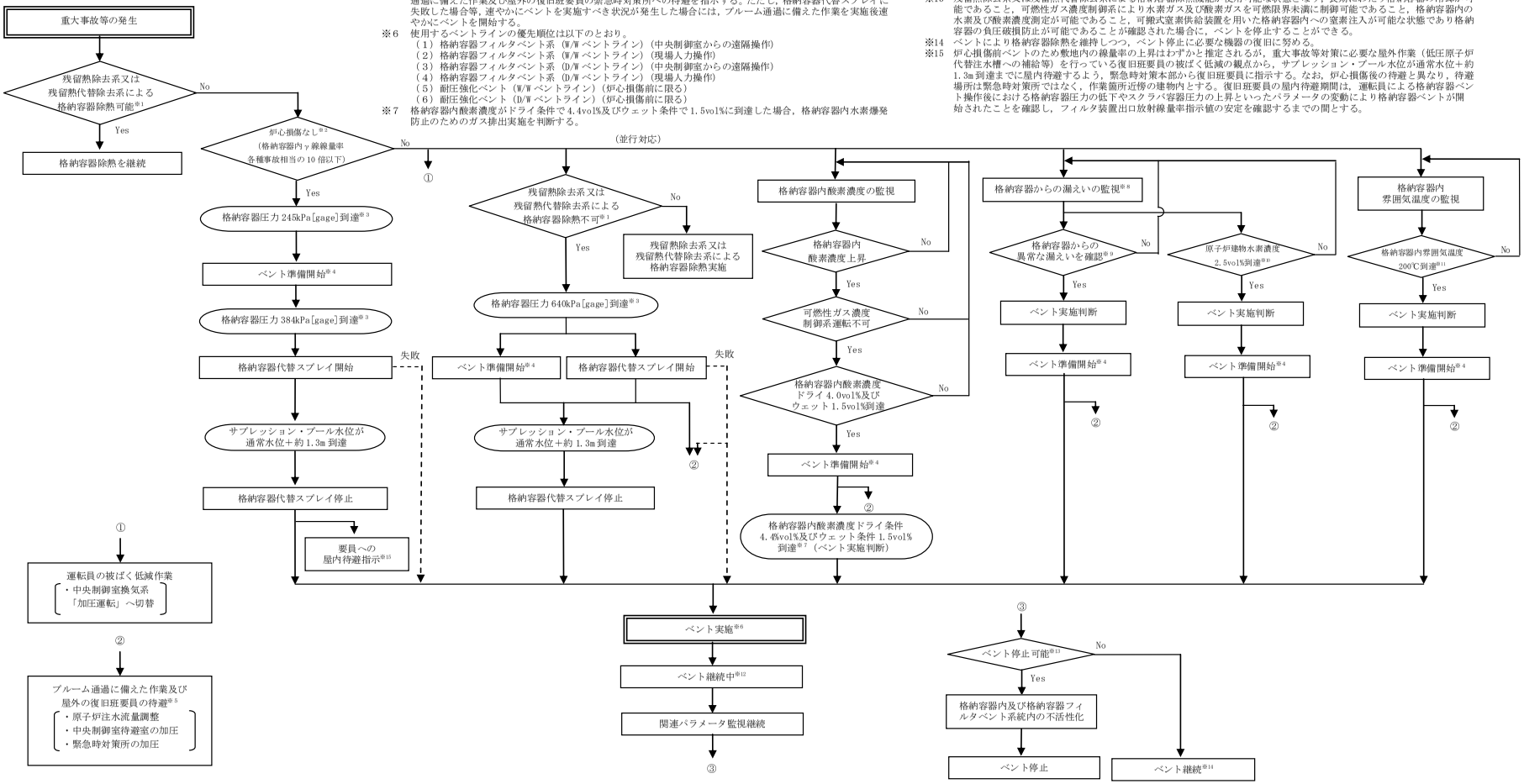


図 4.1.3-2　ベント実施の判断フロー

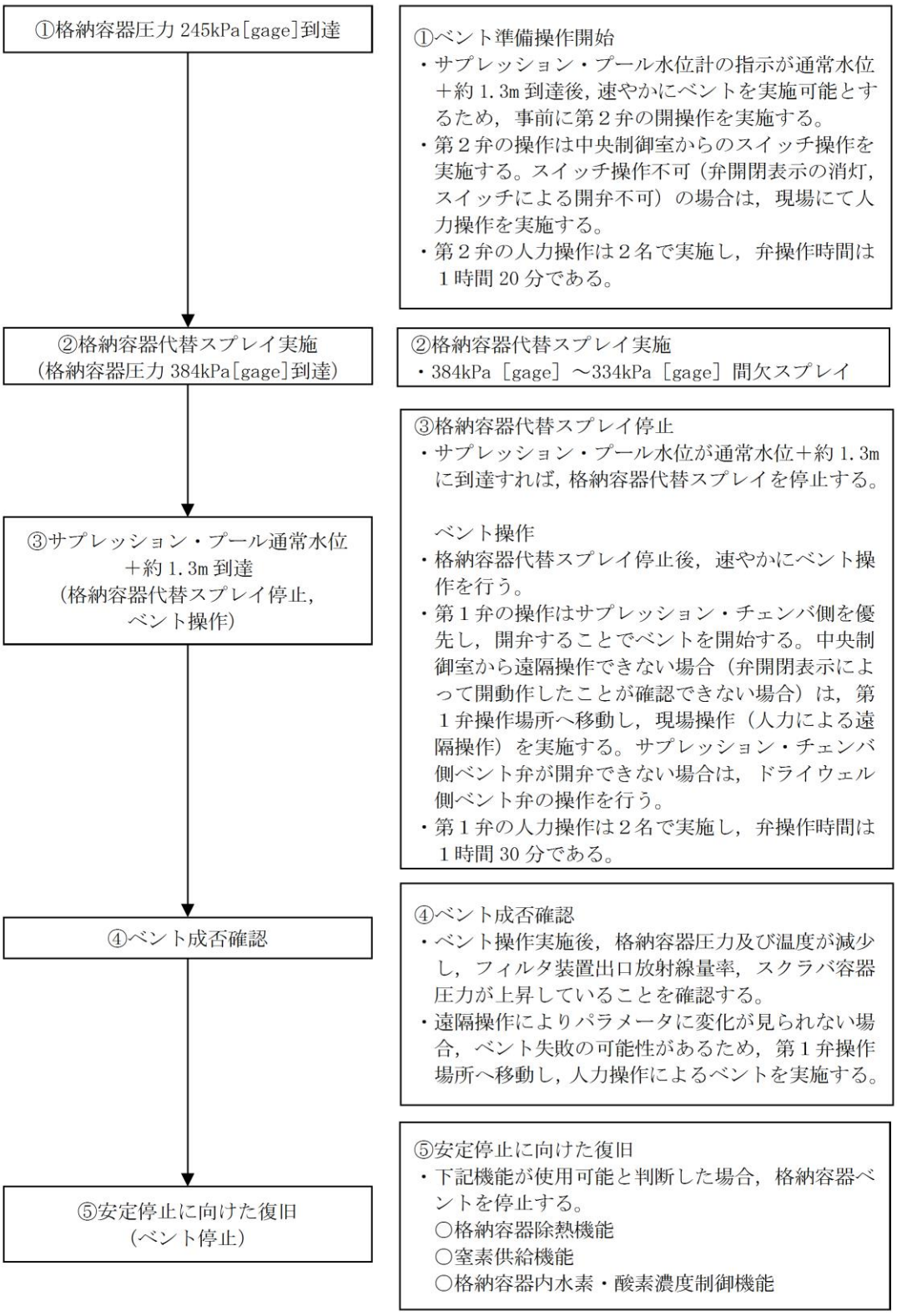


図 4.1.3－3　炉心損傷していない場合のベント実施フロー

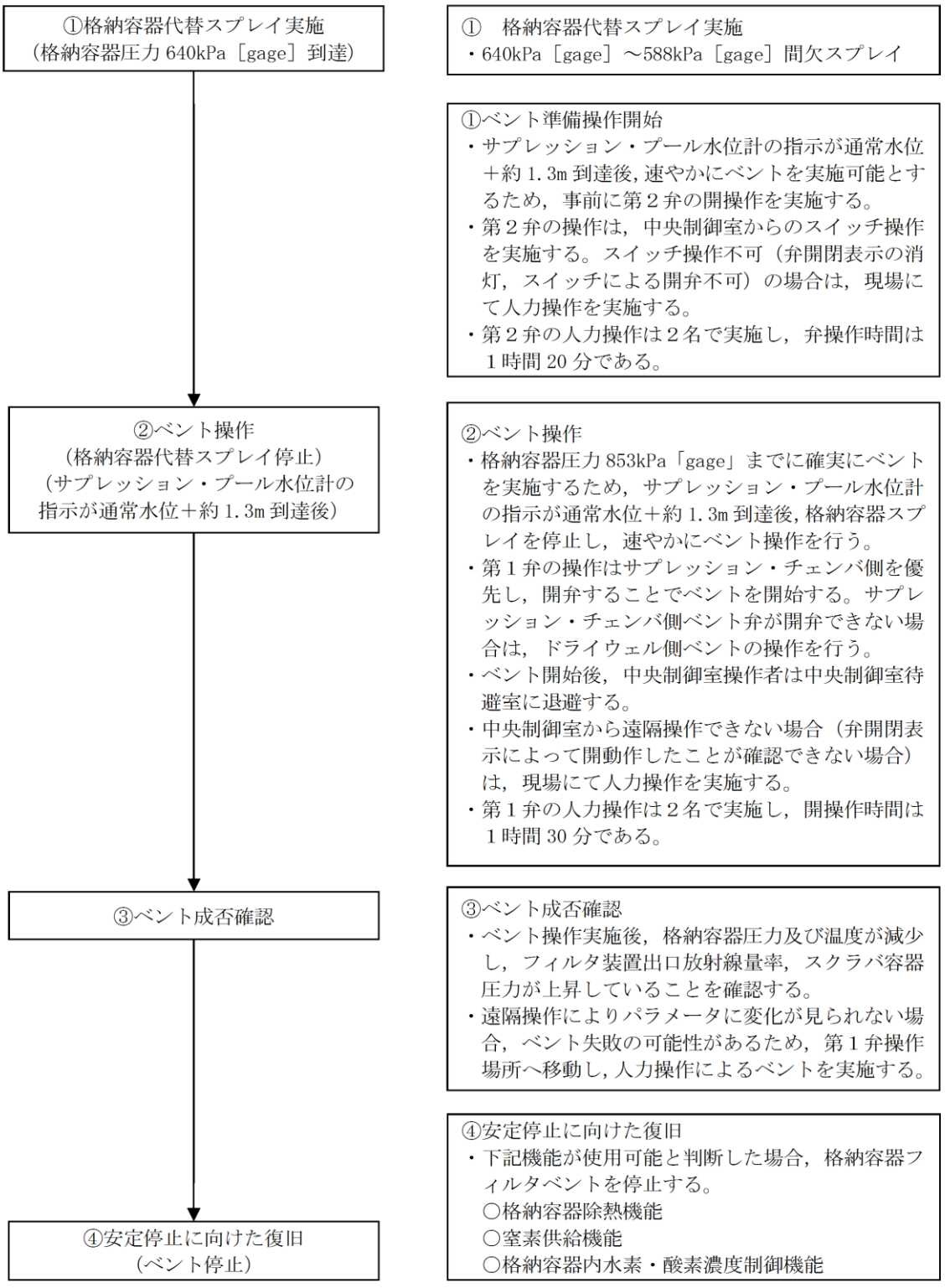


図 4.1.3－4　炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(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 1,700～1,900 ㎜ の範囲にあること
スクラバ容器ｐＨ	[redacted]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（ドライウェル側）
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ェルから放出する経路の２通りあるが，サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

現場操作の着用装備は，全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服であり，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。また，水素濃度測定装置の準備に合わせ，ベントガスの排出を防止するため，ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁を閉操作する。

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（ＳＡ）

ｄ．ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3－5 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 他系統との隔離確認	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※3）	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。
第２弁開操作（移動含む）	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h 以下 （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 4.1.3-6 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又は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とともに，ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第２弁（②又は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又は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・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達する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 (245kPa[gage] 到達後から)	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		約 30 時間
ＬＯＣＡ時注水機能喪失（中小破断ＬＯＣＡ）	約 15 時間		約 27 時間

※1：サプレッション・プール水位が通常水位+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又は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とともに，ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第２弁（②又は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又は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・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達する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・プール水位が通常水位＋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)

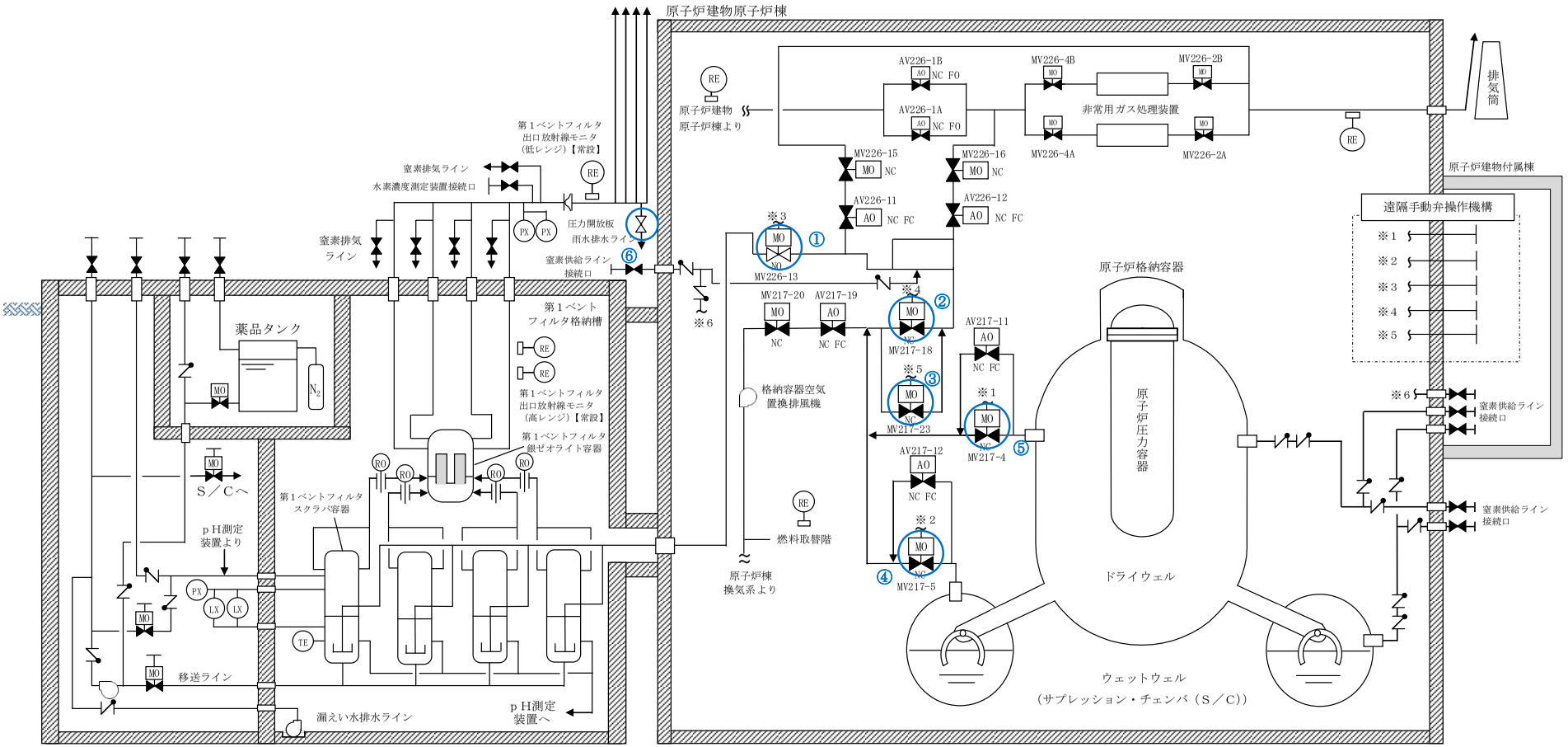


図 4.1.3-5　格納容器フィルタベント系　系統概要図（他系統を含む）

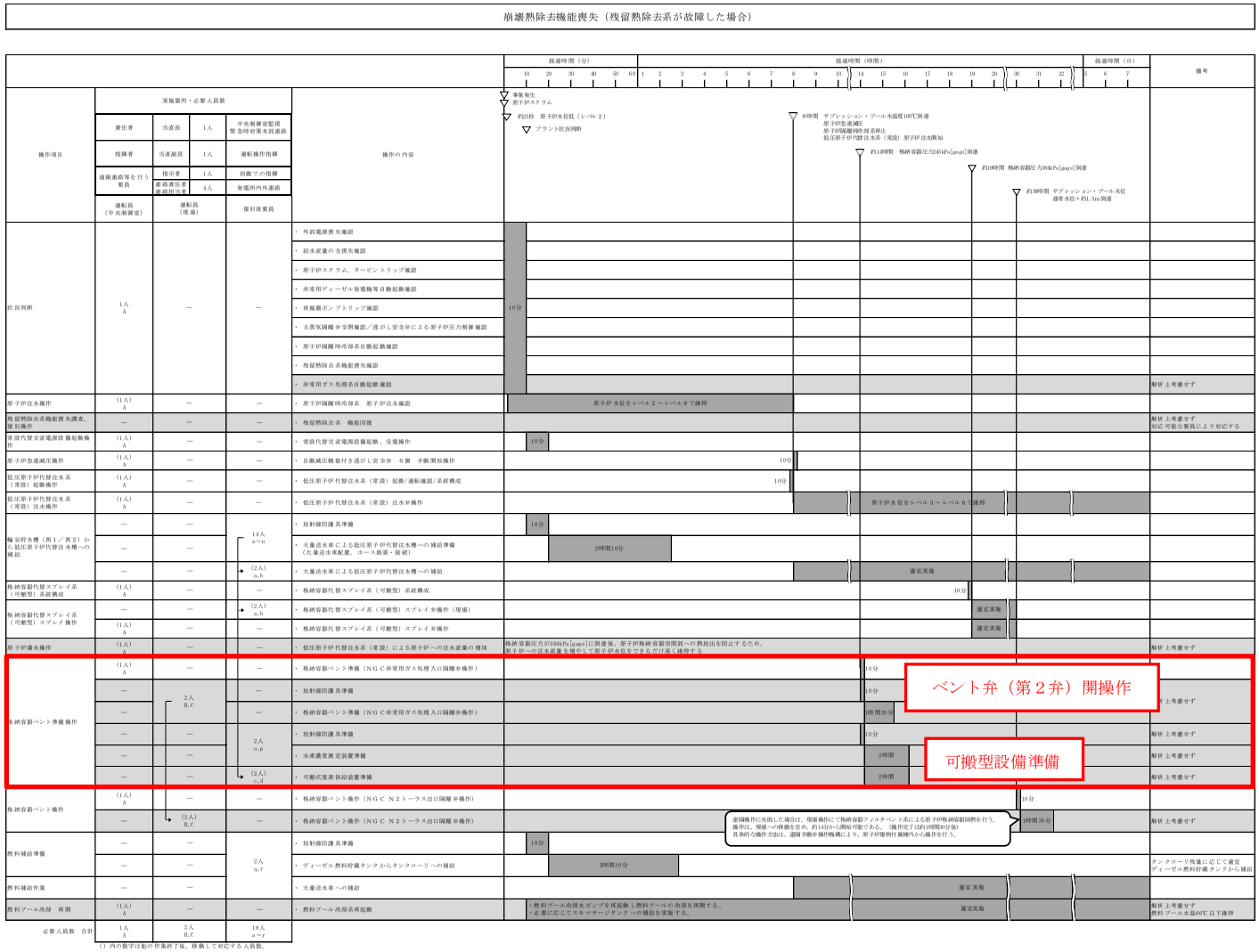


図 4.1.3-6　崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）時の作業・操作の所要時間

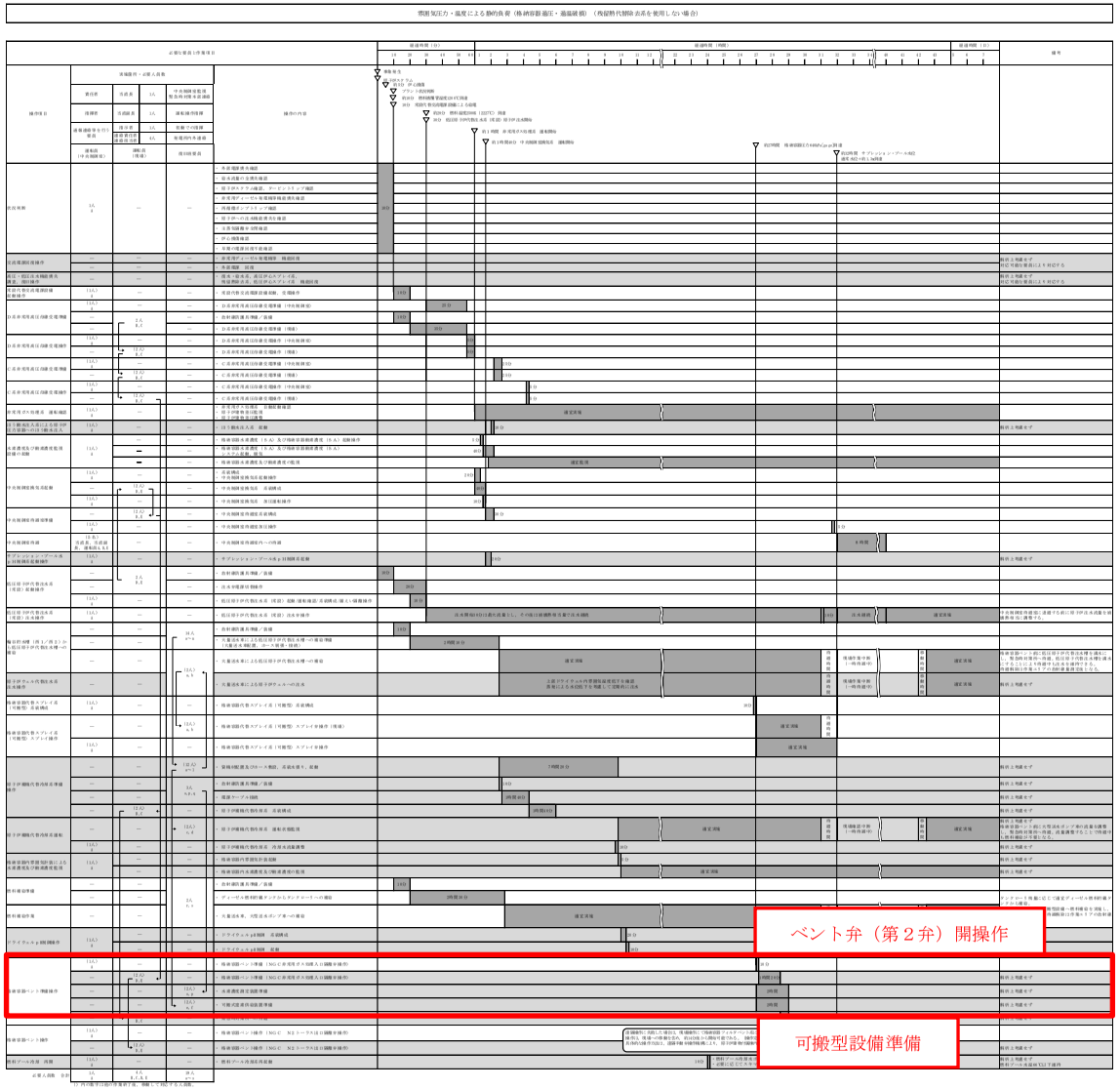


図 4.1.3-7　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の作業・操作の所要時間

ｆ．ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

ⅰ）サプレッション・プール水位が通常水位＋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・プール水位が通常水位＋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・プール水位が通常水位＋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・プール水位が通常水位＋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・プール水位が通常水位＋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（ＳＡ）

(b) 炉心損傷を判断した場合

ⅰ）サプレッション・プール水位が通常水位＋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（ＳＡ）

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

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（ＳＡ）

ｈ．ベント実施操作の妥当性

ベントは，第１弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3－8 に示す。ベント弁の開操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお，炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて，ベント準備段階の現場アクセス，現場待機，現場での手動操作，プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は，約 19mSv である。（別紙 8）

表 4.1.3－8　ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作・開確認	中央制御室	－※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※3 【炉心損傷後】 約 52mSv/７日間以下 （マスク着用※4）	ＬＥＤライト（三脚タイプ，ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度 ※2※3 【炉心損傷後】 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：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１mSv 以下であり作業に支障はない。

※４：全面マスク（PF50）の着用

ｉ．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。

ｊ．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。

k．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	・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，系統を含めて不活性化することで，水素濃度は低く抑えられ，可燃限界には至らない。

l．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。

m．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

ｎ．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	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。
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。

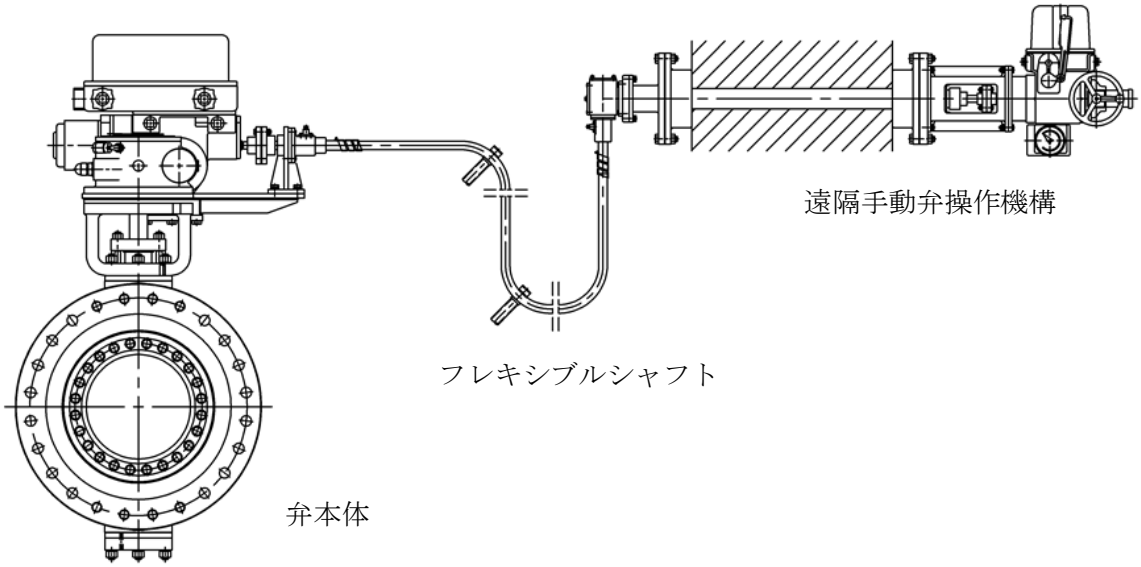


図 4.2.1-1　遠隔手動弁操作機構概要図

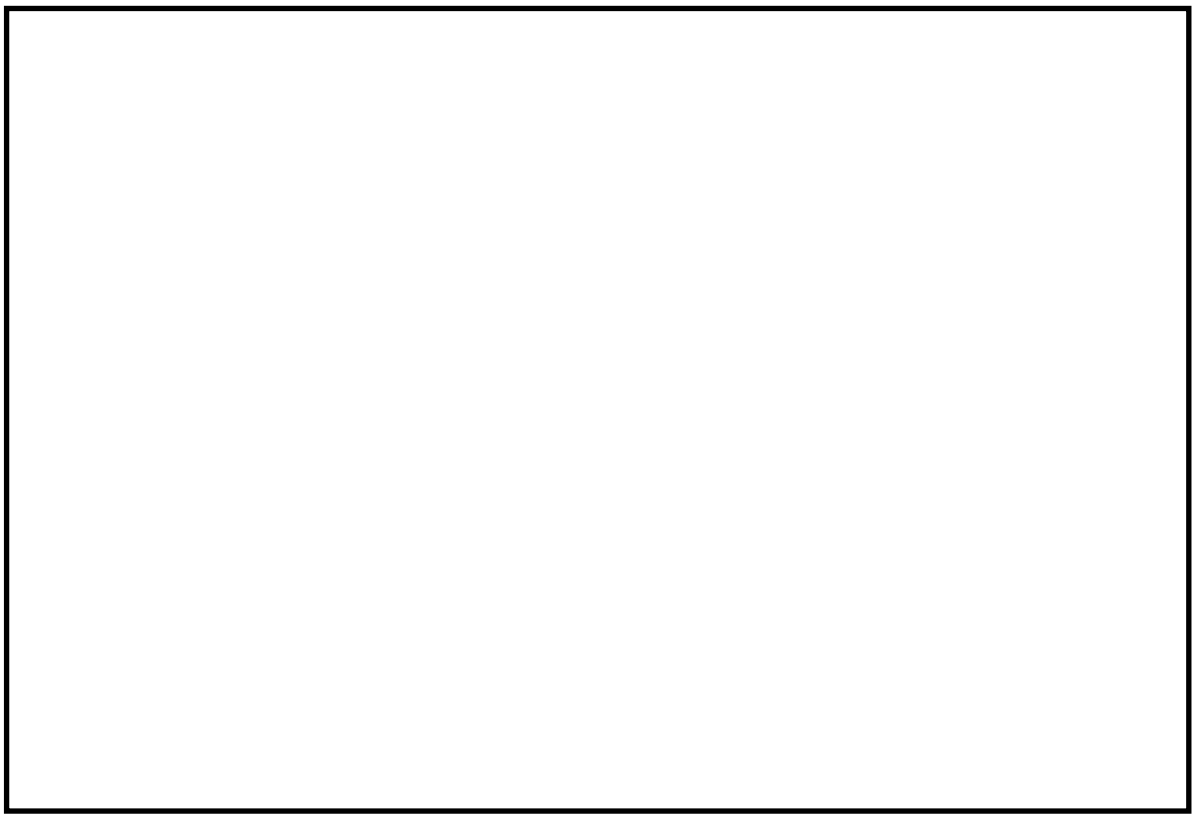


図 4.2.1-2　ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(1／3)

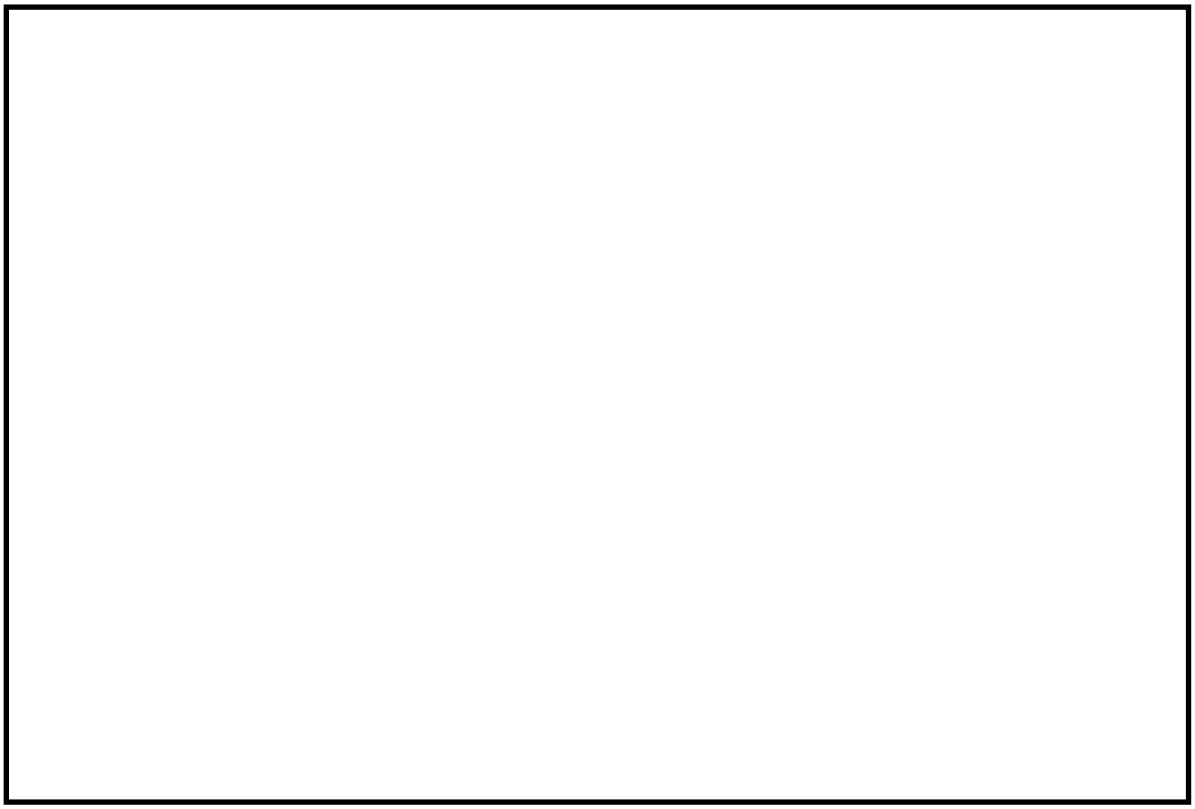


図 4.2.1-2　ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(2／3)

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。

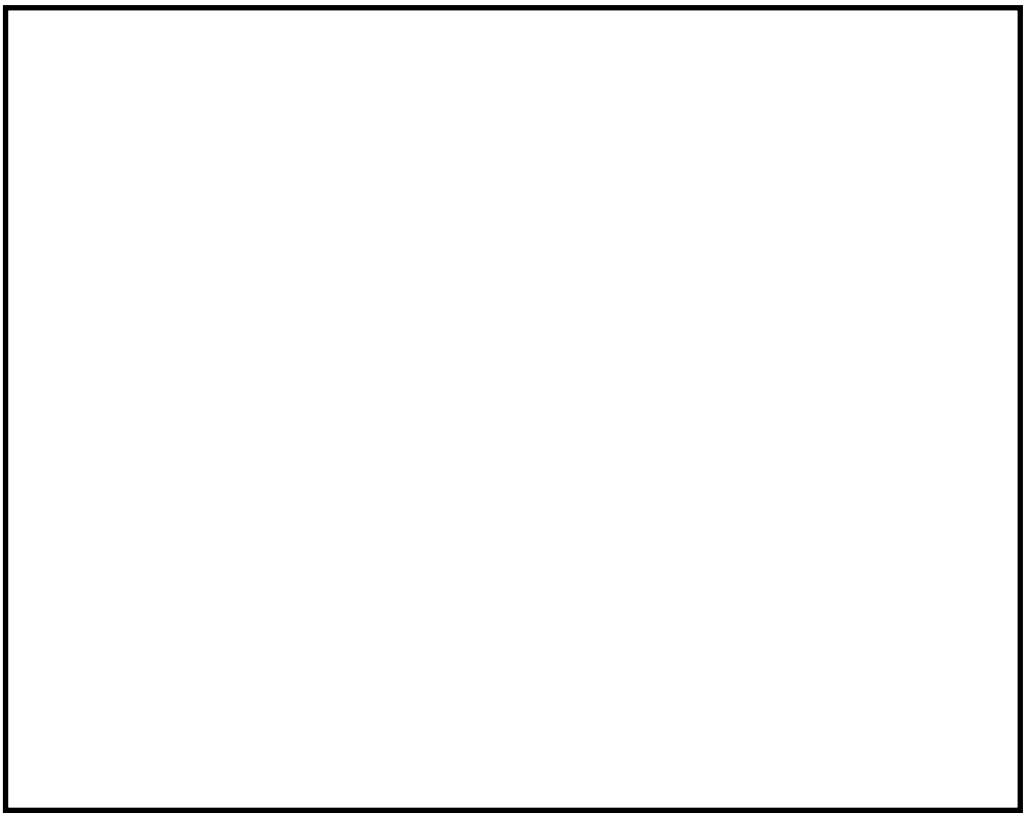


図 4.2.1-2　ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(3／3)

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現場位置を図 4.2.2－3 に示すとともに，作業環境を表 4.2.2-1 に示す。

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。

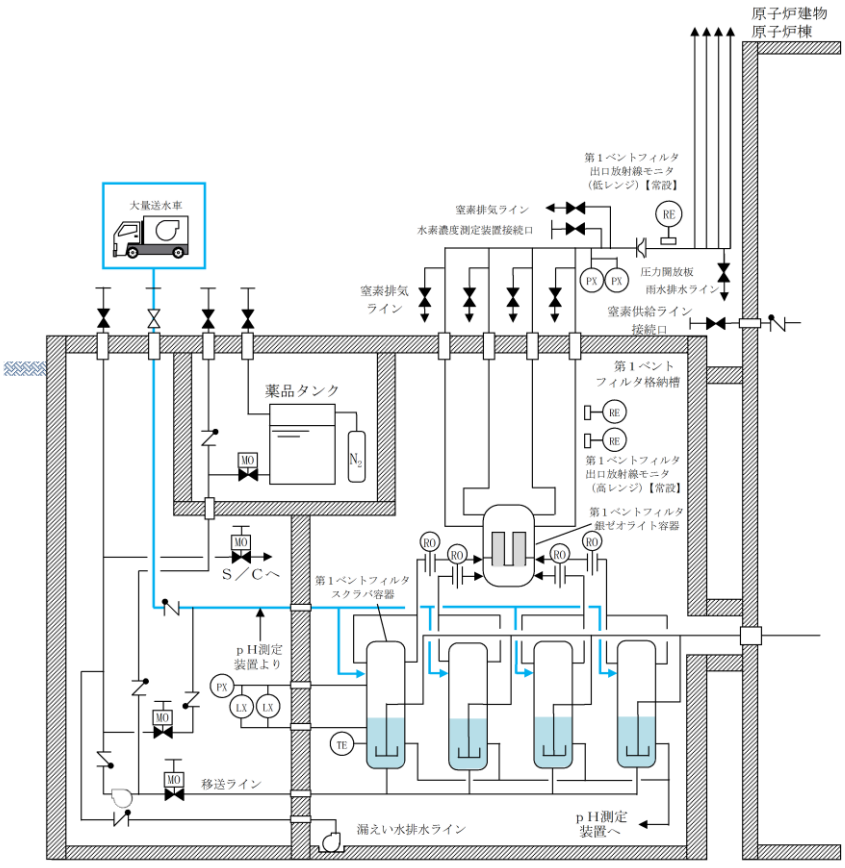


図 4.2.2-1　スクラバ容器内スクラビング水補給　系統概略図

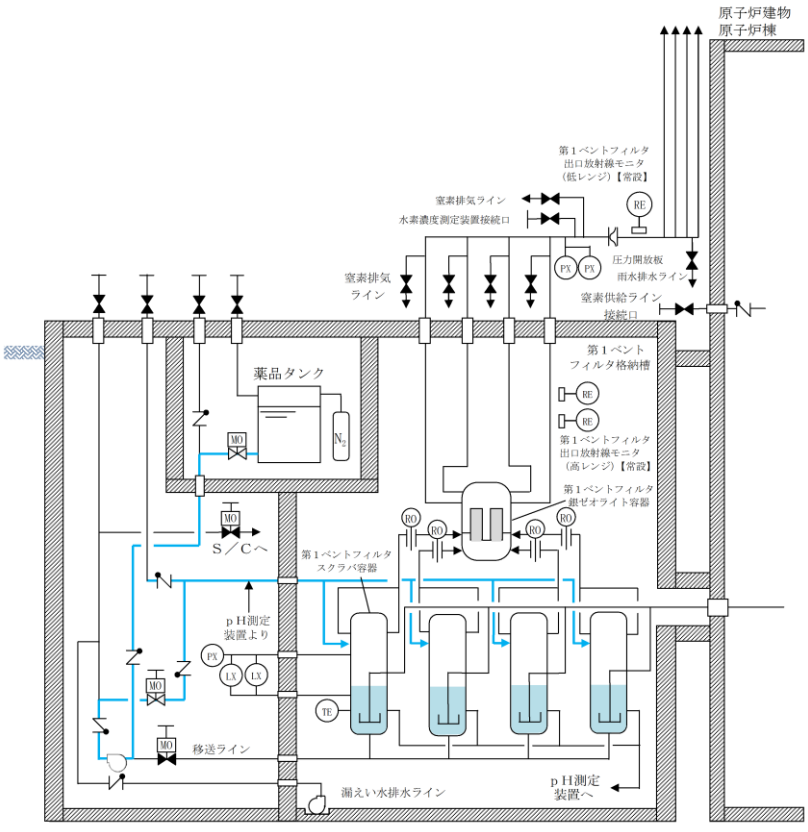


図 4.2.2-2　スクラバ容器内薬剤補給　系統概略図

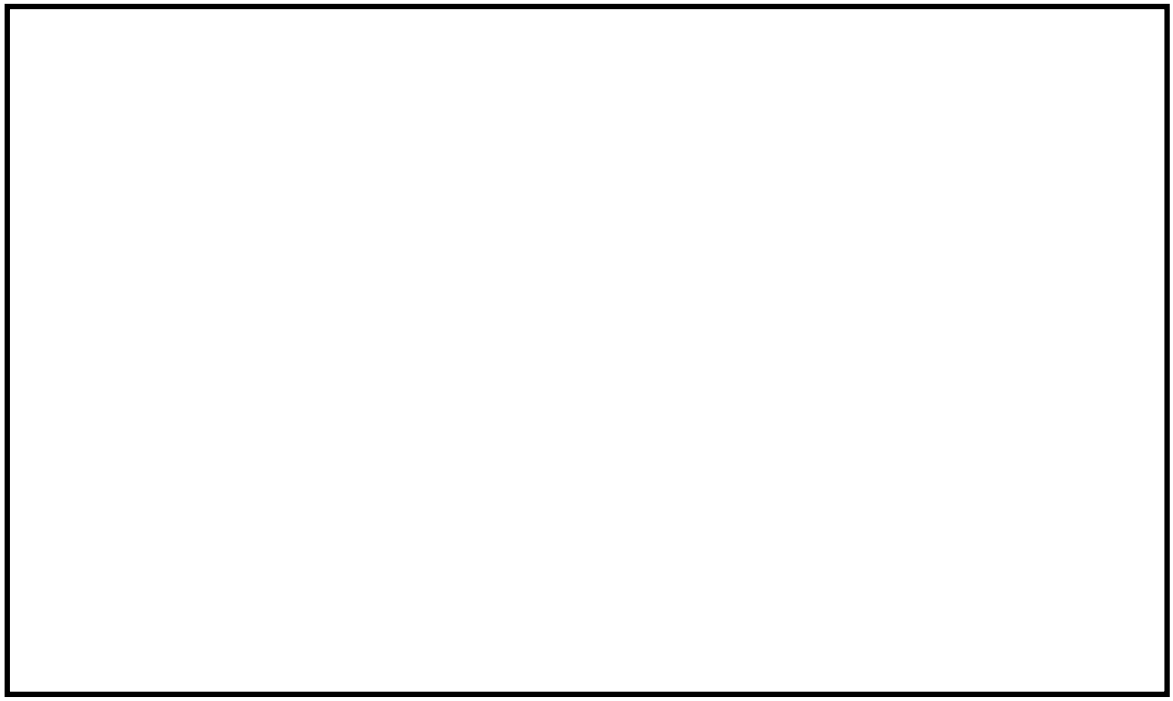


図 4.2.2-3　スクラビング水補給接続口位置

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：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。

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

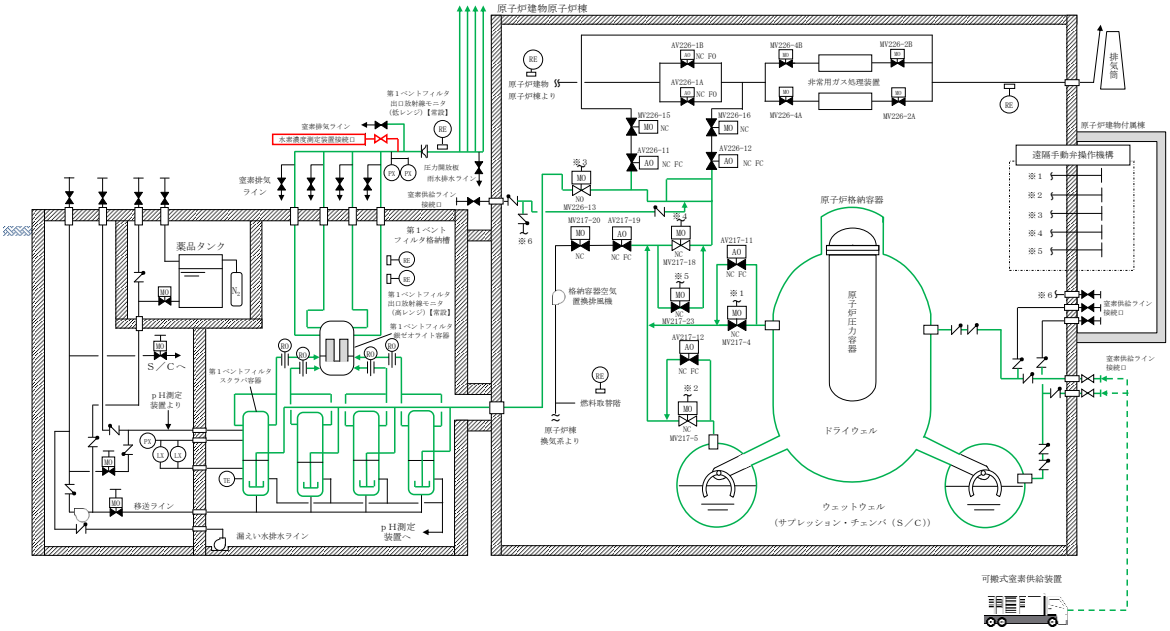


図 4.2.3－1　窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

図 4.2.3－2　窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所の設置位置

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2.4 排水操作

スクラバ容器内の水位が上昇した場合には，スクラバ容器の移送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うえ，サプレッション・チェンバへ移送する。

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

各ポンプ及び弁は，中央制御室より操作スイッチにより操作する。

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

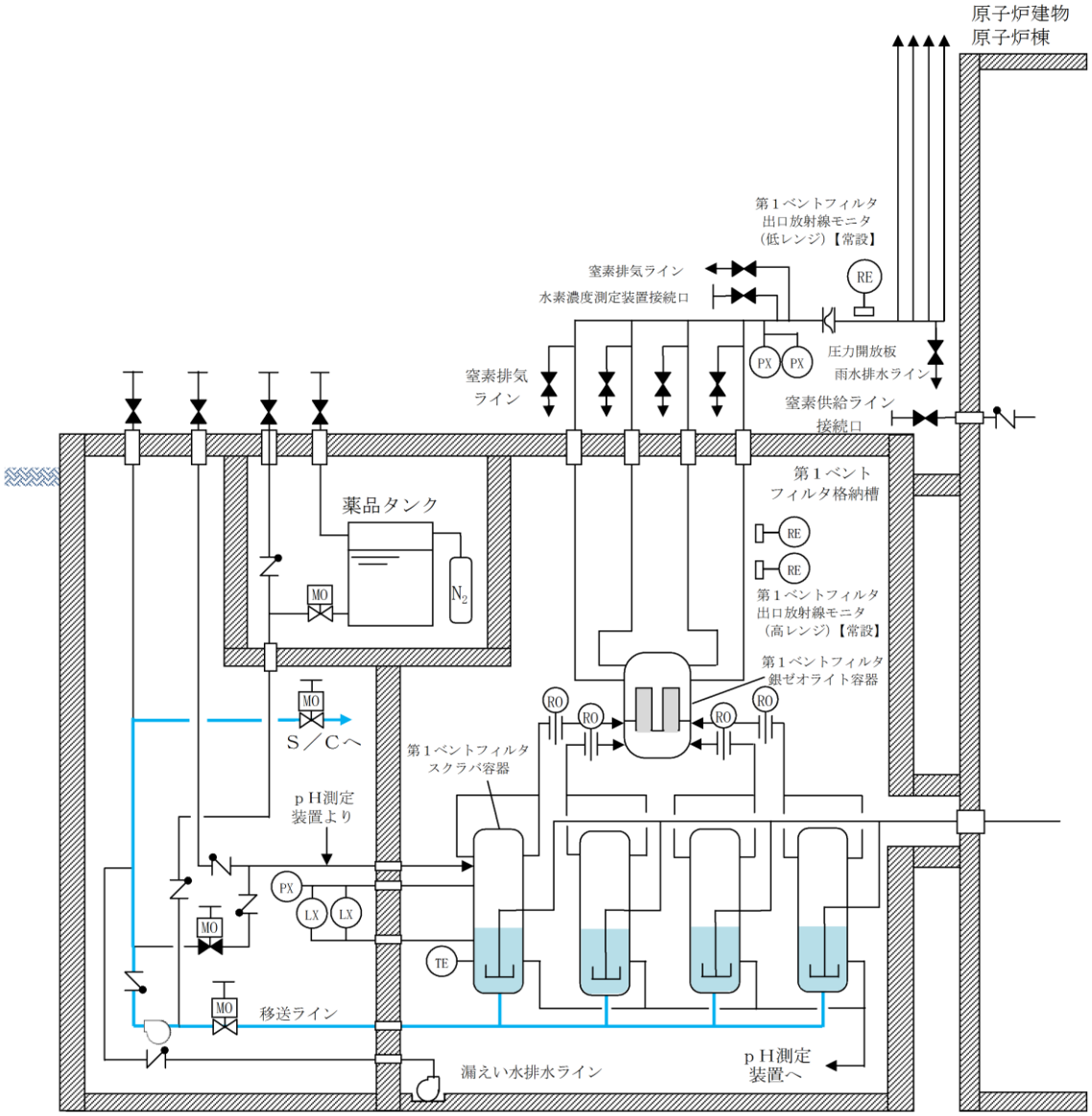


図 4.2.4－1　スクラビング水移送時の系統状態概要図

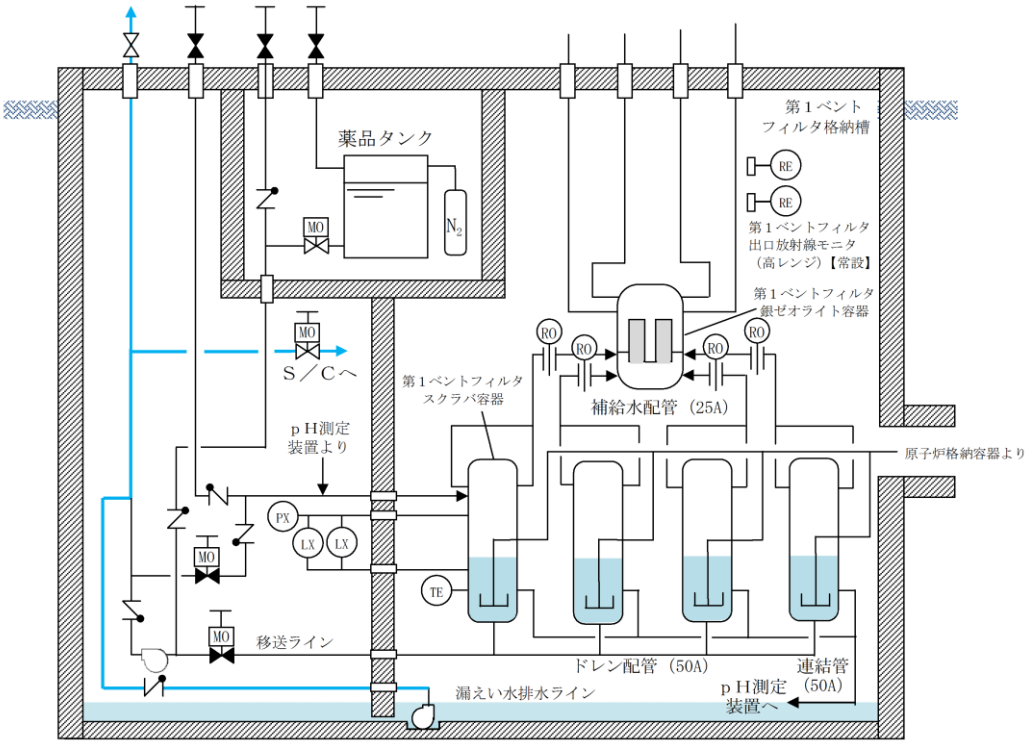


図 4.2.4－2　漏えい水移送時の系統状態概要図

4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

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

・残留熱除去系又は残留熱代替除去系と連携して，原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように，重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系を整備する。

・重大事故等対処設備として格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を整備し，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達するまで格納容器スプレイを可能とする。

・自主対策設備として大型送水ポンプ車による格納容器除熱手段を整備し，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し，格納容器除熱を可能とする。

(2) 希ガス低減効果について

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

希ガスの減衰曲線を図 4.3－1 に示す。

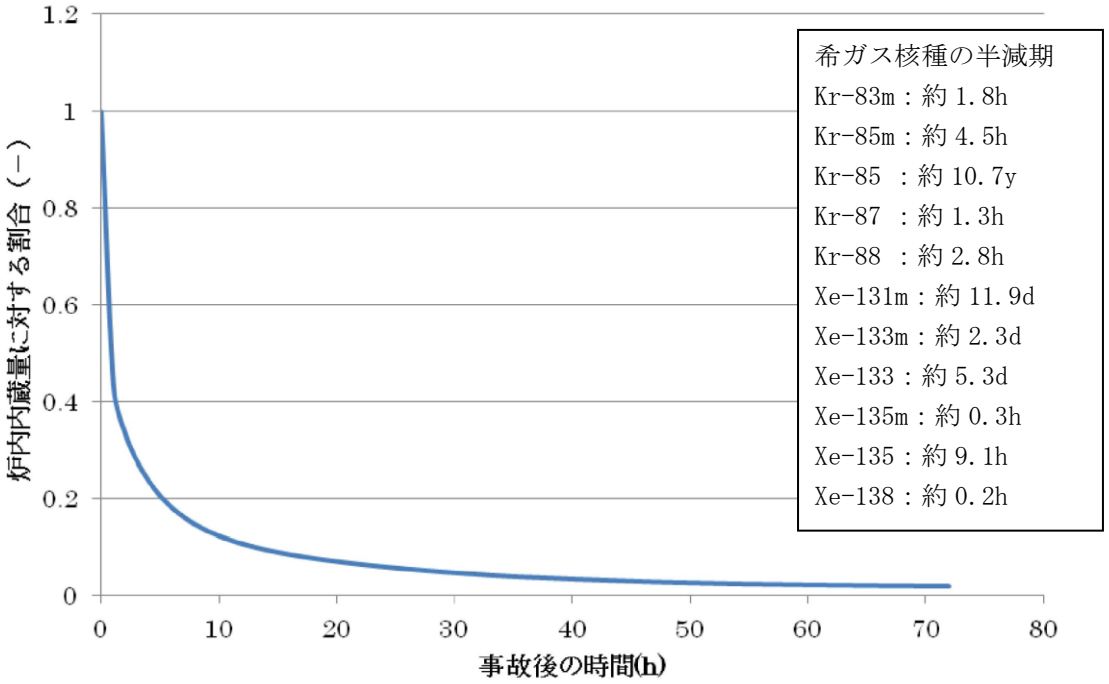


図 4.3-1　炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項

(1) 格納容器フィルタベント系の長期運用

格納容器フィルタベント系については，長期間の運転継続を実施するにあたり，設備的には問題ないことを確認している。（別紙 36，別紙 37，別紙 38）

(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，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，初回定期事業者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	5C
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」を定期的に実施する。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。

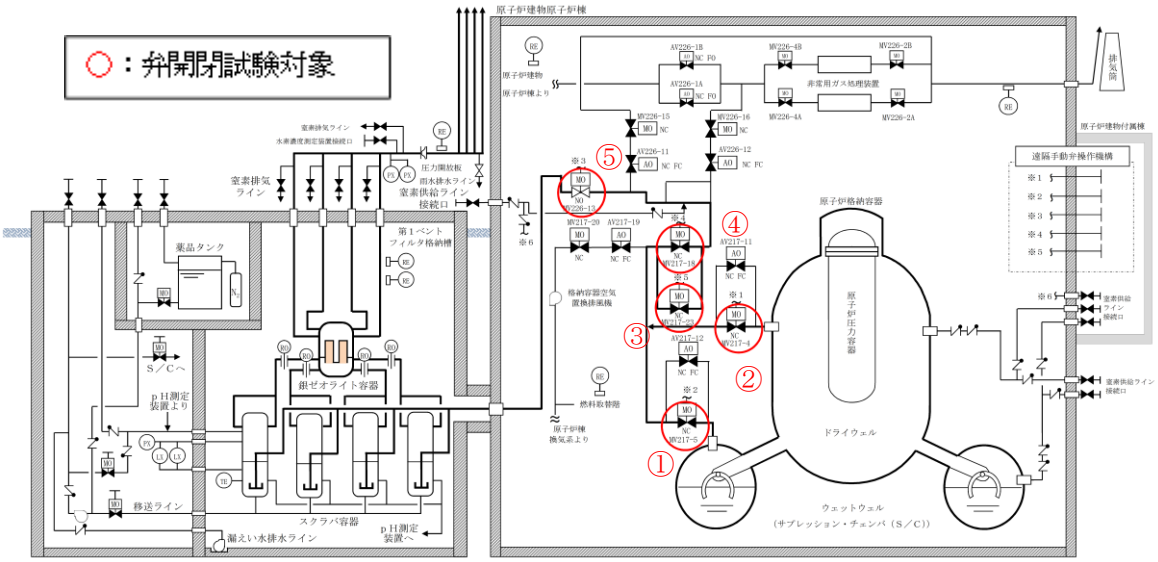


図 4.5-1　弁開閉試験概要図

b．漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表 4.5-4 に，試験概要図を図 4.5-2 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	[redacted] [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）

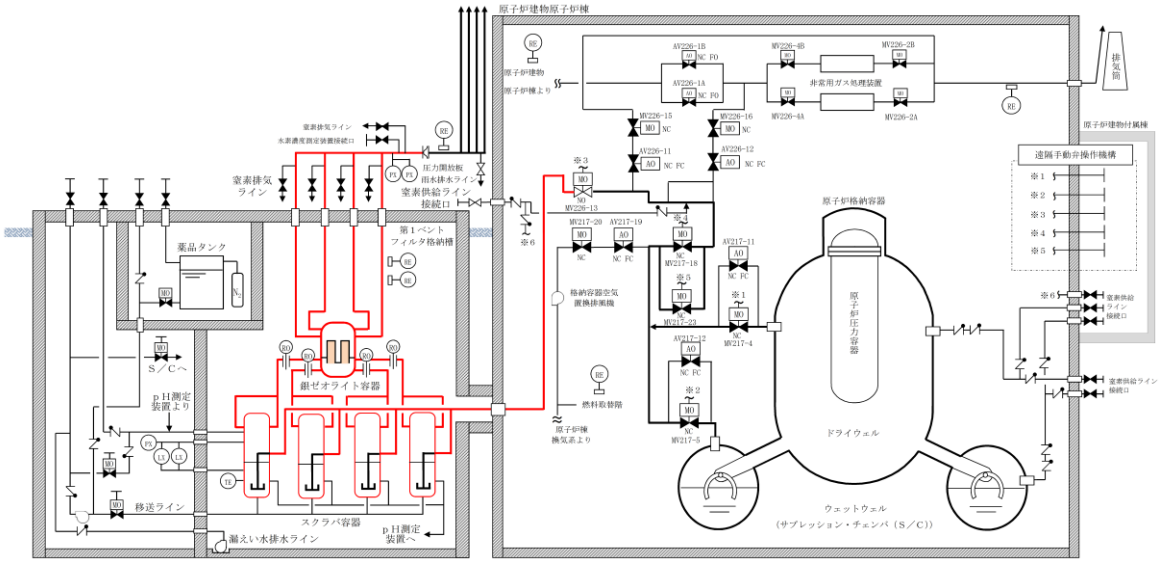


図 4.5-2　漏えい試験概要図

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Ｓｓ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 Ss 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 Ss 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及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っては、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(格納容器冷却モード)については，サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル及びサプレッション・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。ドライウェルにスプレイされた水は，格納容器ベント管を通ってサプレッション・チェンバ内に戻り，サプレッション・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)　環境条件及び荷重条件」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型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)　環境条件及び荷重条件」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,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て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。

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。

(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系統を使用した際に,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,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パ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，当該系統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，原子炉建物附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，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常用空調換気入口隔離弁，NGC常用空調換気入口隔離弁後弁）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っては、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（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っては、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借置を講じたものであること。

［第3項第2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の接続箇所は，窒素ガス代替注入系への窒素ガスの供給にも使用することができるよう，可搬式窒素供給装置から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え,接続口の口径を50Aに統一することで，確実に接続ができる設計とする。

(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格納容器の破損を防止するため，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、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，格納容器代替スプレイ冷却系等により格納容器内へのスプレイを行う場合は，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格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

(6) 隔離弁の人力操作

a．要求事項

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

b．適合性

(a) 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。

(b) 電動弁については常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により，中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。

(7) 隔離弁操作時の放射線防護対策

a．要求事項

(a) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

b．適合性

(a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は，原子炉建物付属棟に設置することで，作業員の放射線防護を考慮する設計とする。

(8) 圧力開放板

a．要求事項

(a) ラプチャディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャディスク（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，圧力開放板は格納容器からの排気圧力（384kPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 80kPa［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、長期的にも溶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) 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ェ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，ドライウェル側からの排気では，燃料棒有効長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。

(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格納容器内における水素による爆発による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) 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，格納容器内におけるジルコニウムー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，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，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，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する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。

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

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ベント又は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	χ／Q：3.5×10^{-4}（基本ケース） D／Q：2.1×10^{-18}（基本ケース）	χ／Q：3.1×10^{-5}（基本ケースの約8.9%） D／Q：4.9×10^{-19}（基本ケースの約23%）	χ／Q：8.8×10^{-6}（基本ケースの約2.5%） D／Q：2.5×10^{-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）

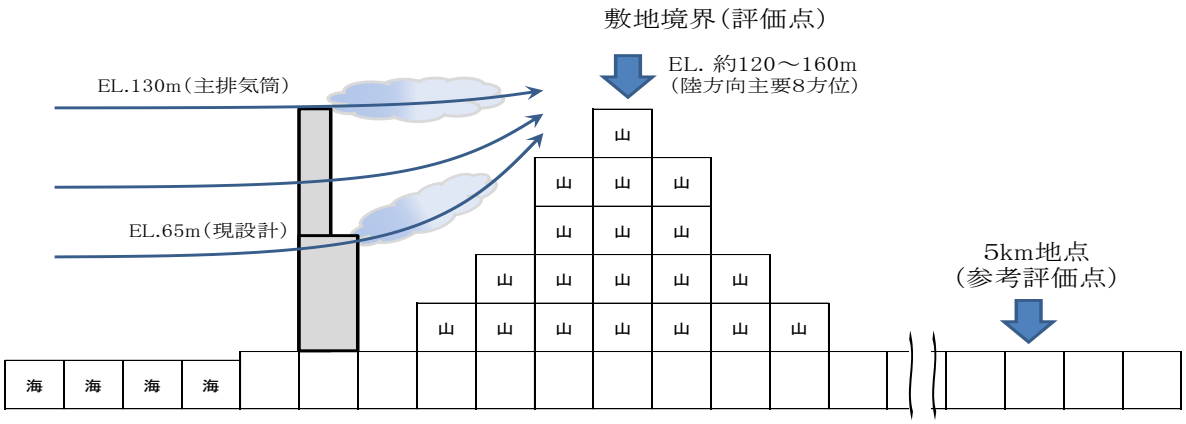


図１　島根原子力発電所周辺の地形イメージ

(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５㎞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。

５㎞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)，５㎞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更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）

評価点＼風下方位(陸方向)	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
５㎞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

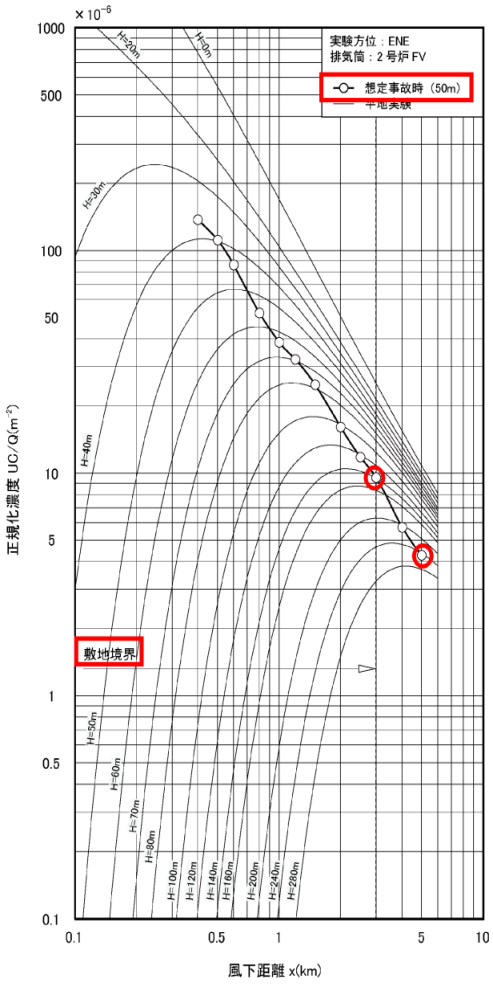


図２-１　風洞実験結果（フィルタベント排気管放出）の例

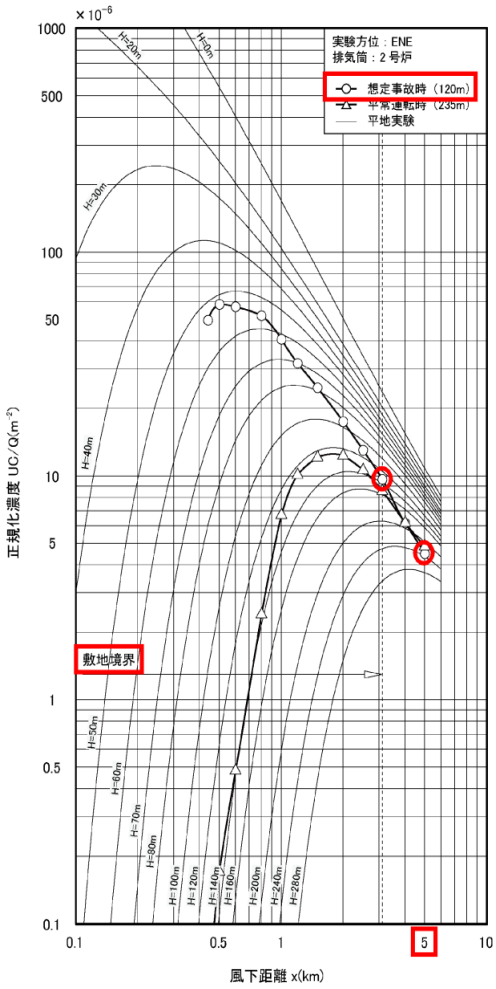


図２-２　風洞実験結果（主排気筒放出）の例

(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。

したがって，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

標高＼風下方位		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	4.8	3.0
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及び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。

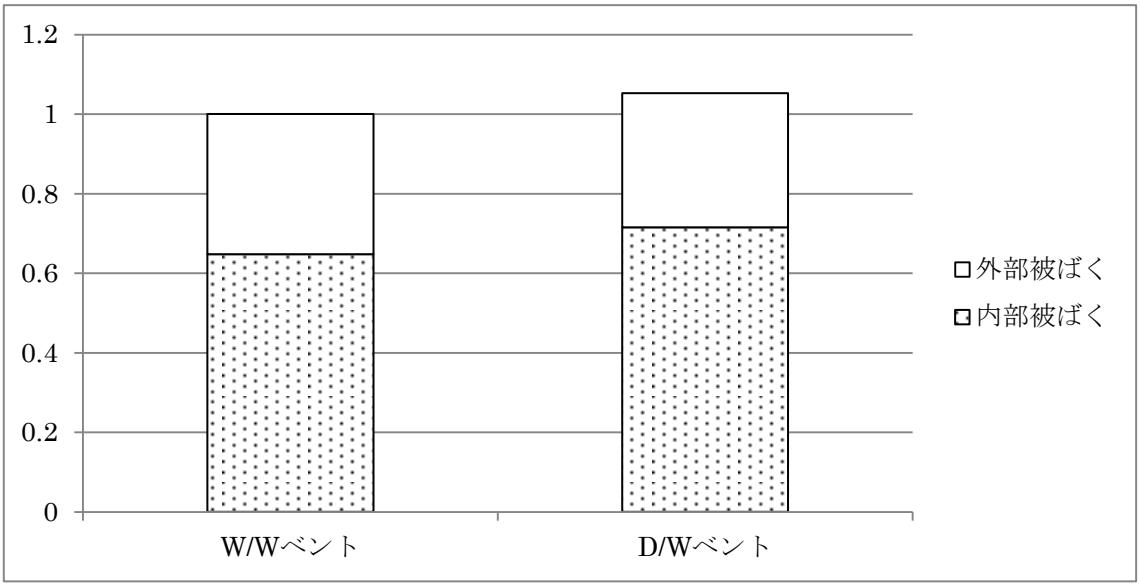


図３　敷地境界における被ばく量の相対値（ベントラインの違いによる影響）

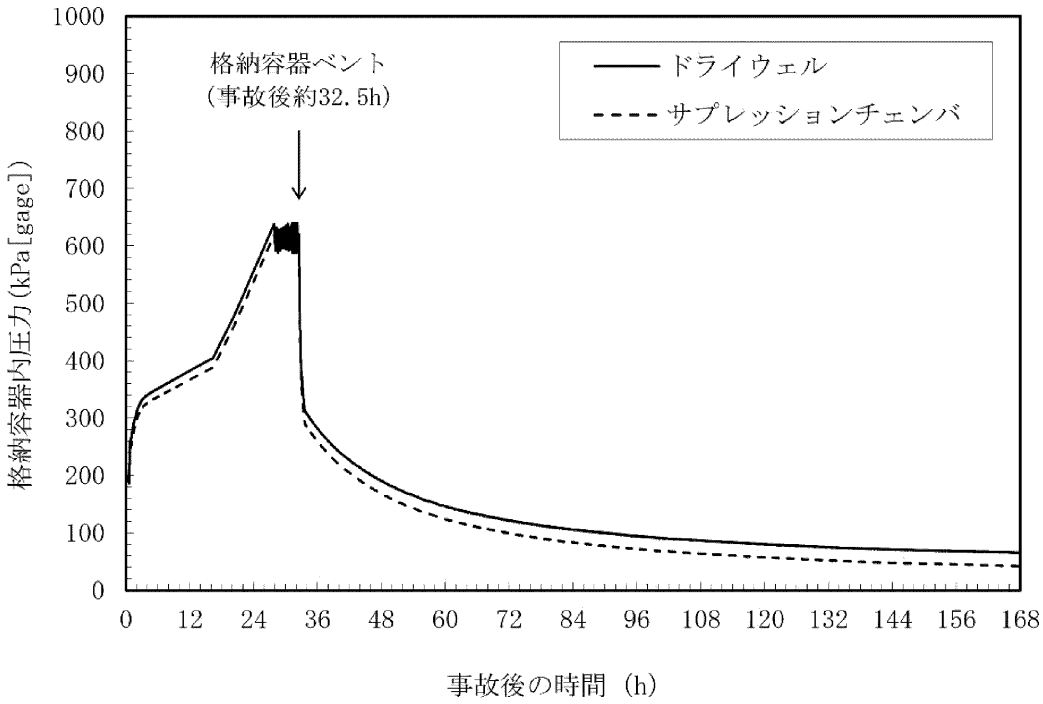


図４－１　W／Wベントケースの格納容器内圧力の推移

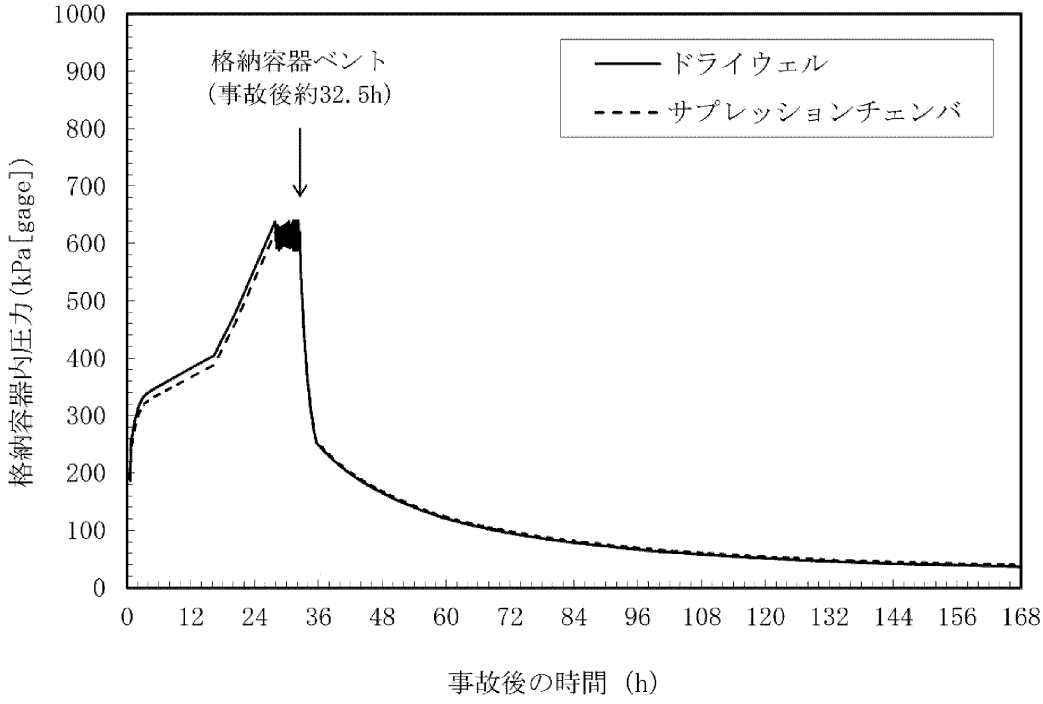


図４－２　D／Wベントケースの格納容器内圧力の推移

(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壌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。

別紙２

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,ジルコニウムー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（窒素パージ）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)。可搬型の水素濃度測定設備は，窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で水素濃度を測定，監視するため，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，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，原則として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)，上向き枝管若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バイパス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，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，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，格納容器内の雰囲気は，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，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，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，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，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。したがって，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。

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操作してベント停止する可能性があるが，その際は，ベント弁閉（ベント停止）前までに格納容器内に可搬式窒素供給装置により窒素を供給することで，格納容器内の窒素置換を行うとともに，水素の排出経路である格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを行うことができるため，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（ベント停止後）

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が，

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を考慮し，可搬式窒素供給装置による窒素パージを行うことにより，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，ベント実施までに可搬型の水素濃度測定設備による測定の準備を実施する。

【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いためベントガス中の水素濃度は低く，ベントガス流速が大きいことから，水素が系統内で滞留することはないため，水素濃度監視は不要である。

格納容器過圧・過温破損シーケンス（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）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，系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で水素濃度測定設備により水素濃度を測定し，監視する。

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。

・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（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）における MAAP 解析結果より，約 1.3 Nm^3/h 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 Nm^3/h とする。

水素濃度 ＝ 水素発生量 /（窒素供給量 ＋ 水素発生量）＝ 1.3 %

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（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）における蒸気発生量は，事故発生 30 日後においても [redacted] 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（ベント停止後）

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窒素供給量，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。
・[redacted]
・放射線吸収割合は [redacted] とする。
・窒素供給量は 100 Nm^3/h とする。

蒸気発生量＝[崩壊熱(MW)]×1000/([飽和蒸気比エンタルピ]－[飽和水比エンタルピ])×1000/分子量×22.4×10^{-3}×3600
＝0.37×1000/(2675.53-418.99)×1000/18×22.4×10^{-3}×3600
＝734.58 (Nm^3/h)

水素発生量＝[崩壊熱(MW)]×10^6×[G 値]/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×[放射線吸収割合]
＝0.37×10^6× [redacted] /100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600× [redacted]
＝ [redacted] (Nm^3/h)

水素濃度＝水素発生量/(窒素供給量＋蒸気発生量＋水素発生量)＝ [redacted]

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。
・[redacted]
・放射線吸収割合は [redacted] とする。
・窒素供給量は 100m^3/h 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。

水素発生量＝[崩壊熱(MW)]×10^{6}×[G]/100/(1.602×10^{-19})
/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×[放射線吸収割合]
＝0.37×10^{6}× [redacted] /100/(1.602×10^{-19})
/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600× [redacted]
＝ [redacted] (Nm^{3}/h)
水素濃度＝水素発生量/(窒素供給量＋水素発生量) ＝ [redacted]

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（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）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。

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。

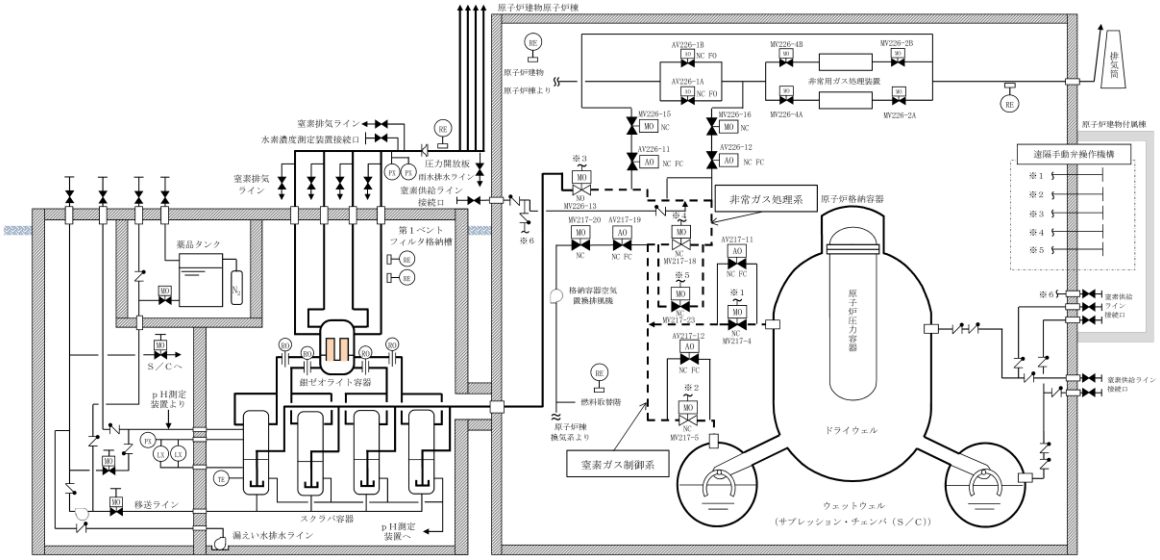


図１　格納容器フィルタベント系　系統概略図

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。

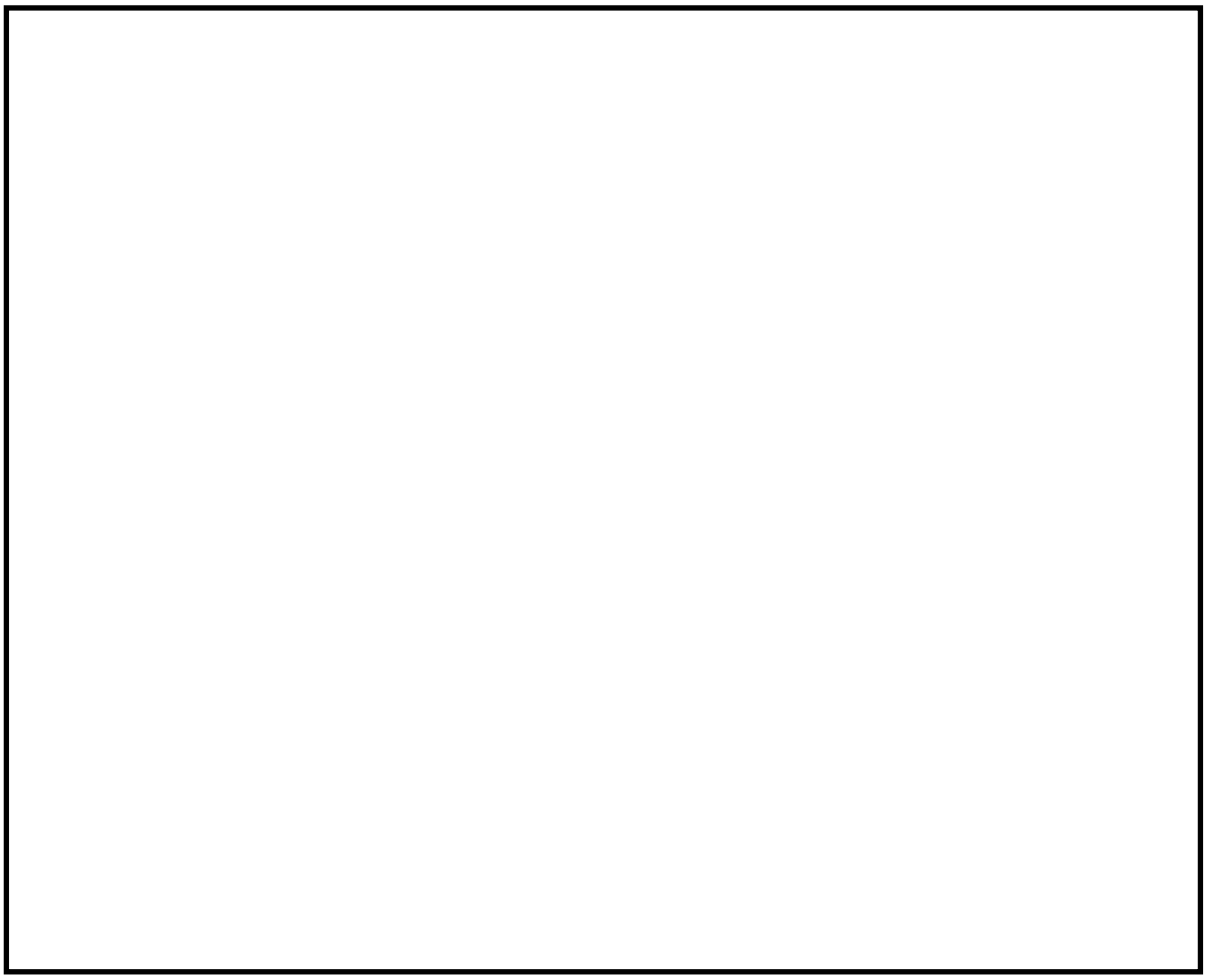


図２－２　格納容器フィルタベント系　配管ルート全体鳥瞰図

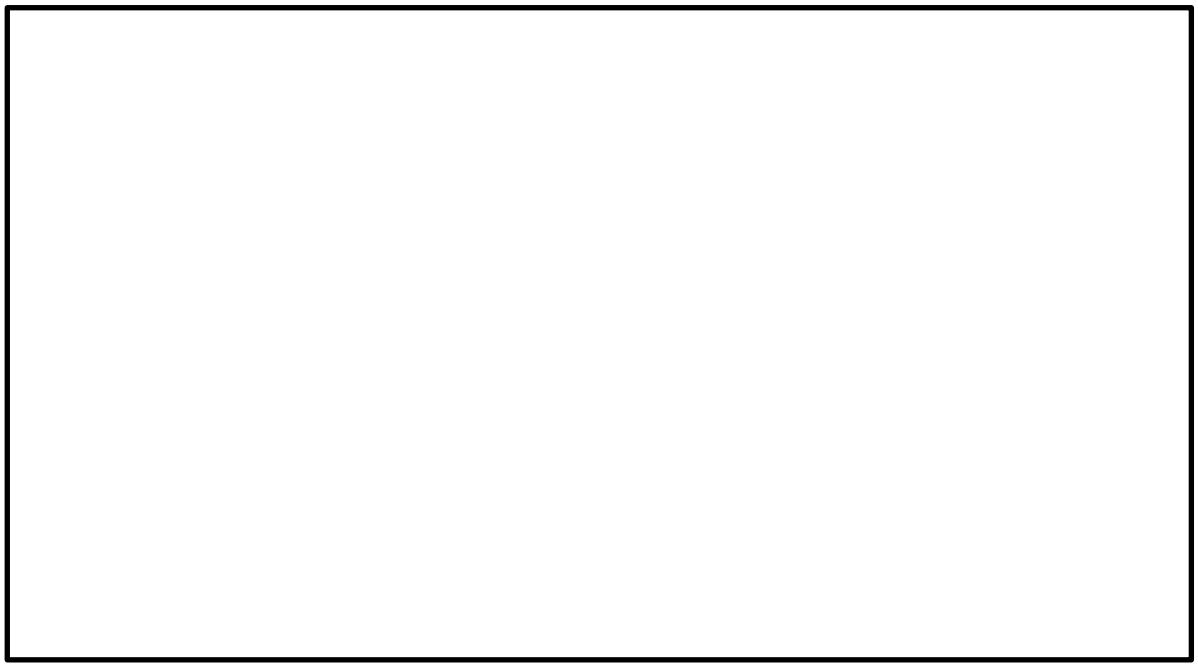


図２－３　格納容器フィルタベント系　配管ルート全体鳥瞰図

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。

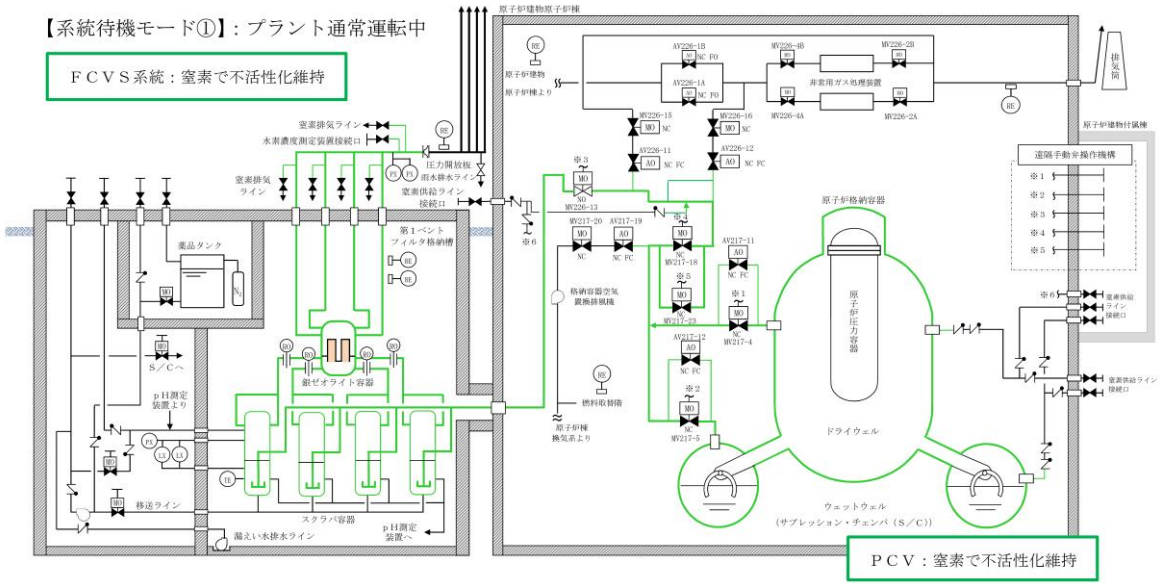


図３　格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）水素爆発防止対策

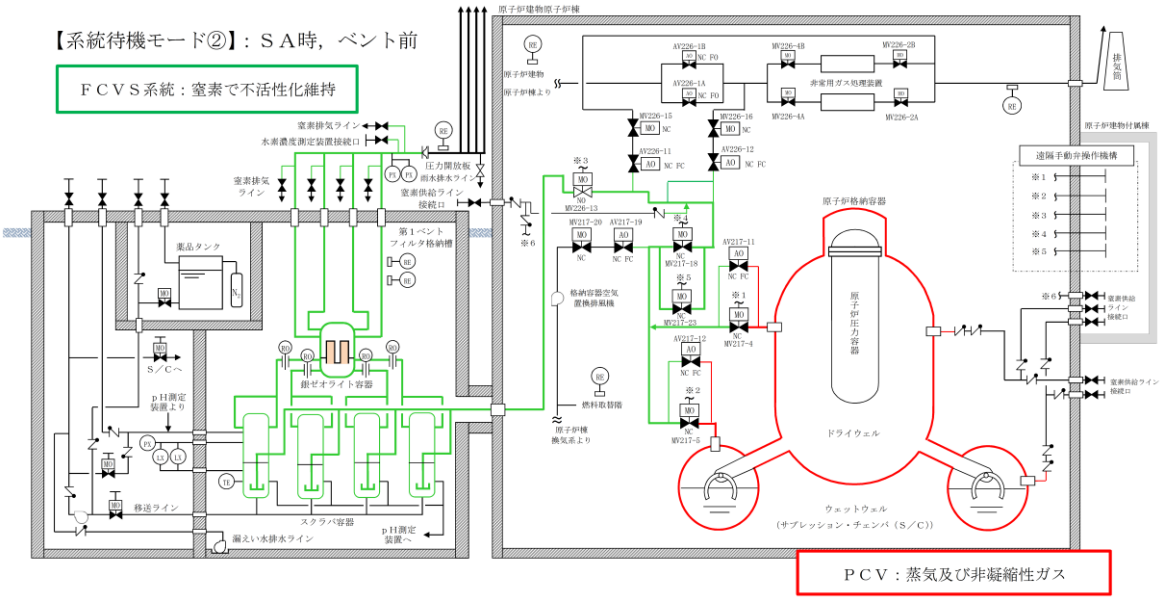


図４　格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）水素爆発防止対策

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後７日程度

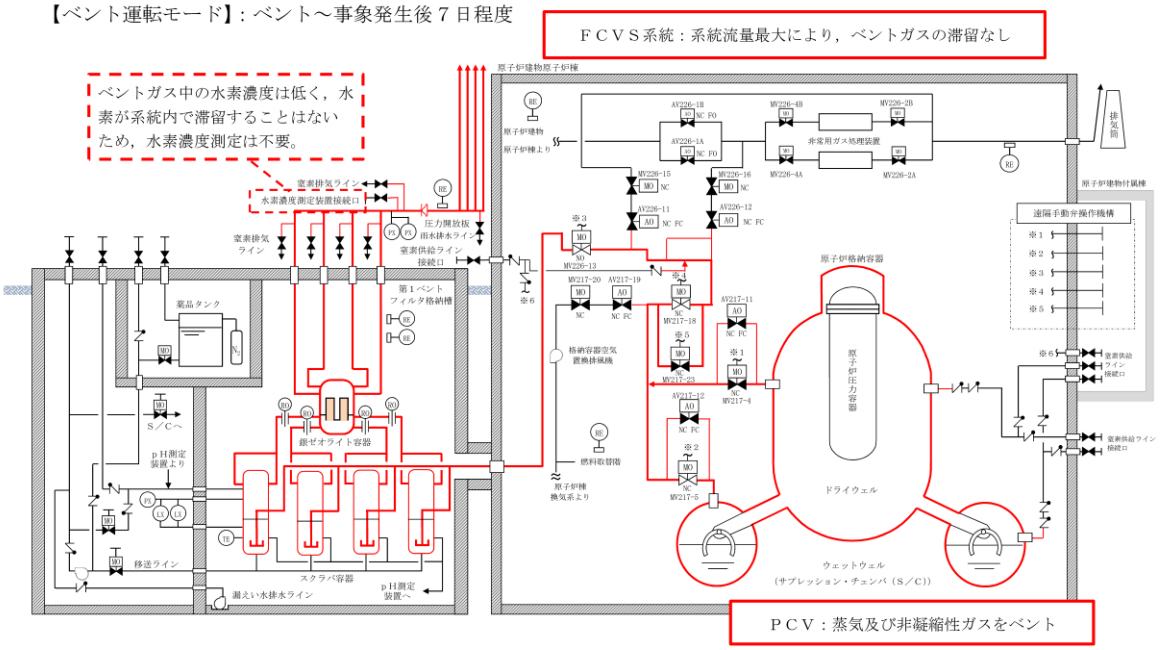


図５　格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁開）】：事象発生後７日以降

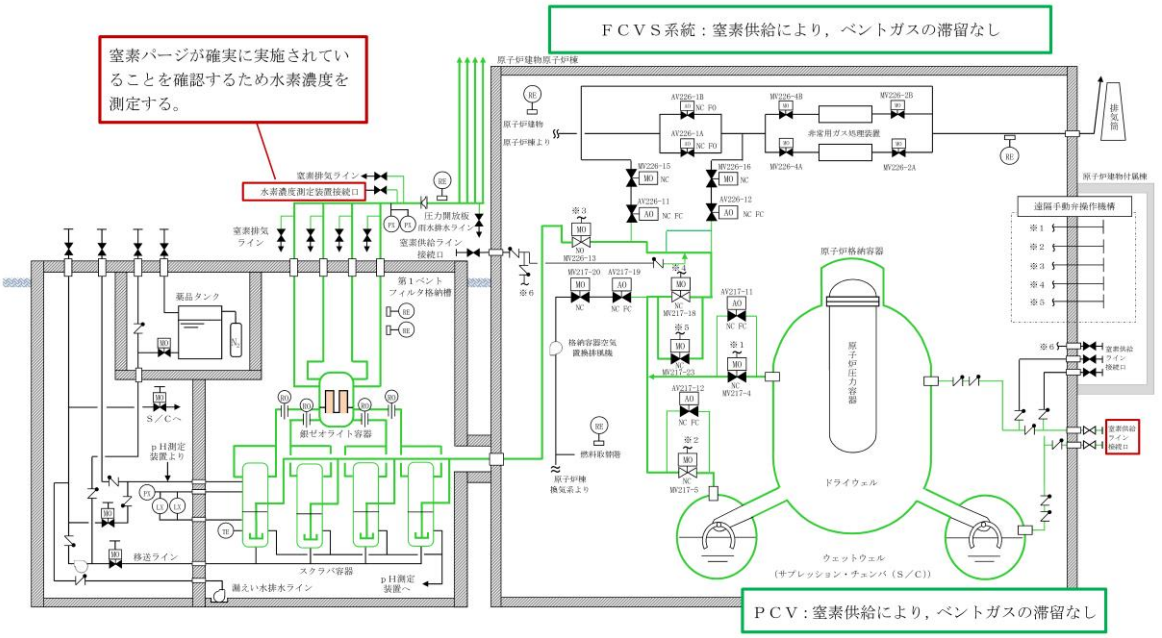


図６　格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）水素爆発防止対策

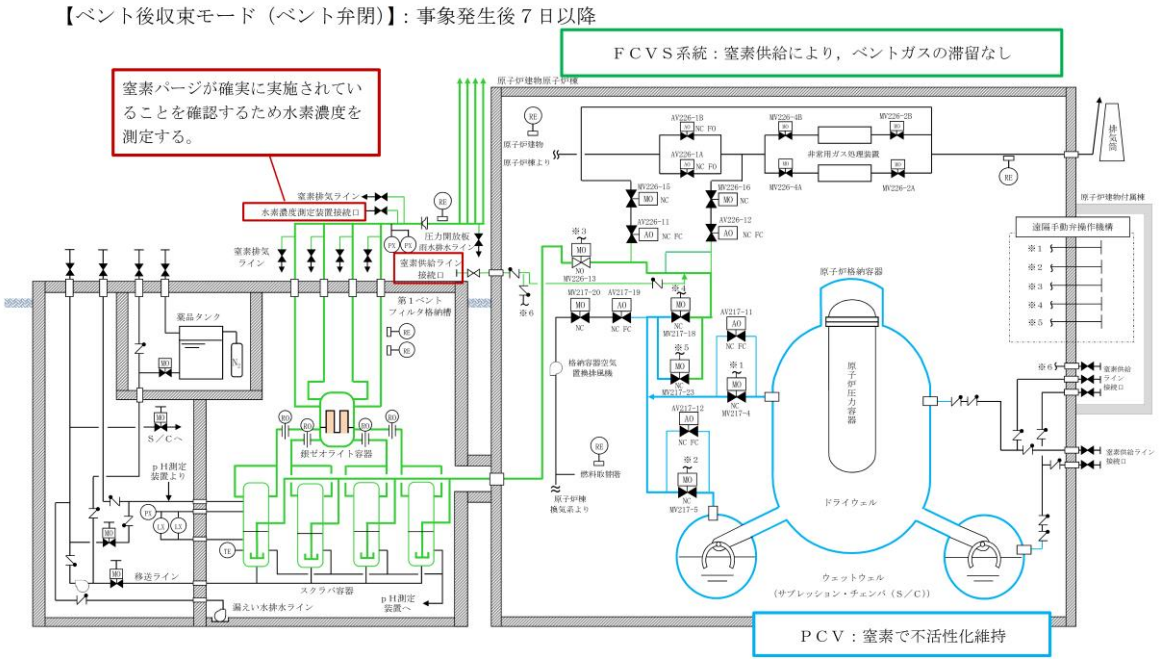


図７　格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード②）水素爆発防止対策

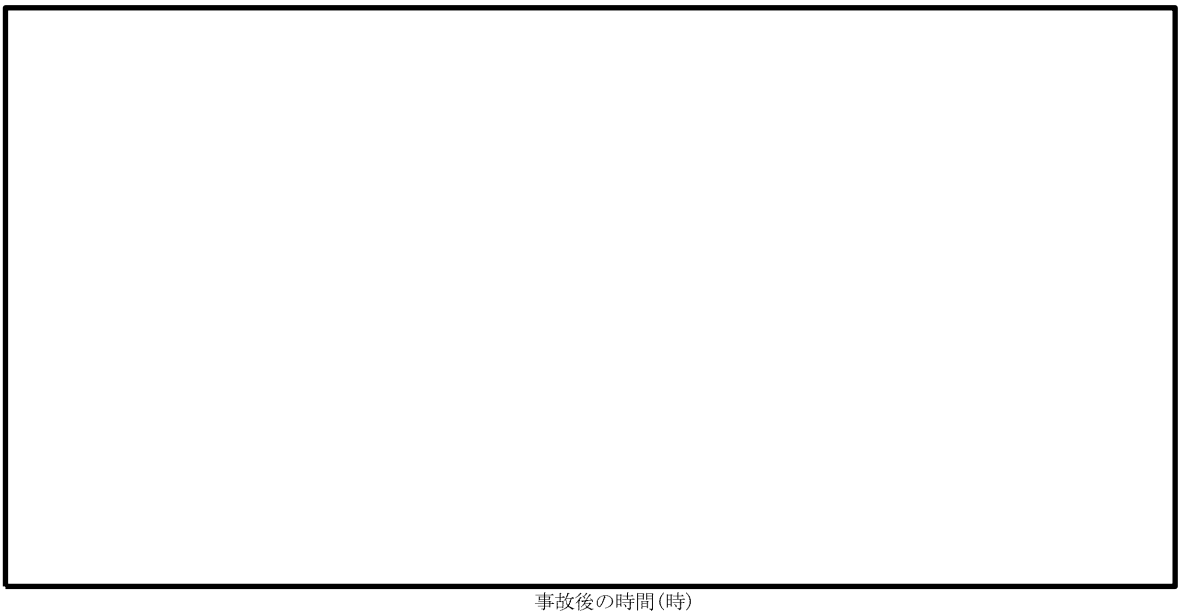


図８　格納容器過圧・過温破損シーケンスにおけるベント時の蒸気流量

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。

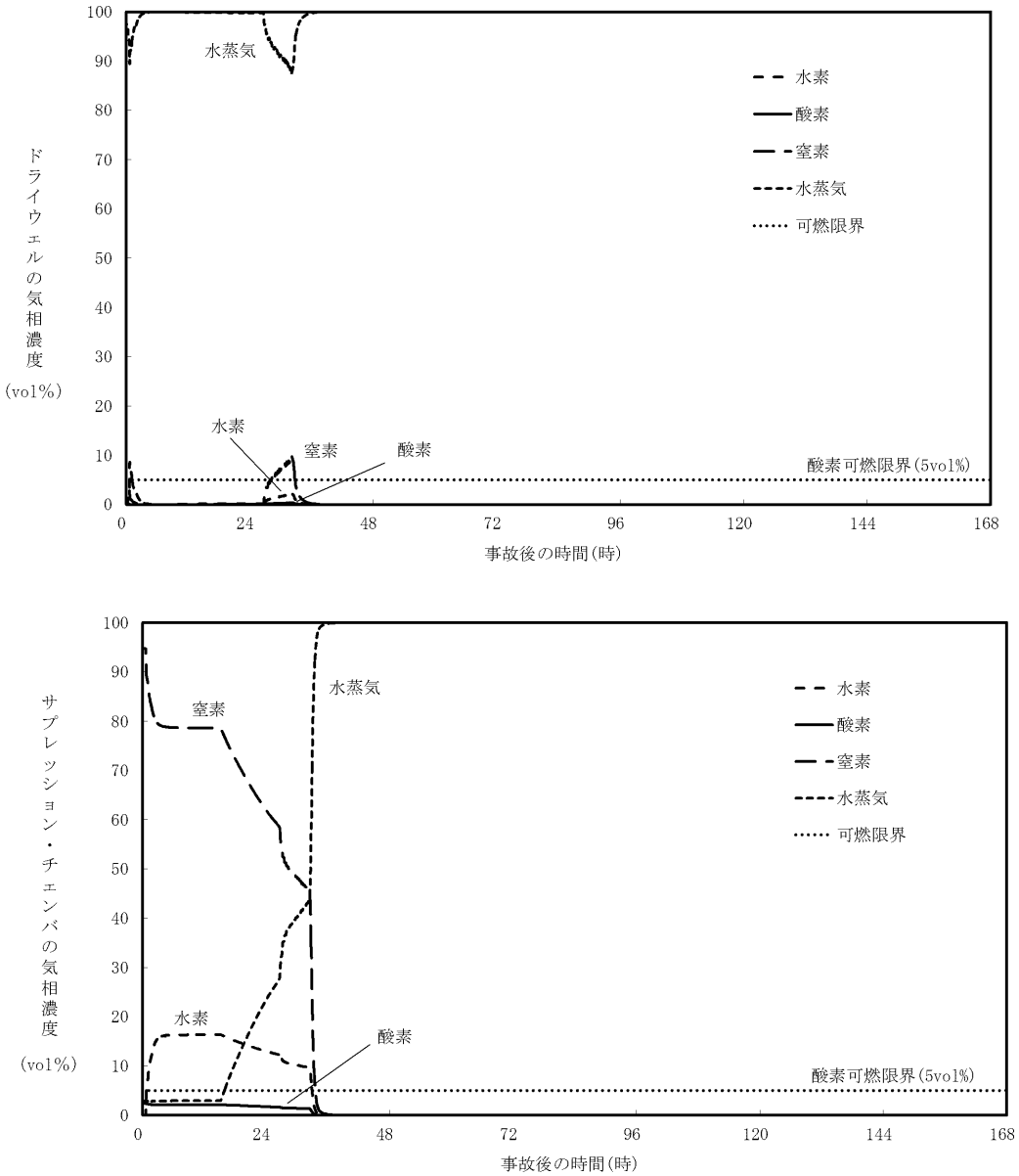


図９　格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける
格納容器内の気相濃度の変化（ウェット条件）

（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℃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 100m^3/h，ガス温度を 100℃とした。なお，保温材 [redacted] を考慮し，周囲環境温度は 40℃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。

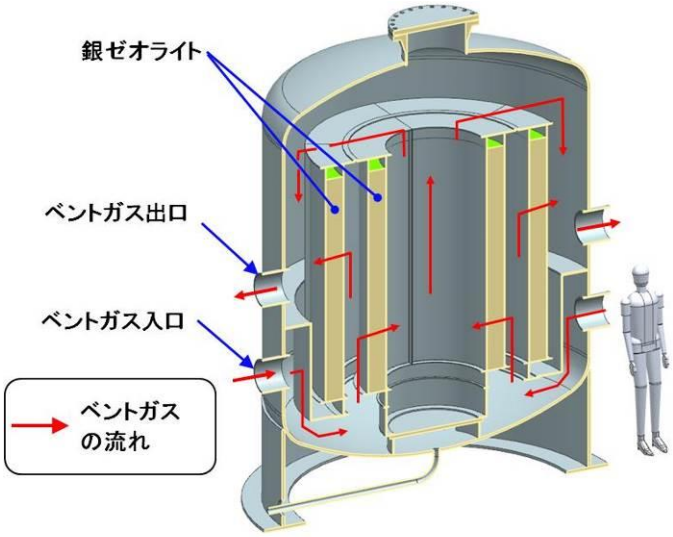


図１　銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

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。

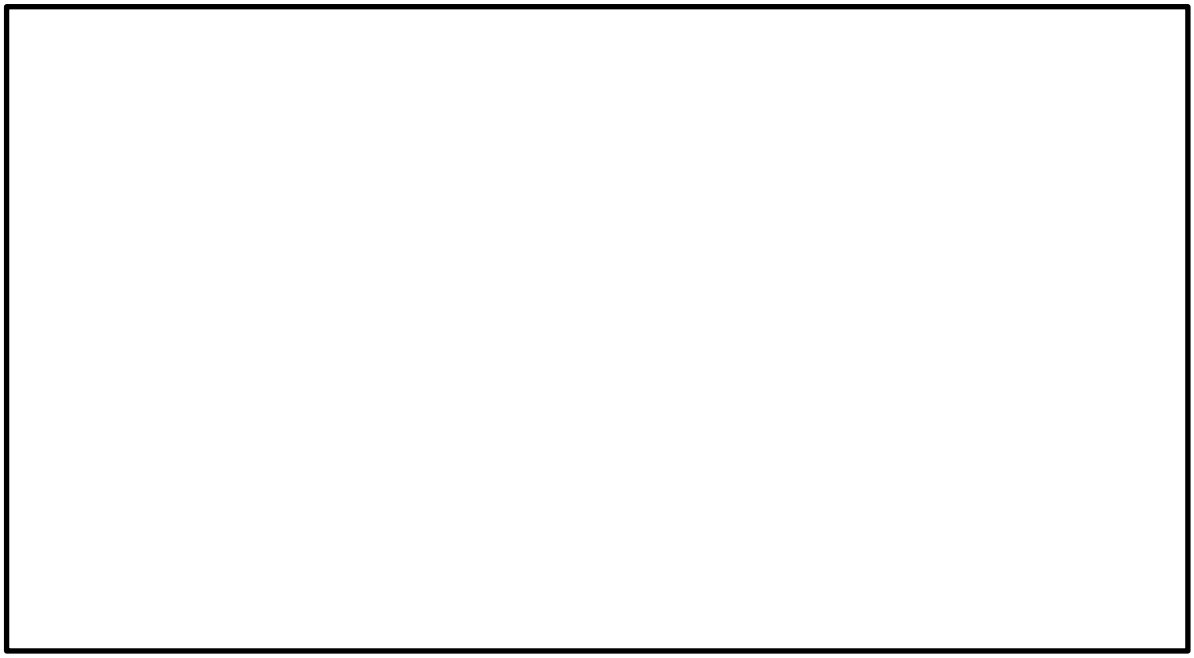


図３　銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント後長期）

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の他，原子炉圧力容器破損後は，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，ペデスタル内の壁面コンクリートが約４cm侵食されることで約１kg [redacted] となる。

格納容器気相容積が [redacted] であることから，[redacted] 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。

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すべ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	約 3,190m^3 （サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m を考慮）

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 0.164m^3，空気流入量は 0.79m^3，もともとのサプレッション・チェンバ内の酸素量は 31.9C m^3 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

（酸素濃度） ＝（酸素量）／（空気量）×100

＝（0.164＋31.9C）／（0.79＋3190）×100

＝ 0.00513＋0.9998C ％

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

（酸素濃度上昇分） ＝（排水後酸素濃度）－（排水前酸素濃度）

＝（0.00513＋0.9998C）－ C

＝ 0.00513－0.0002C ＜ 0.01％

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 0.01％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。

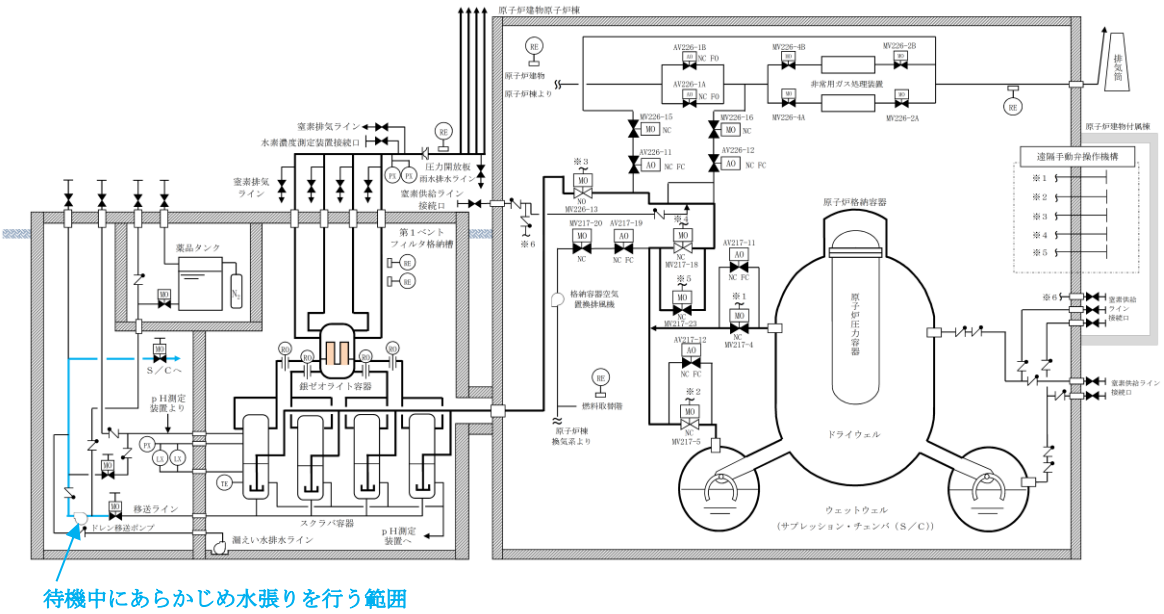


図１　ドレン移送ライン水張り範囲系統図

（参考４）格納容器フィルタベント系の水素爆発防止対策について

１．設備面の対策について

格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ，ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計とする。また，排出経路の枝管のうち可燃性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，可燃性ガスを連続して排出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。

排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，フィルタ装置出口配管に可搬型の水素濃度測定設備を設置する。

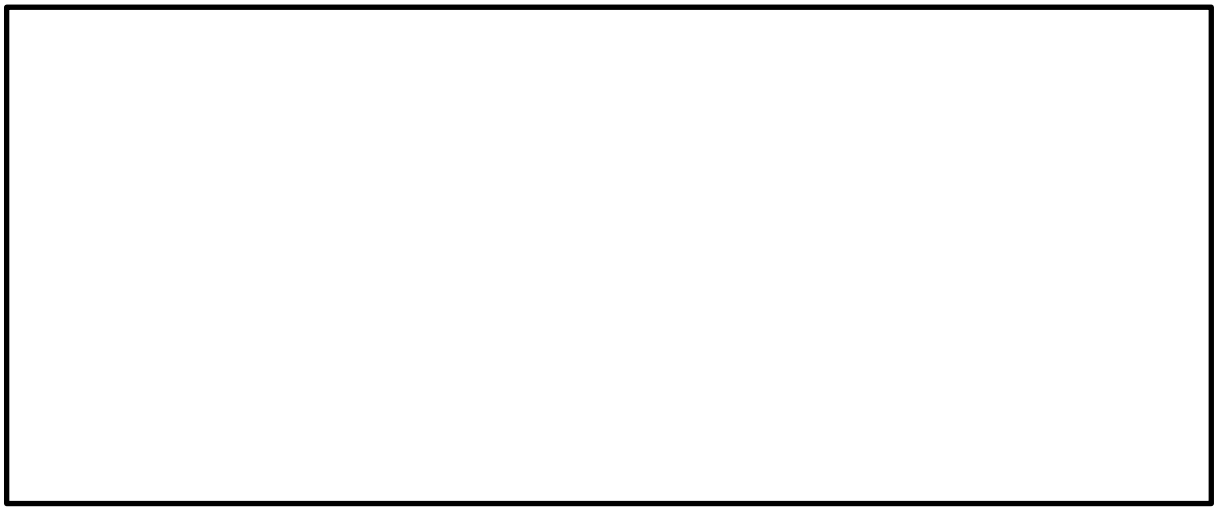


図１　格納容器フィルタベント系　配管ルート図

２．可搬式窒素供給装置の運用について

可搬式窒素供給装置の運用は以下のとおり。

- ベント実施中は，格納容器から多量の蒸気が排出されるためベントガス中の水素濃度は低く，ベントガス流速が大きいことから，水素が系統内で滞留することはないため，水素爆発は発生しない。
- 可搬式窒素供給装置は，ベント停止前までに起動し，格納容器に窒素を供給することにより格納容器内の窒素置換を行うとともに，水素の排出経路である格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを連続的に実施する。
- ベント停止にあたって格納容器への窒素供給を停止するが，ベント停止後すみやかに格納容器フィルタベント系に窒素を供給することにより系統内の窒素パージを実施する。なお，可搬式窒素供給装置は接続口に接続したまま起動状態を維持でき，弁操作のみで窒素供給先を格納容器側から格納容器フィルタベント系側に切り替えることが可能であり，また可搬式窒素供給装置への燃料補給中であっても窒素パージを連続して実施可能である。

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。

・ 可搬式窒素供給装置による窒素パージは,スクラビング水の格納容器(S/C)への移送を完了するまで継続する。

上記運用を踏まえ，排出経路のハイポイントにおける水素の排出状況をベントガス流速及び窒素パージ流速を用いて評価した結果，表１で示すとおり，「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)」で示されている水素を排出可能な流速である 1mm/s 以上であり，各ハイポイントにおいて水素は滞留せず，放出端から排出されることを確認した。

表１　系統内のハイポイントにおけるガス流速

ハイポイント	ベントガス流速※1 (mm/s)	窒素パージ流速※2 (mm/s)
① 非常用ガス処理系との隔離弁(AV216-12)までの配管に設置されたバイパスライン	約 19500	約 450
② ベント弁第３弁（MV226-13）下流配管	約 16800	約 400
③ 銀ゼオライト容器入口配管（全４箇所）	約 4200	約 100
④ フィルタ装置出口配管（全２箇所）	約 4200	約 100

※１　有効性評価のうち，格納容器過圧・過温破損（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）における約 100 日後の蒸気流量による評価

※２　可搬式窒素供給装置の窒素パージ流量 100m^3/h による評価

【可搬式窒素供給装置の接続口について】

可搬式窒素供給装置は，格納容器フィルタベント系又は残留熱代替除去系により格納容器の減圧及び除熱を行う場合に使用し，格納容器（D/W，S/C）及び格納容器フィルタベント系への窒素供給ラインを独立して設置することとしているが，原子炉建物付属棟内にそれぞれのラインの接続口【図中①】を追加で設置することにより，窒素供給の信頼性向上を図る。

原子炉建物付属棟内の接続口【図中①】については，原子炉建物南側の接続口【図中②】が使用できない場合に使用する。

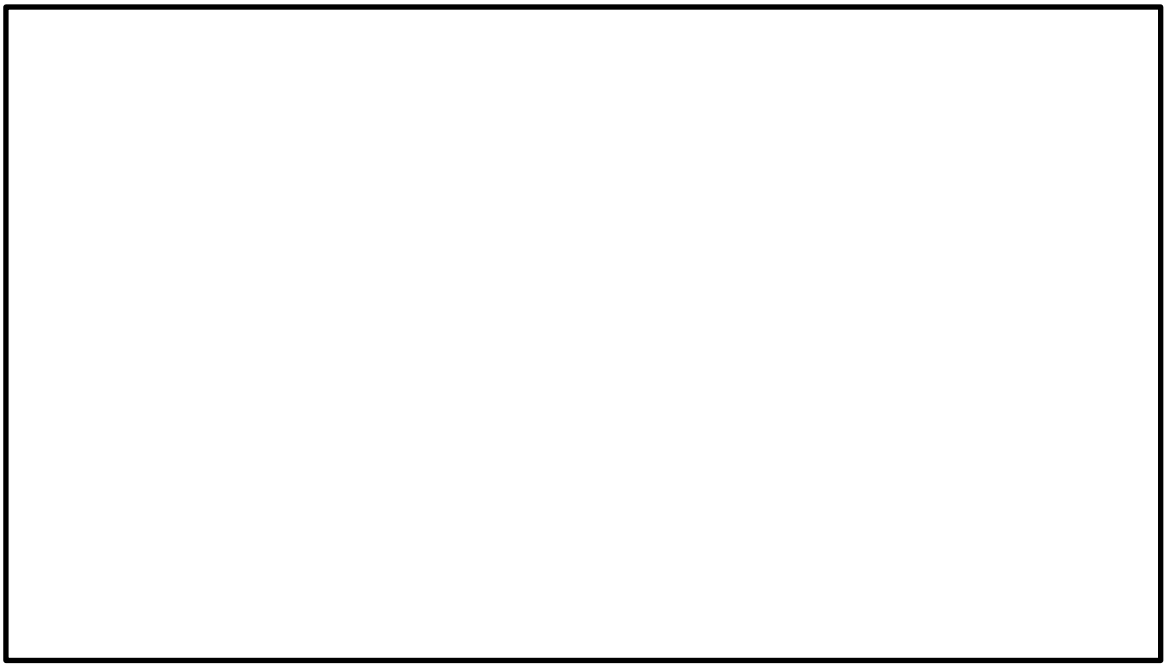


図２　窒素供給ラインの追設範囲

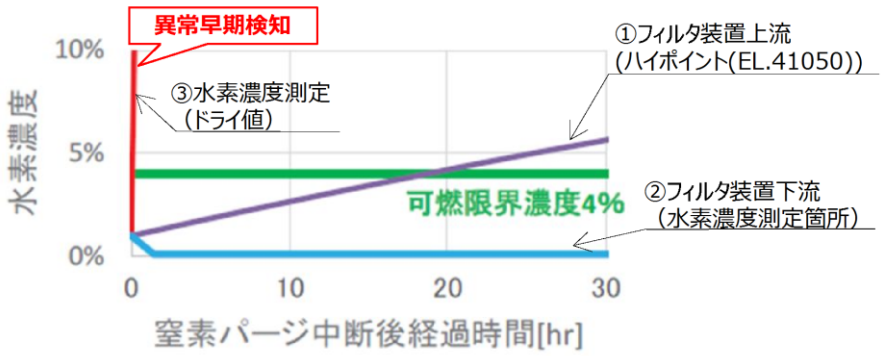
３．可搬型の水素濃度測定設備の設計について

可搬型の水素濃度測定設備は，格納容器フィルタベント系の排出経路での水素爆発を防止するために行う窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で水素濃度を測定，監視するために設置する。

ベント実施中は水素が格納容器フィルタベント系統内で滞留することはないため，格納容器への窒素供給を実施するベント停止前のタイミングで測定を開始する。なお，可搬型の水素濃度測定設備は，ベント実施までに測定の準備を実施する。

ベント停止後にスクラバ容器内で発生した水素は窒素パージによりフィルタ装置下流側に連続排出されること，及び意図せず窒素パージが中断した場合の水素濃度推移（図３）を踏まえるとフィルタ装置下流側のドライ値の計測により，窒素パージ状況の異常の早期検知が期待できるため，図４に示すフィルタ装置下流側に水素濃度測定箇所を設け排出経路での水素蓄積徴候を監視する設計とする。

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。



①フィルタ装置上流（ハイポイント(EL.41050)）
閉塞配管で流れはなく窒素充填配管に水素が徐々に蓄積する。蒸気は配管経路で全量凝縮しドライ状態と想定され，可燃限界濃度到達は約18時間後。
②フィルタ装置下流（水素濃度測定箇所）
大気開放のため窒素は排出されるが，スクラバ容器内で発生するガスにより流れが生じ水素は蓄積しない。スクラバ容器内は水素より蒸気の発生量が大きく，発生するガスはウェット状態であり可燃限界濃度に達しない。
③水素濃度測定（ドライ値）
スクラバ容器内で発生するガスから蒸気を除くとほぼ水素と酸素のみであり，窒素が供給されない窒素パージ中断後は測定結果が顕著に上昇する。

図３　窒素パージ中断後の水素濃度推移（事故７日後想定）

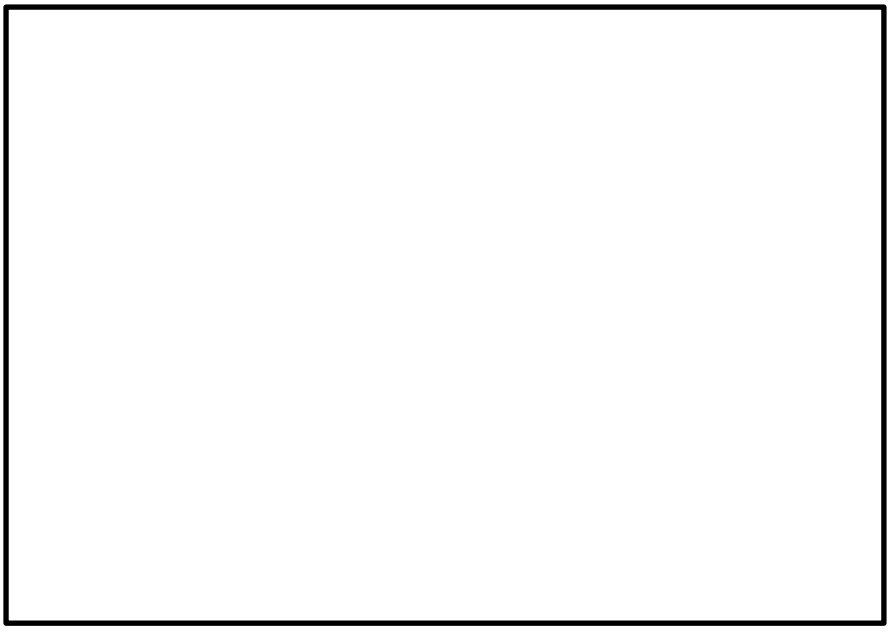


図４　水素濃度測定設備の測定箇所

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。

＜窒素パージ中断時の水素・酸素濃度に関する評価＞

ベント停止後は格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを連続的に実施することとしているが，仮に意図せず窒素パージが中断した場合は，スクラバ容器のスクラビング水中に蓄積された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素・酸素がフィルタ装置上流側及び下流側に流入するため，フィルタ装置上流側及び下流側における水素・酸素濃度について評価を行った。

評価条件は，水素・酸素分子の生成量が大きいケースとして有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損（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）において事故７日（168 時間）後に窒素パージが中断すると仮定し，スクラビング水は沸騰状態，[redacted]

スクラビング水中における水素・酸素の生成速度を図５に示す。

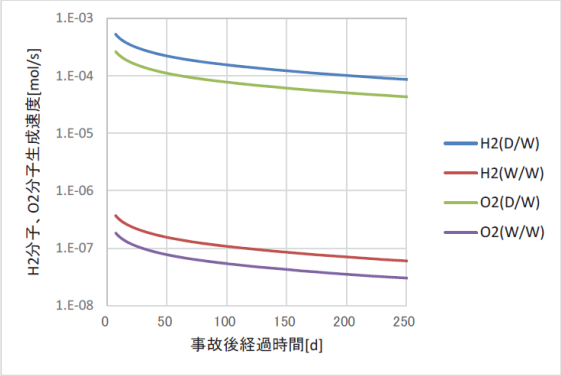


図５　スクラビング水中における水素・酸素分子の生成速度

上記をもとに，スクラビング水中における水素・酸素分子の生成速度が大きいD/W ベント（スクラバ容器に移行する粒子状放射性物質の総崩壊熱量：約 13kW）の場合を想定した。

（１）フィルタ装置上流側

窒素パージ中断時にフィルタ装置上流側配管内において，スクラバ容器のスクラビング水の上限水位と同じ高さまでスクラビング水位が形成されると仮定し，フィルタ装置上流側配管内で発生する水素・酸素が滞留しやすいスクラバ容器に近いハイポイント②（ベント弁第３弁（MV226-13）下流配管（EL. 41050））における水素・酸素濃度を評価した。

初期の系統内の気体条件として，水素１％，酸素１％が系統内に存在するとし，フィルタ装置上流側では窒素パージ中断時においても窒素が充填されている状態が維持されるため，水素と酸素以外は全て窒素と仮定した。なお，フィルタ装置上流配管内のスクラビング水から発生する蒸気量は少ないため，スクラバ容器上流側配管において蒸気は全て凝縮すると仮定した。

評価結果を図６に示す。

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。

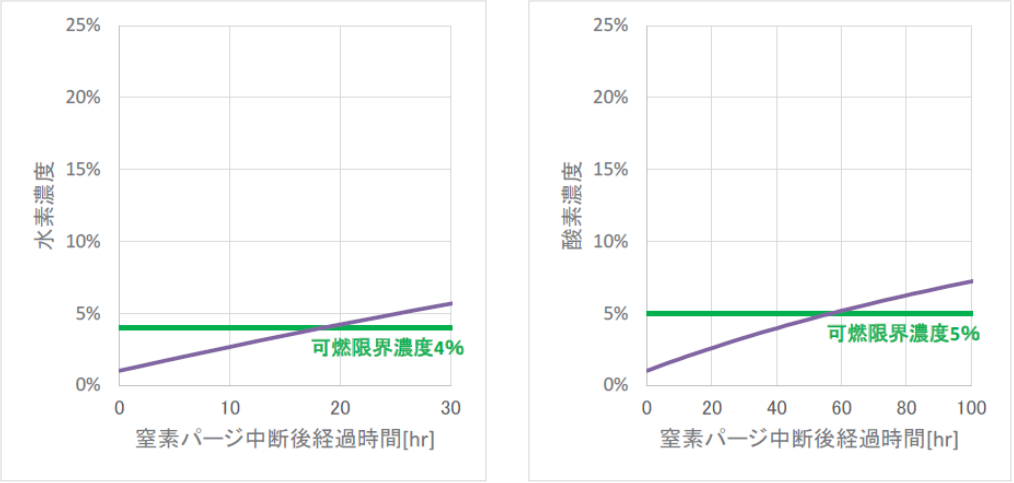


図６　水素・酸素濃度の窒素パージ中断後の時間経過（D/W ベント時）

評価を行った結果，フィルタ装置上流側では水素濃度は約 18 時間後に可燃限界に達し，水素・酸素濃度ともに可燃限界に達するのは約 57 時間後となった。

（２）フィルタ装置下流側

スクラバ容器において発生する水素・酸素濃度は，スクラビング水の放射線分解による水素・酸素発生量と，同時に発生する蒸気発生量の割合から計算する。

蒸気発生量＝[崩壊熱(MW)]×1000/([飽和蒸気比エンタルピ]－[飽和水比エンタルピ])×1000/分子量×22.4×10^{-3}×3600

＝0.013×1000/(2675.53-418.99)×1000/18×22.4×10^{-3}×3600

＝25.81 (Nm^3/h)

水素発生量＝[崩壊熱(MW)]×10^{6}×[G 値]/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×[放射線吸収割合]

＝0.013×10^{6}×□/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×□

＝□ (Nm^3/h)

酸素発生量＝[崩壊熱(MW)]×10^{6}×[G 値]/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×[放射線吸収割合]

＝0.013×10^{6}×□/100/(1.602×10^{-19})/(6.022×10^{23})×22.4×10^{-3}×3600×□

＝□ (Nm^3/h)

水素濃度＝水素発生量/(蒸気発生量＋水素発生量＋酸素発生量)＝□

酸素濃度＝酸素発生量/(蒸気発生量＋水素発生量＋酸素発生量)＝□

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。

上記の水素濃度は，フィルタ装置下流の水素濃度測定箇所における水素濃度となるが，水素濃度測定設備で測定する水素濃度（ドライ値）は，蒸気発生量を除いた割合から計算し，約 66 %となる。

初期の系統内の気体条件を水素 1%とし，フィルタ装置上流側のハイポイント②における水素濃度評価と重ね合わせた結果を図 7 に示す。

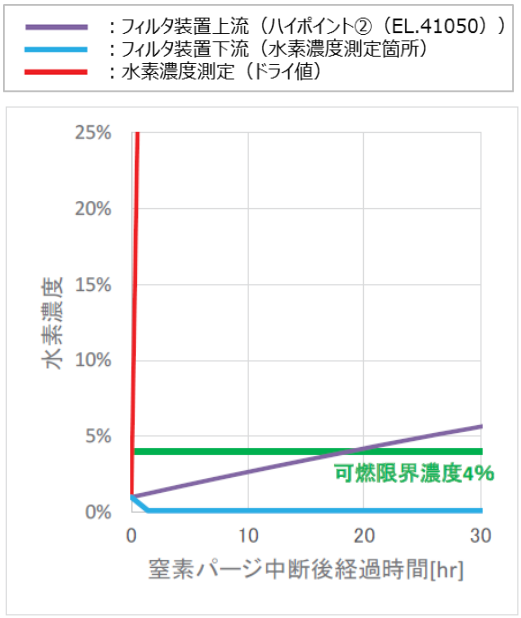


図 7　水素濃度の窒素パージ中断後の時間経過

（参考５）各スクラバ容器における窒素パージ流量のばらつきについて

フィルタ装置入口配管の分岐部から各スクラバ容器入口までの圧力損失と窒素パージ流量を評価した結果，各スクラバ容器を均等に窒素パージできることを確認した。フィルタ装置入口側の圧力損失及び窒素パージ流量を表１，フィルタ装置廻り系統概要図を図１に示す。

表１　フィルタ装置入口側の圧力損失及び窒素パージ流量

	圧力損失 (kPa)	窒素パージ流量 (m^3/s)	窒素パージ流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器Ａ				
スクラバ容器Ｂ				
スクラバ容器Ｃ				
スクラバ容器Ｄ				

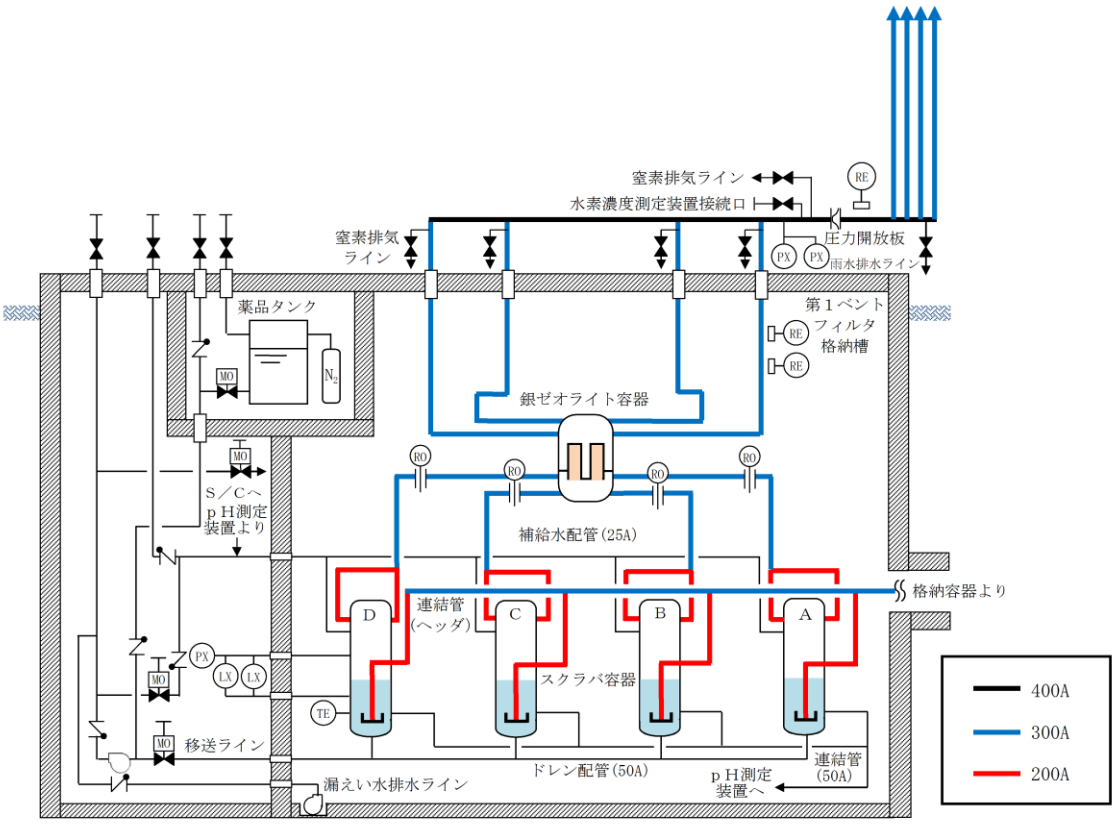


図１　フィルタ装置廻り系統概要図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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。

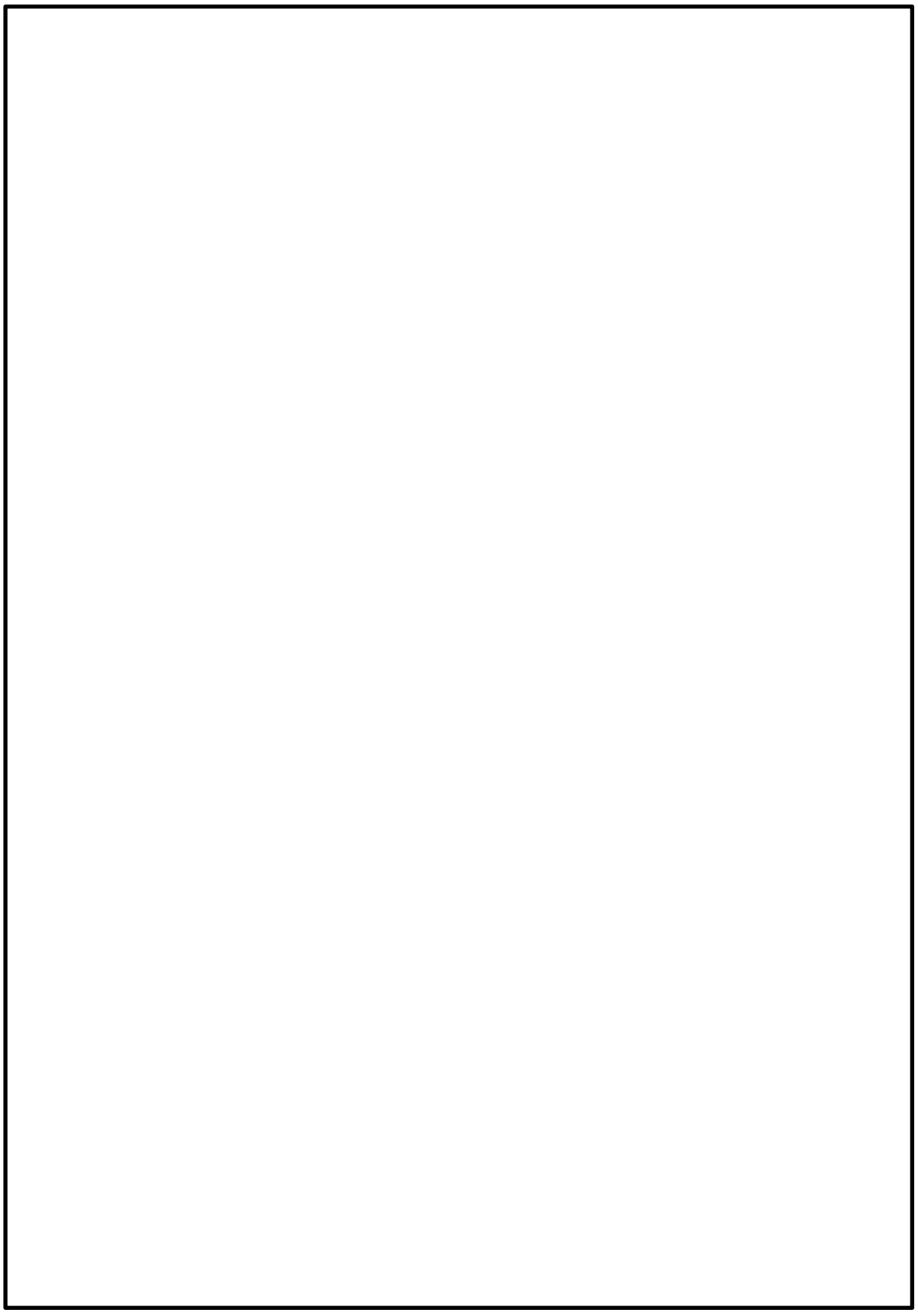


図１　オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要

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。

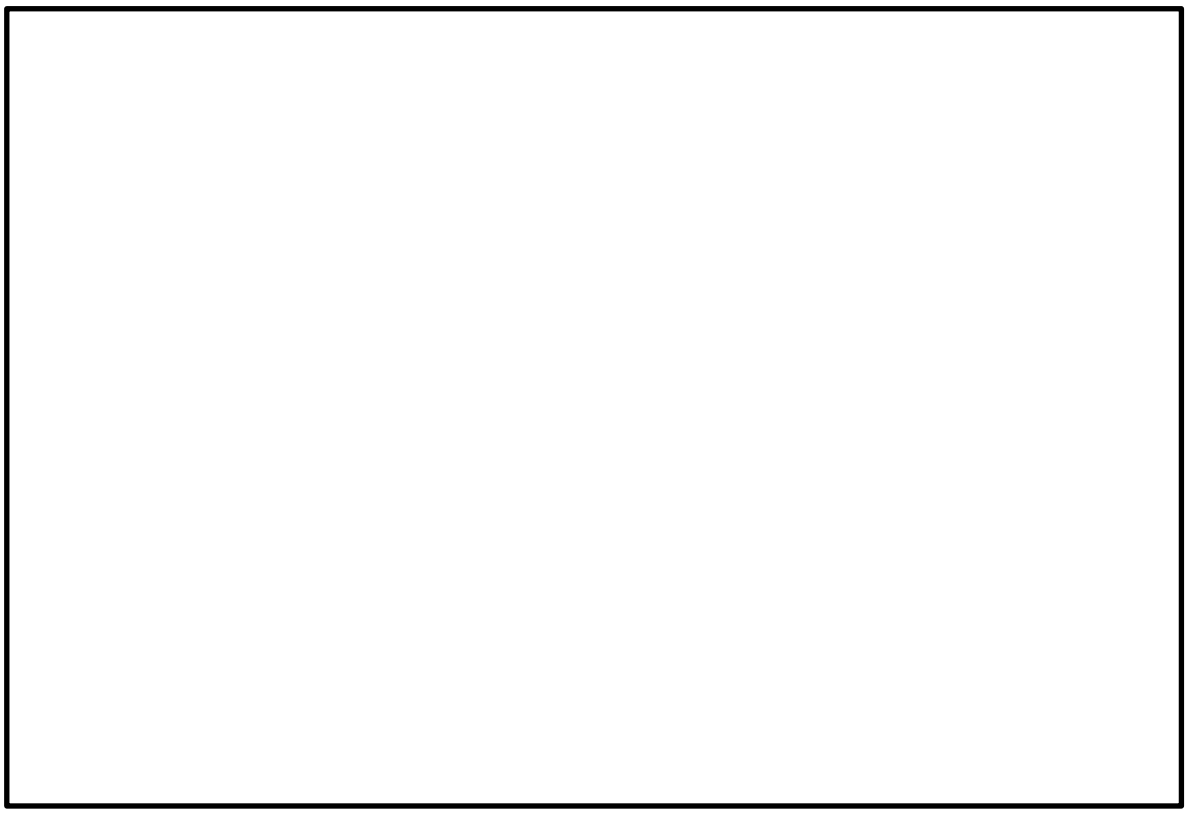


図２　弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））

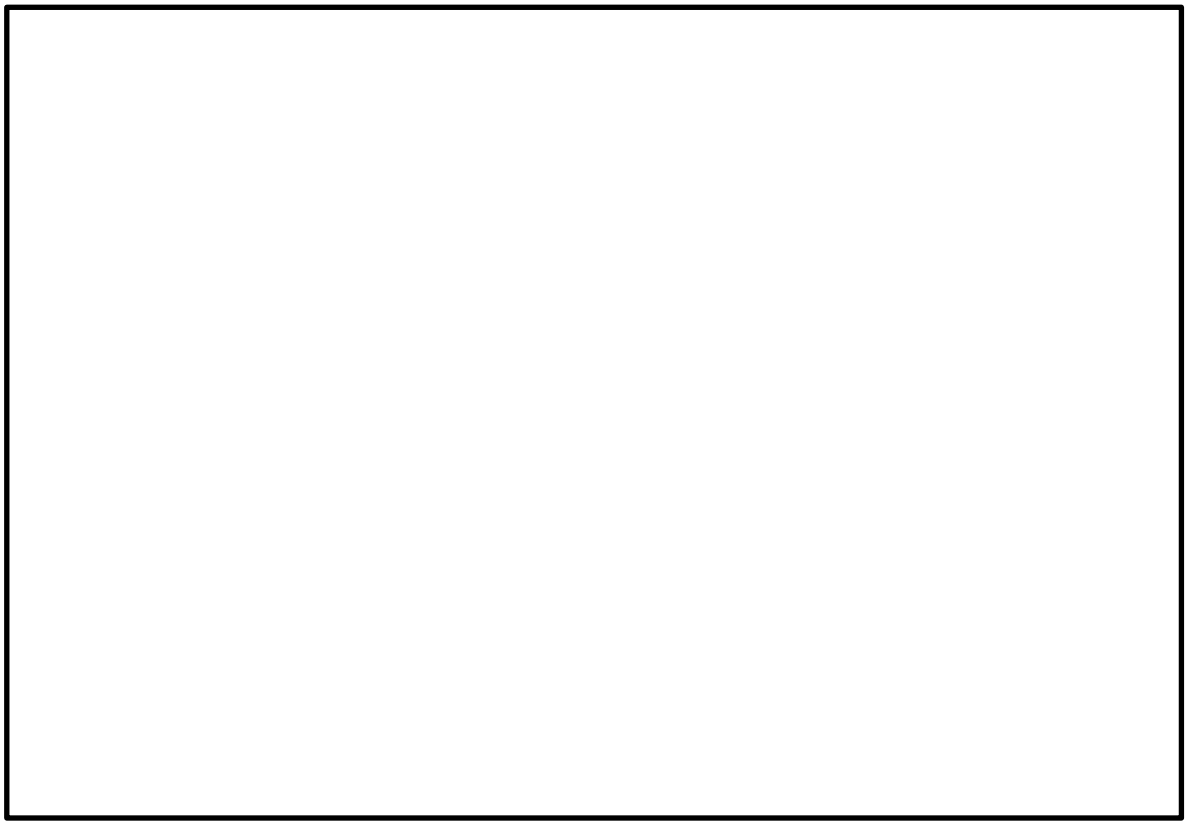


図３　弁駆動部の状態
（通常状態から手動操作位置への切替え（オートデクラッチ））

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。

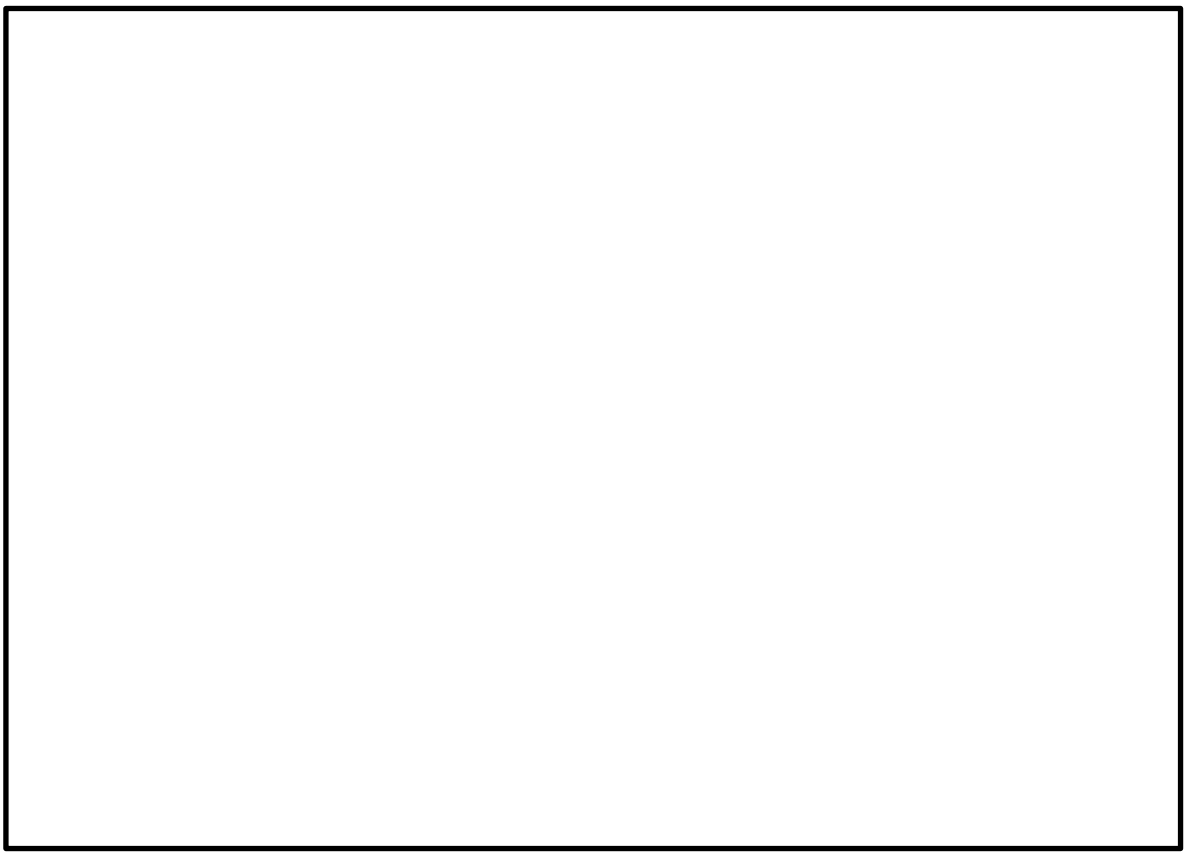


図４　弁駆動部の状態（手動操作時）

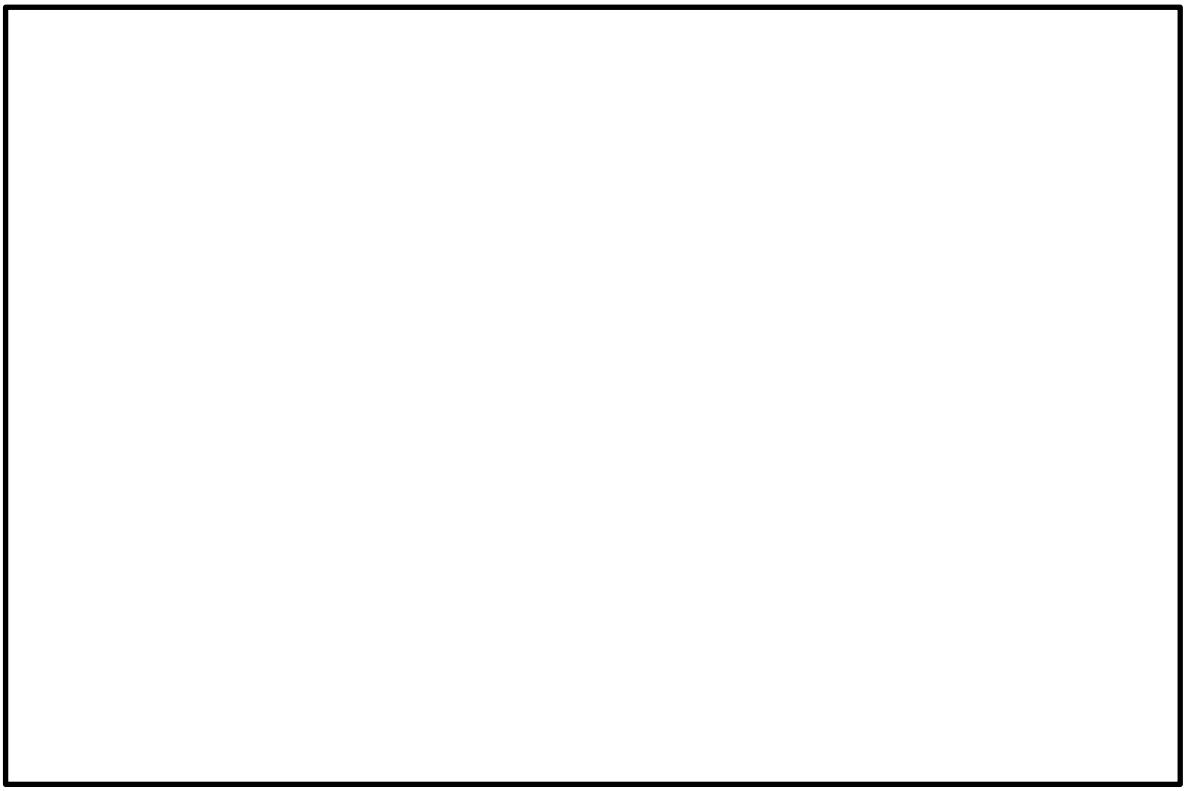


図５　弁駆動部の状態（手動操作位置から電動操作位置への自動復帰）

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。

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

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～図４に示す。

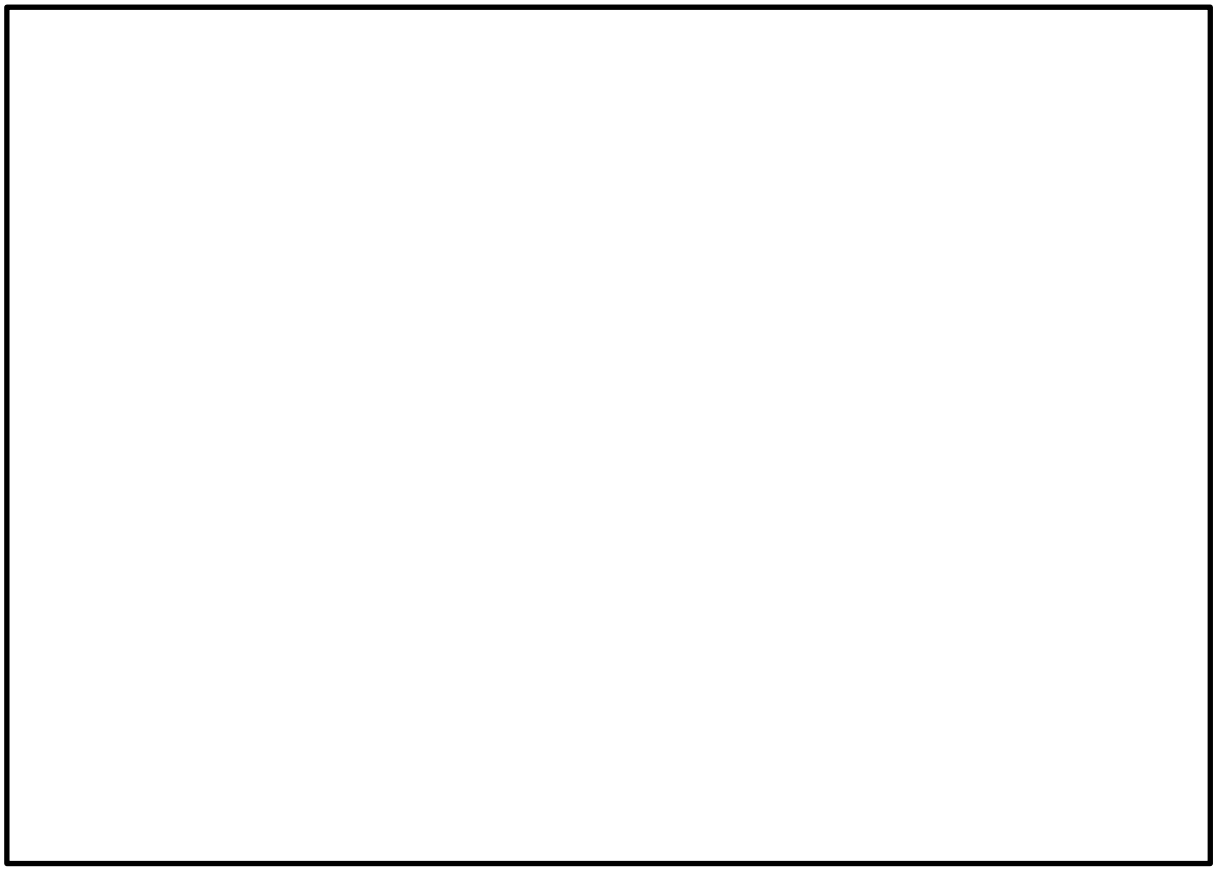


図１　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その１）

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。

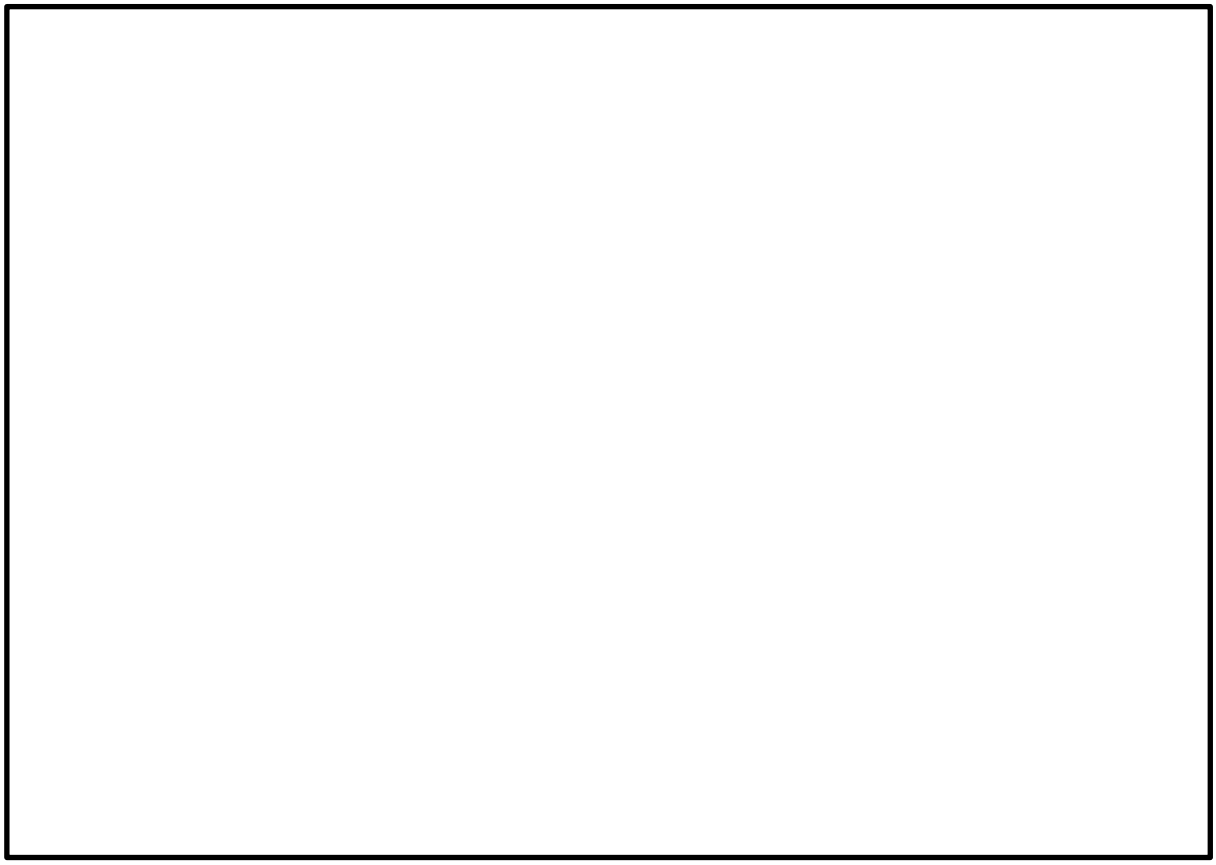


図２　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その２）

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。

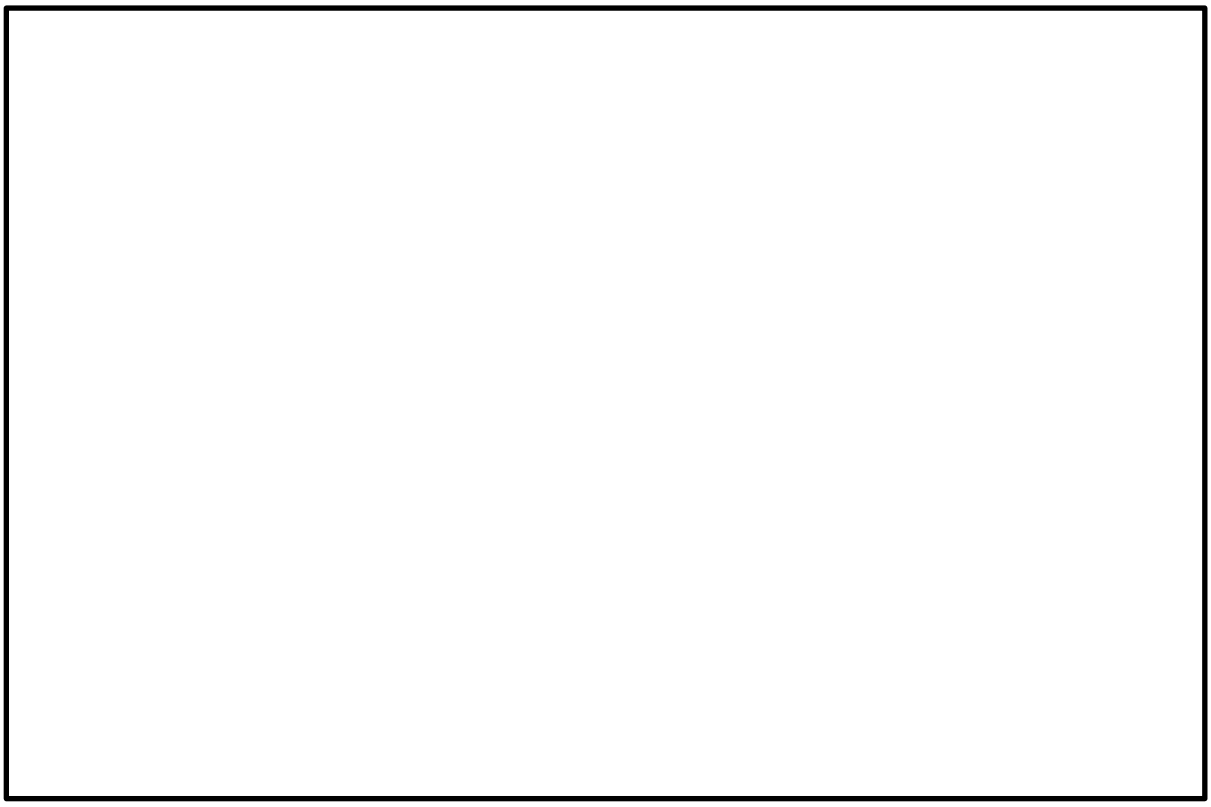


図３　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その３）

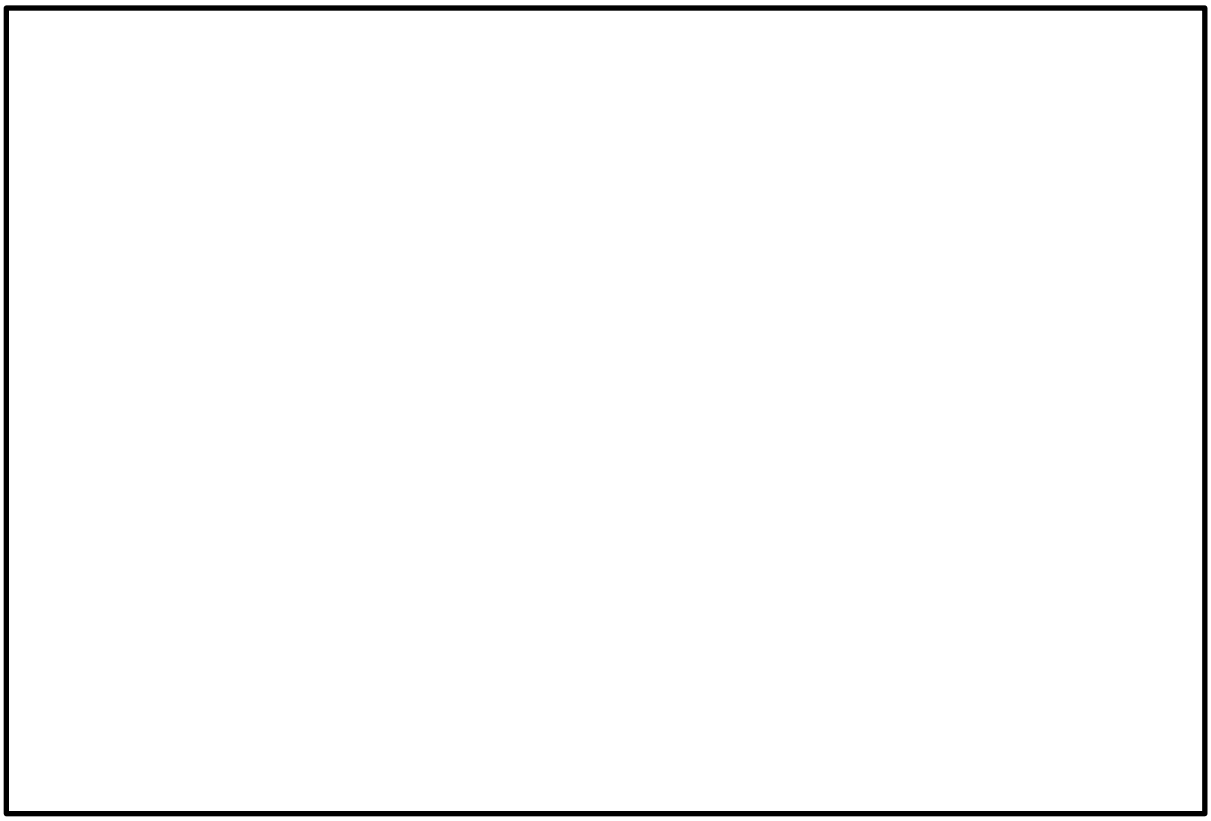


図４　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その４）

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。

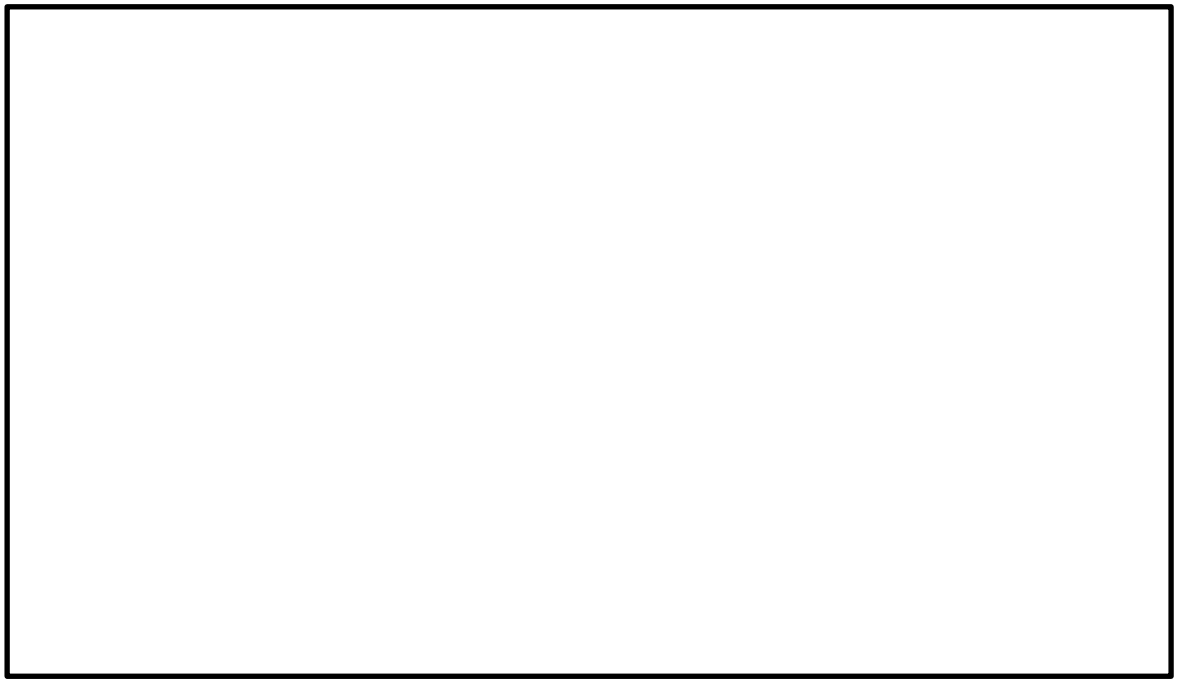


図５　遠隔手動弁操作機構の模式図

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，AO 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	・弁呼び径 500A ・弁前後の差圧２Ｐｄで実施 ・２名が交替で実施 ・操作トルクは約 10 N・m （差圧２Ｐｄ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（約 384kPa[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
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浸入し，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。

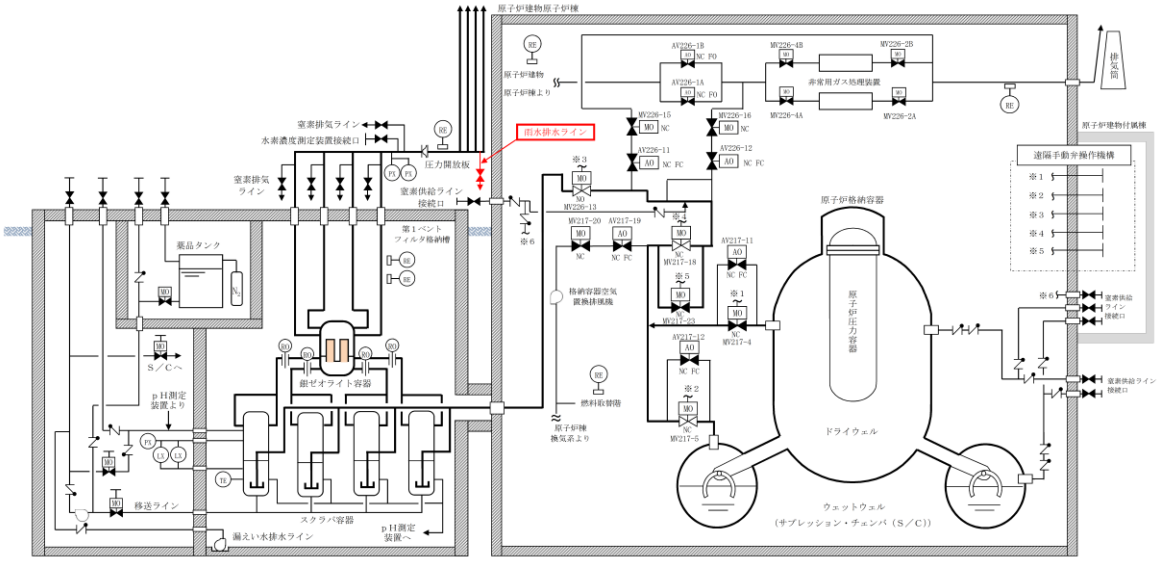


図１　雨水排水ライン系統図

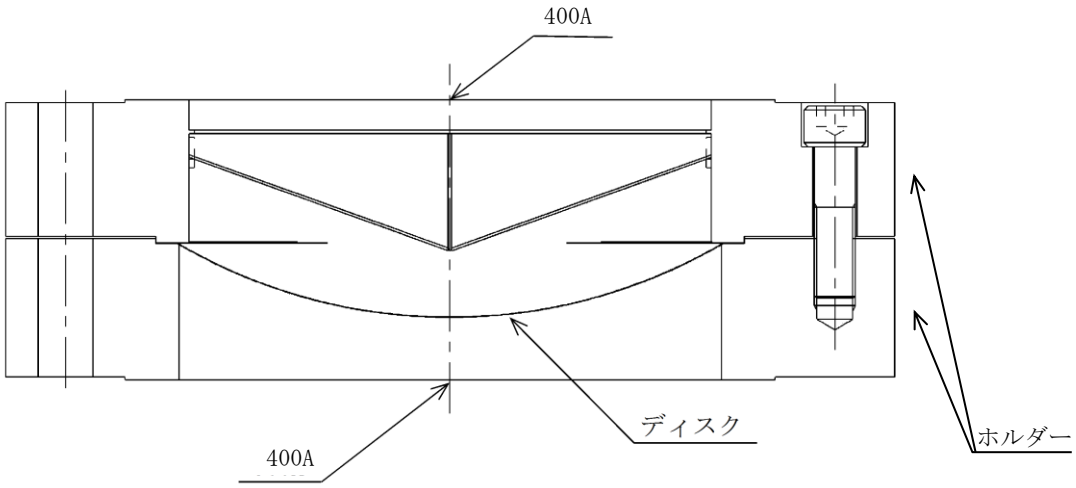


図２　圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については，系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらないよう，プラント通常運転中は開運用とする。そのため，雨水排水ラインの止め弁については，ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

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，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 [redacted]※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 [redacted]※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・プール水位が通常水位＋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格納容器雰囲気を冷却するために，格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行うことにより，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。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。

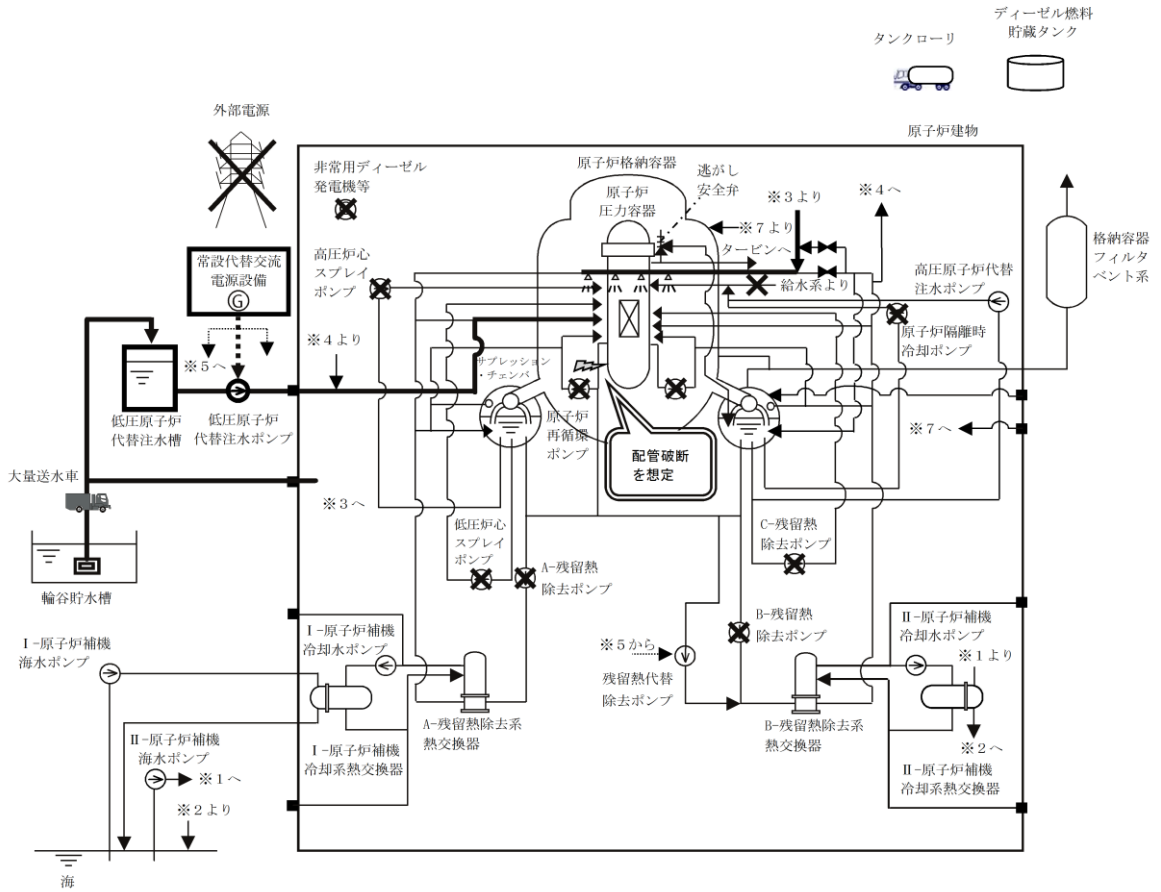


図１　重大事故等対策概要図

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装置より下の通常水位を維持している。

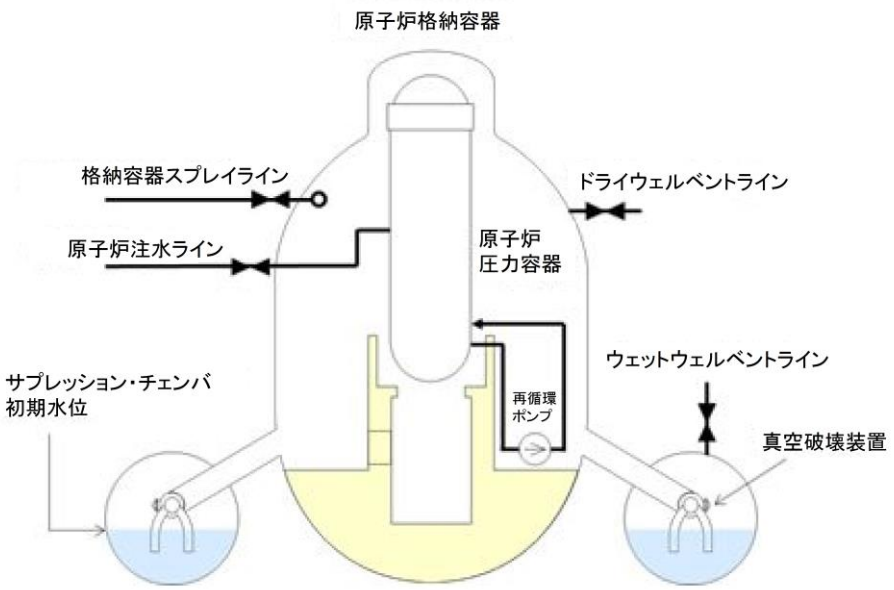


図２　通常運転時の蓄水状態

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。

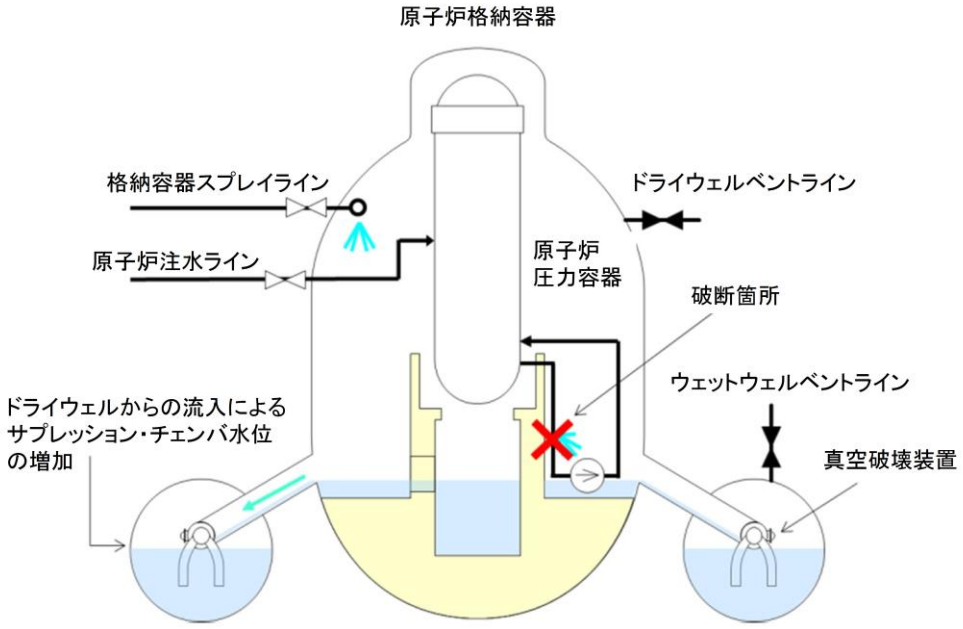


図３　外部水源からの注水開始時の蓄水状態

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。

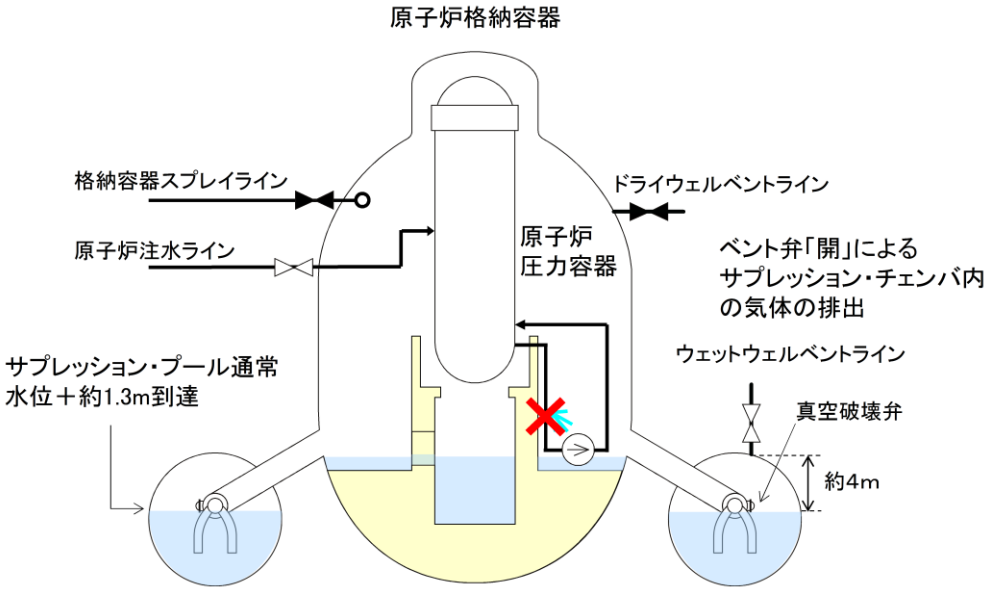


図４　ベント後の状態

（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・プール水位が通常水位＋約 1.3m については，中央制御室によりサプレッション・プール水位を監視し，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（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）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 321m^3）の他，原子炉注水（約 999m^3）及び配管破断に伴う原子炉からの漏水（約 167m^3）がある。

なお，制御棒駆動水圧系アキュムレータ（約 2.5m^3）及びほう酸水注入系（約 20m^3）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く，ほぼ変化はない。（図１）

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

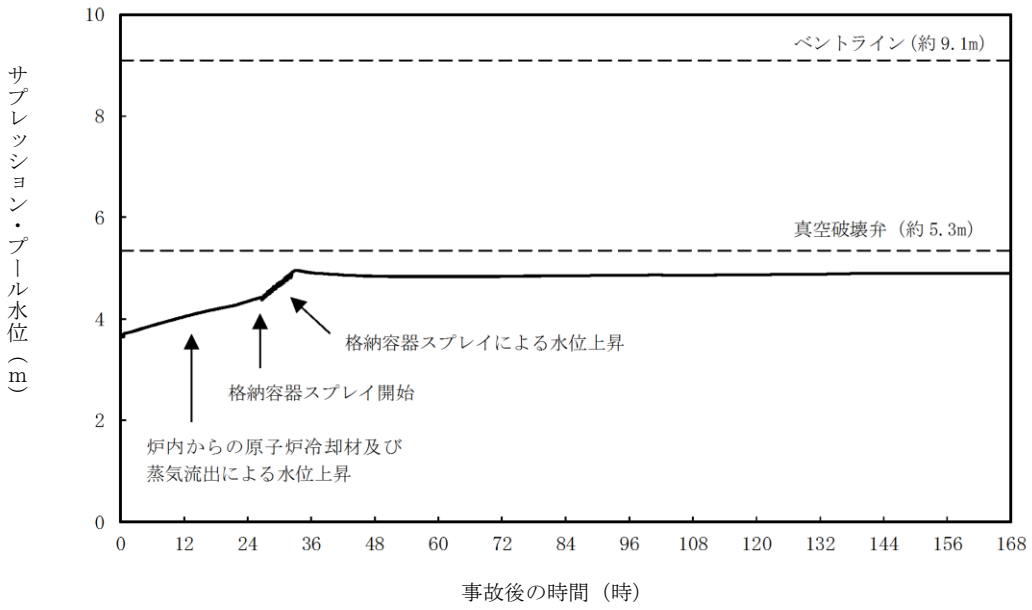


図１　サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

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）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）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。

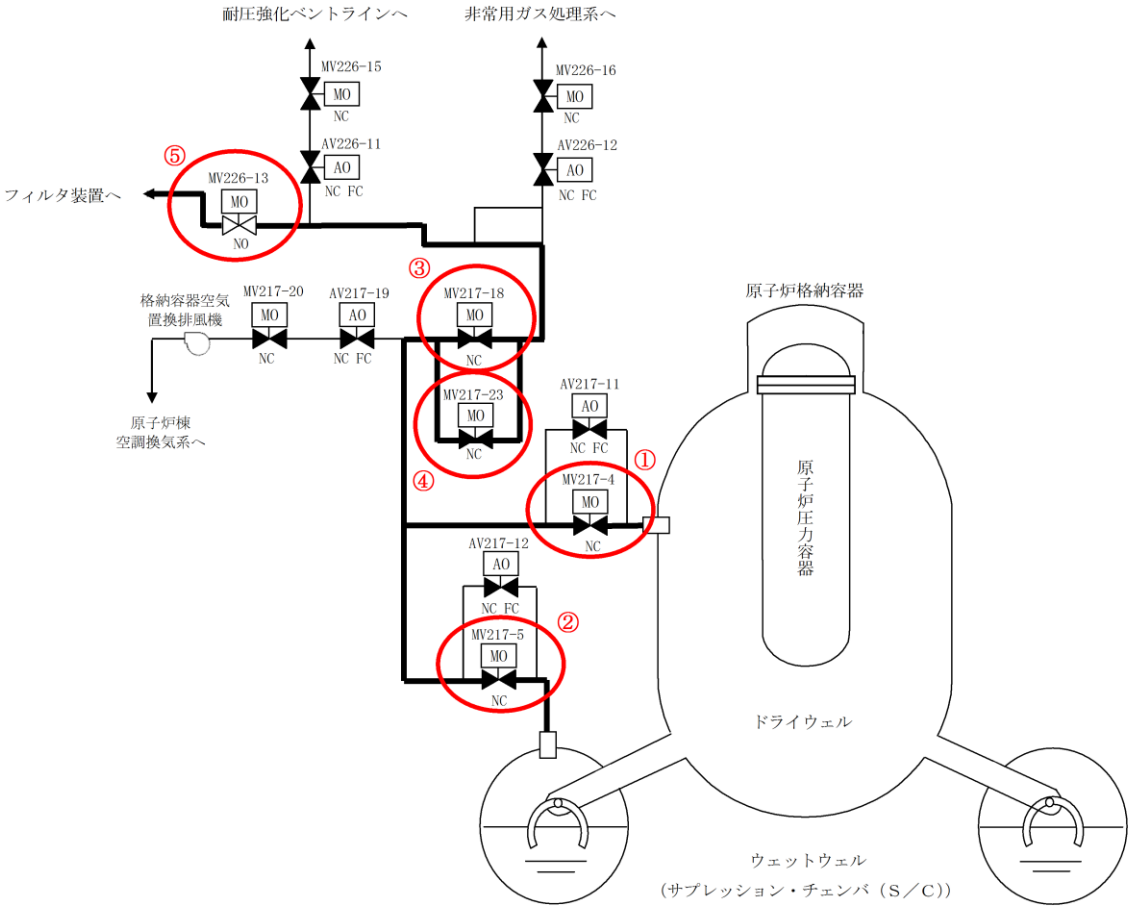


図１　格納容器フィルタベント系　主ラインの概略構成図

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		原子炉建物 原子炉棟 ２階	原子炉建物 原子炉棟 地下１階	原子炉建物 原子炉棟 ３階	原子炉建物 原子炉棟 ３階	原子炉建物 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	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	・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	・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 427kPa[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

ベント弁は原子炉建物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付属棟（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。

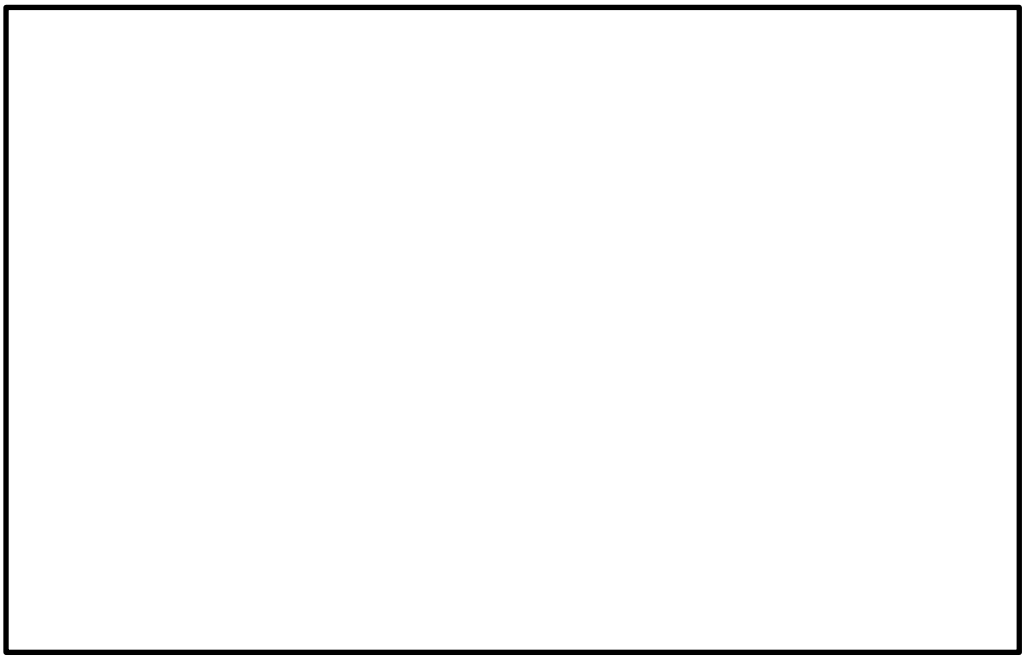


図２　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その１）

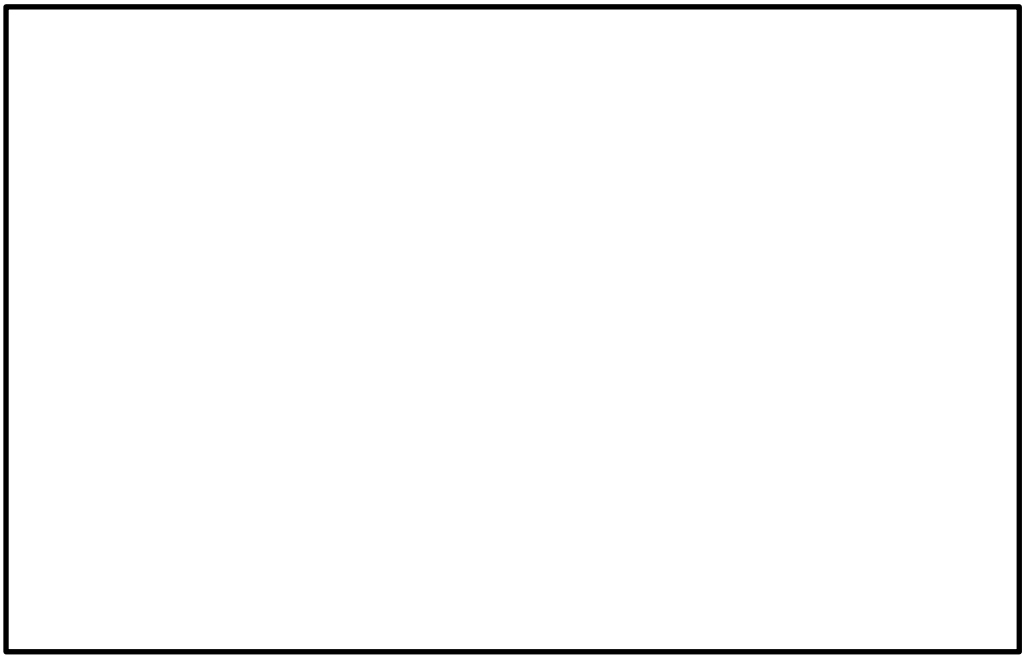


図３　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その２）

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。

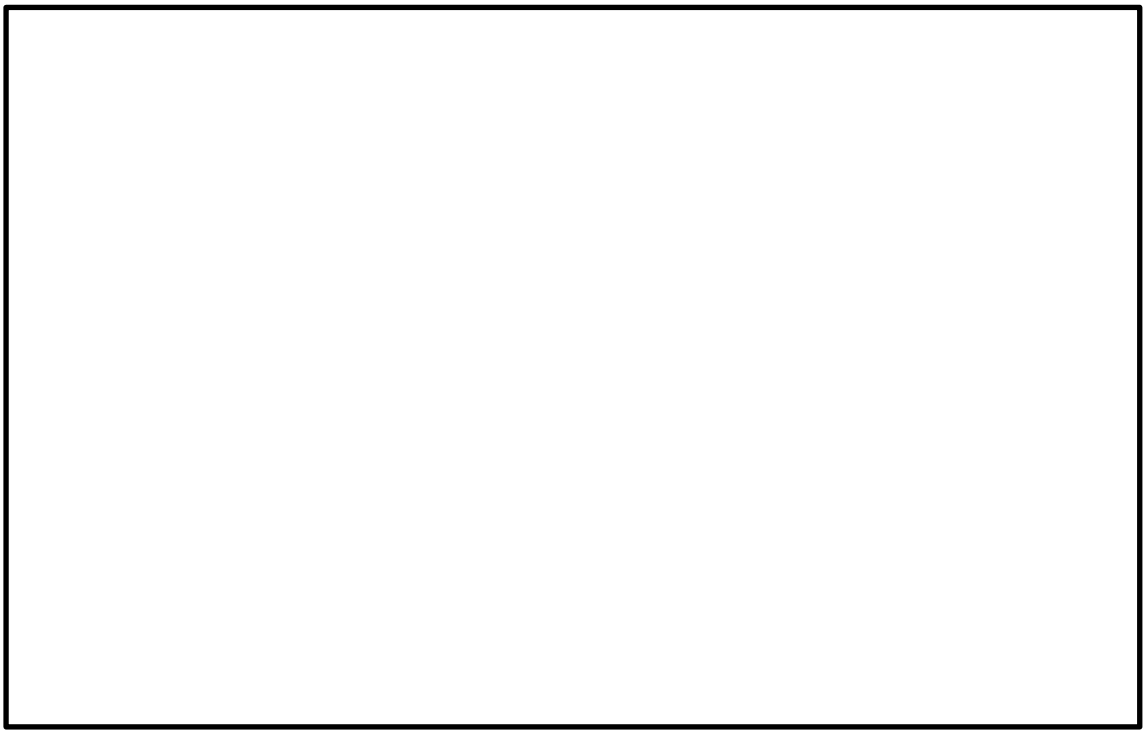


図４　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その３）

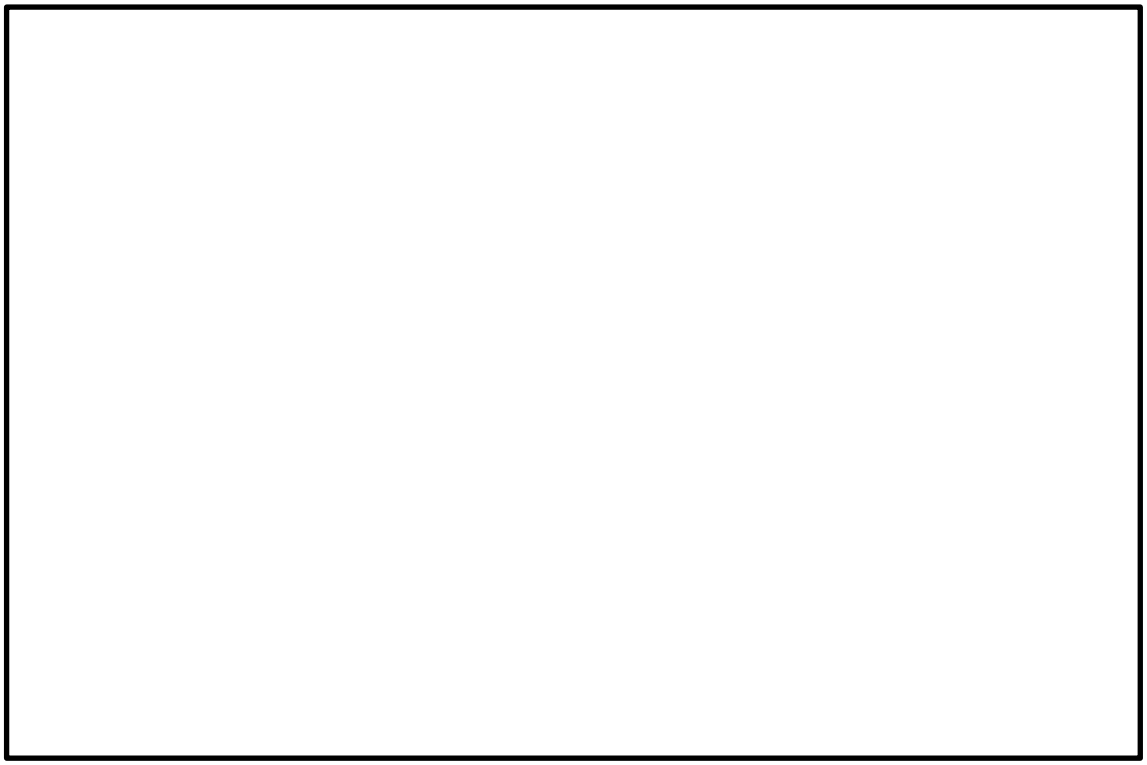


図５　格納容器フィルタベント系　弁の設置位置（その４）

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。

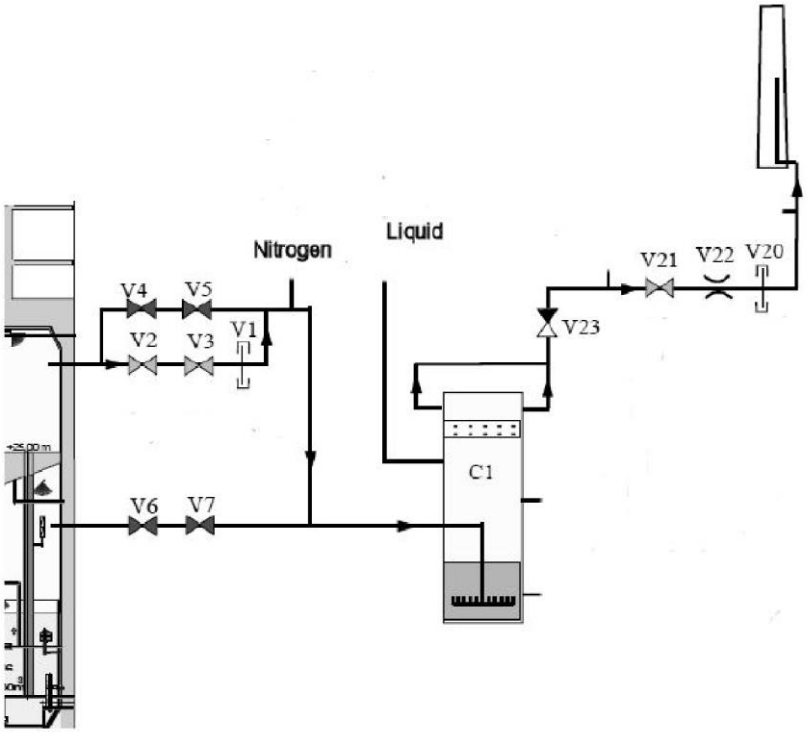


図６　格納容器フィルタベント系概略系統図（フィンランド）

(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。

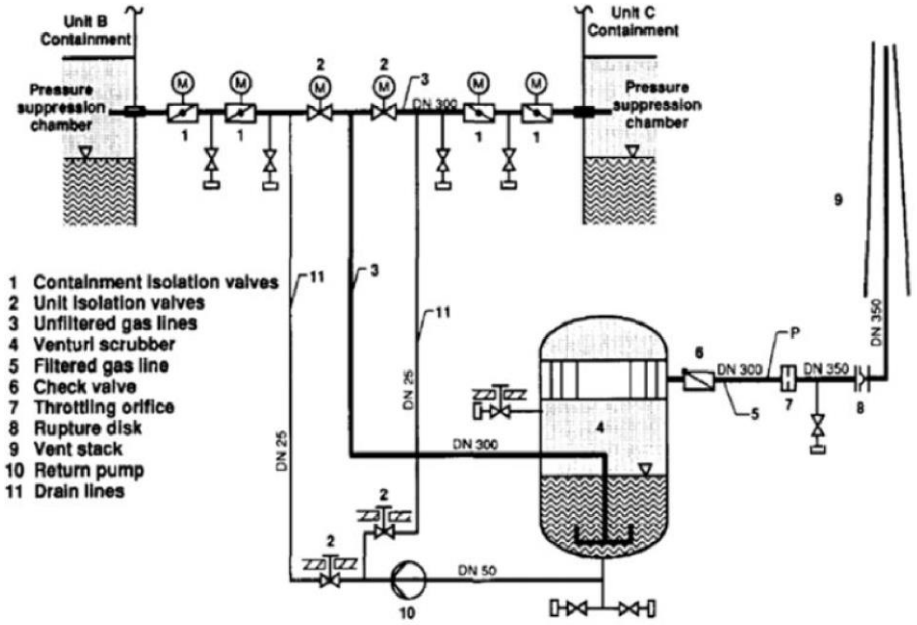


図７　格納容器フィルタベント系概略系統図（ドイツ）

(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。

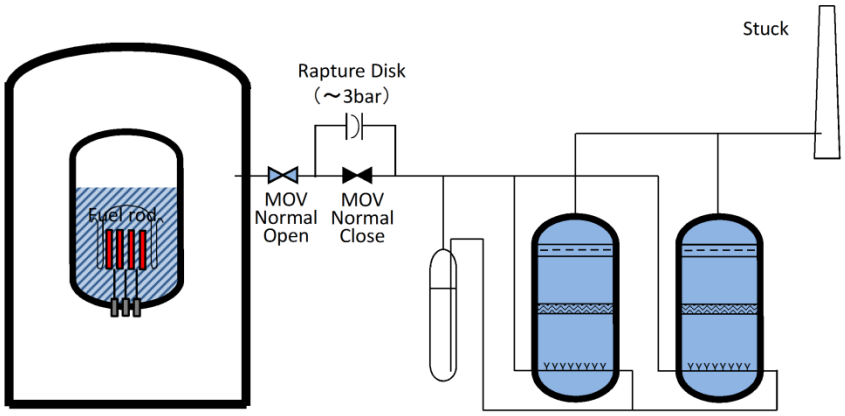


図８　格納容器フィルタベント系概略系統図（スイス）

≪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。

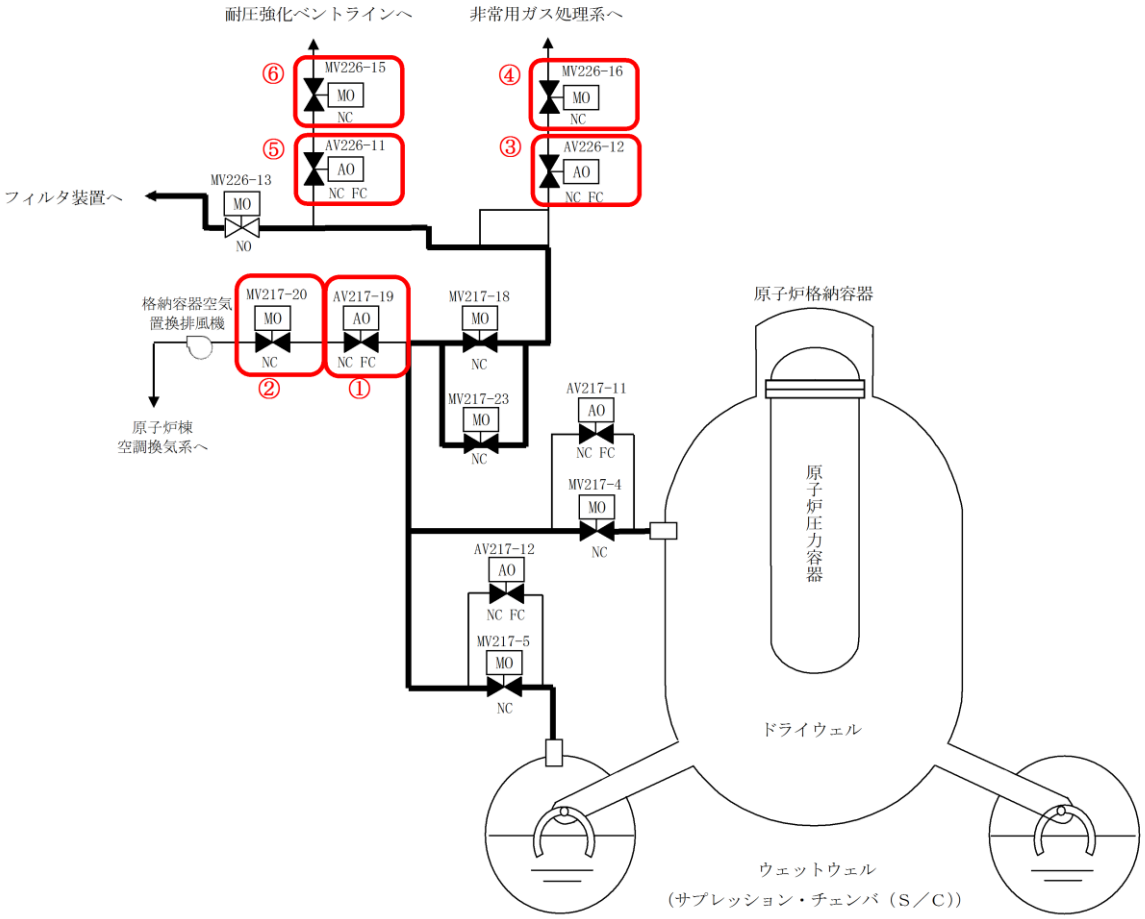


図９　他系統との隔離弁の概略構成図

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。

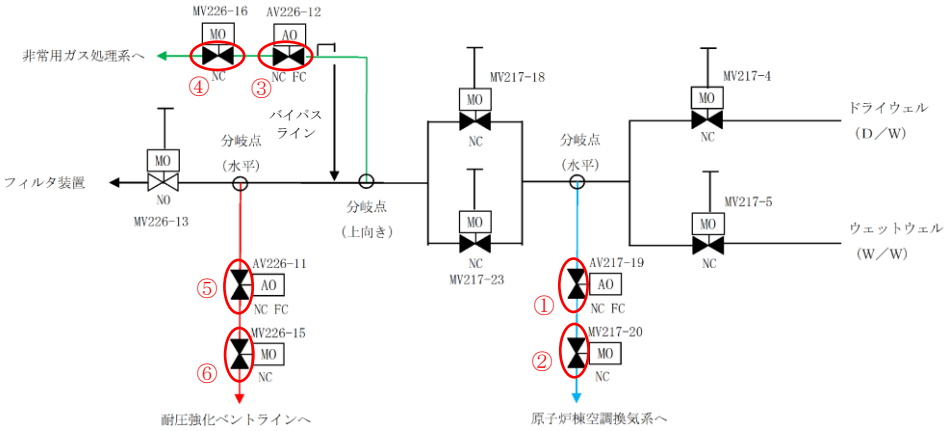


図 10　格納容器フィルタベント系　主ライン概略構成図

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ことはない。

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（２Pd）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℃，２Pd 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℃，２Pd 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：853kPa，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２Pd を上回ることから，200℃，２Pd 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	853kPa 以上（２Pd 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℃，２Pd 未満で設計された弁であるため，200℃，２Pd 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。

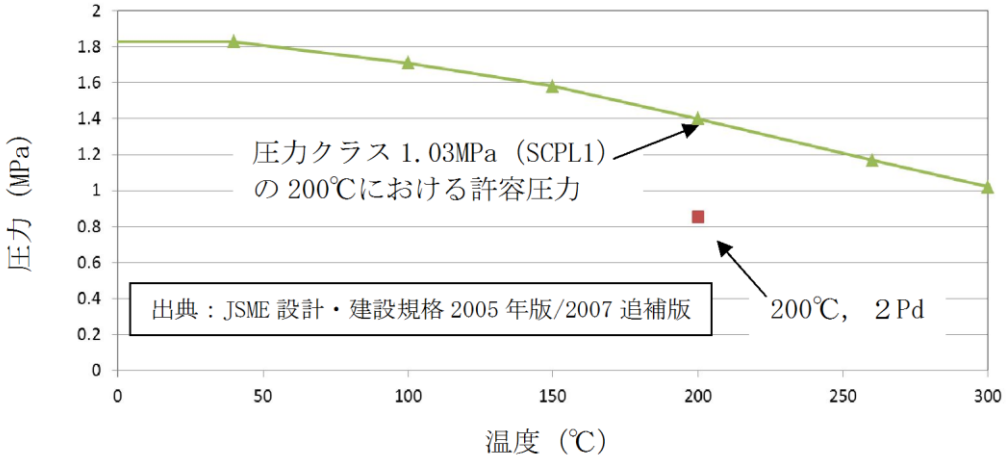


図 11　AV217-19　（圧力クラス 1.03MPa）の温度－許容圧力

(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バイパス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。

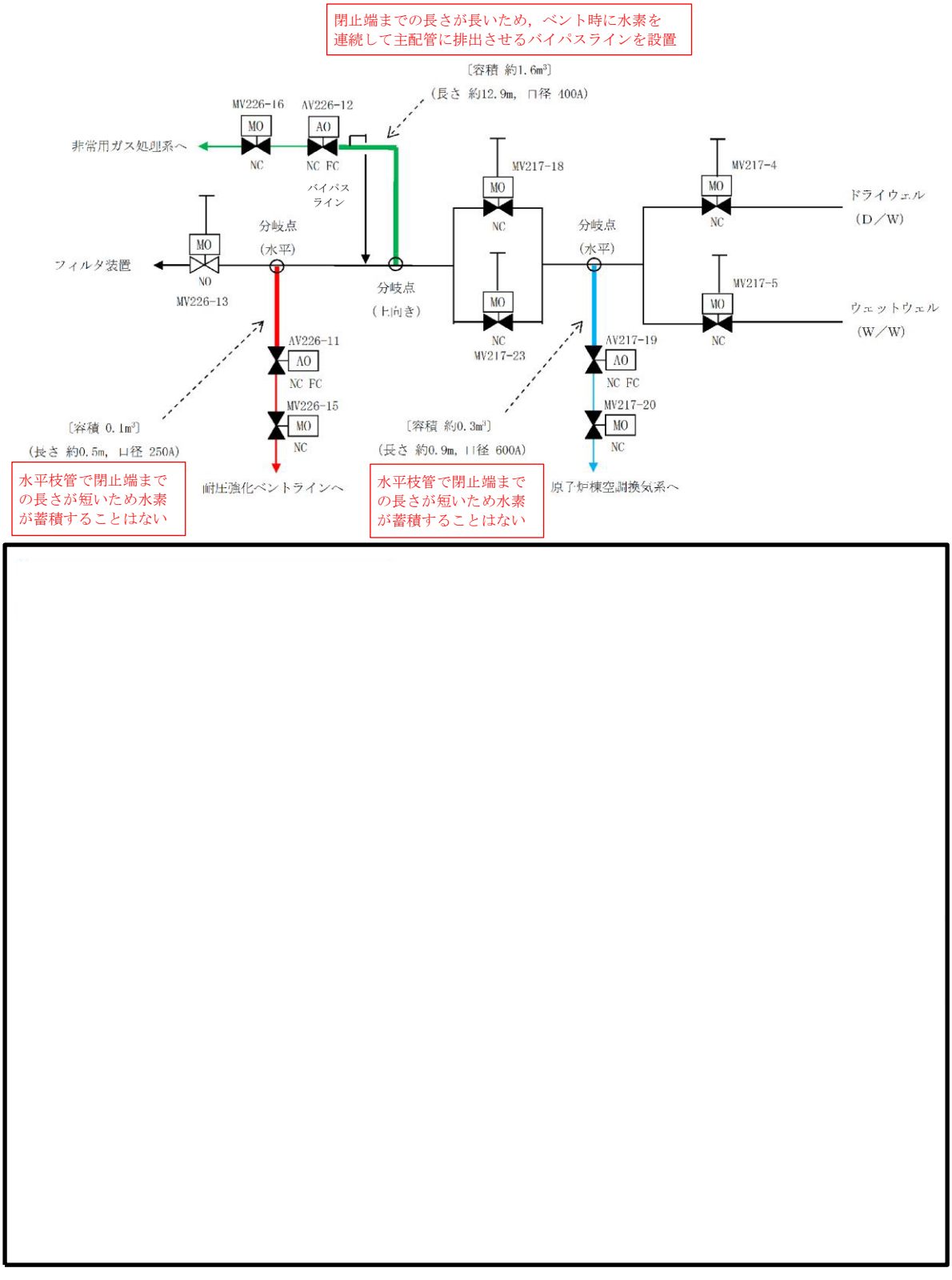


図 12　他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

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ⓐ，ⓑの第１隔離弁（格納容器側）及びⓒ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ⓓ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建物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，事故時に原子炉建物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

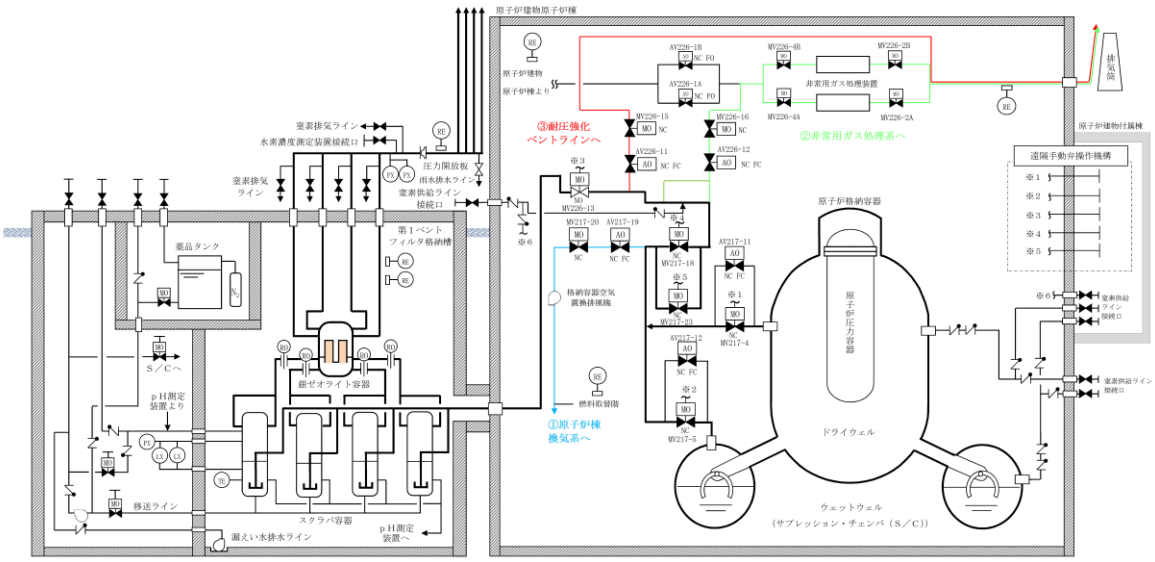


図 13　格納容器フィルタベント系　系統概略図

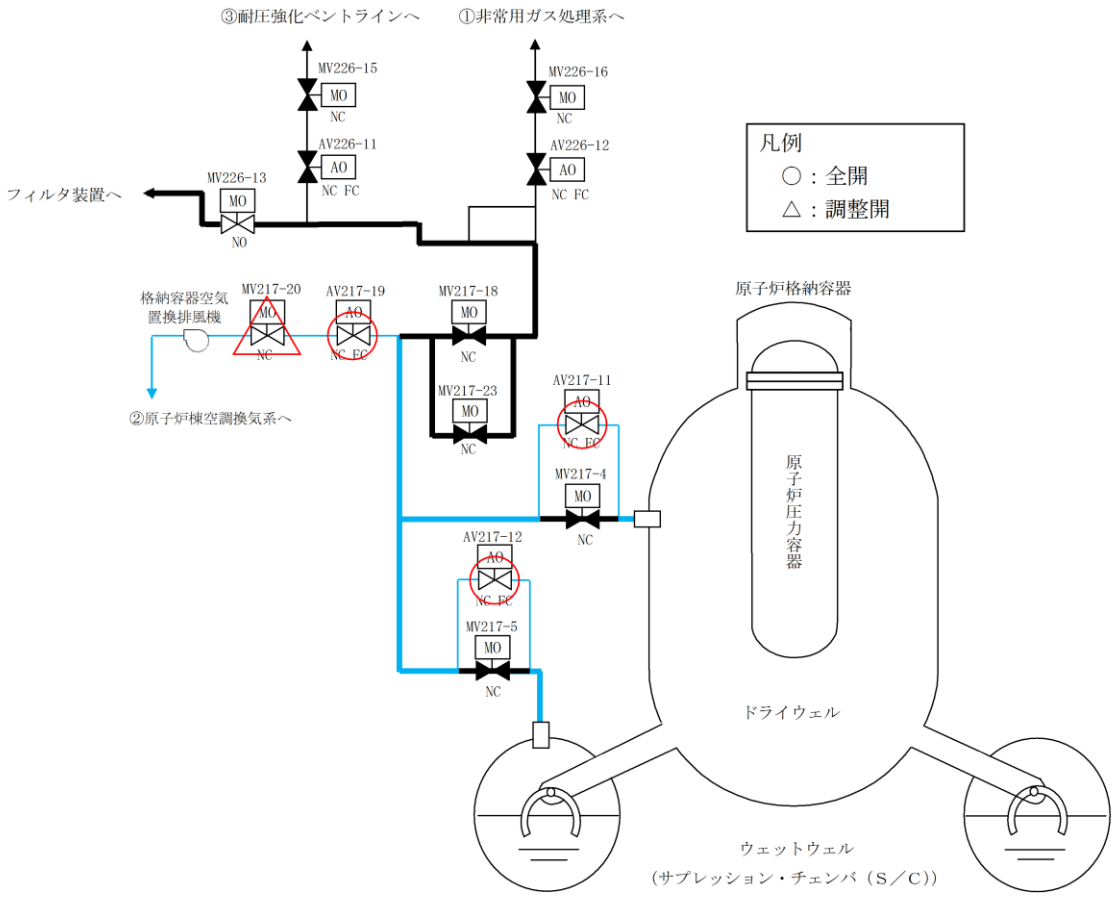


図 14　通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

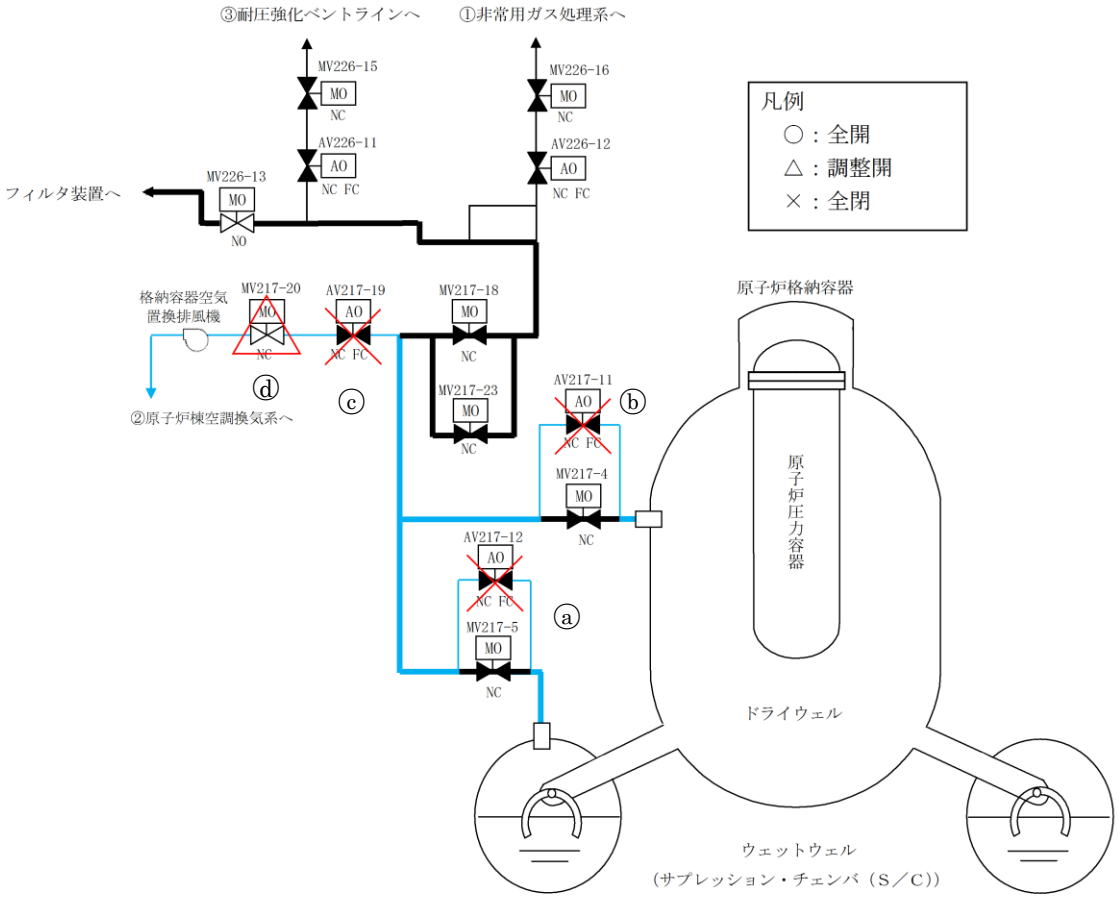


図 15　格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の
系統構成

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，燃料棒有効長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。

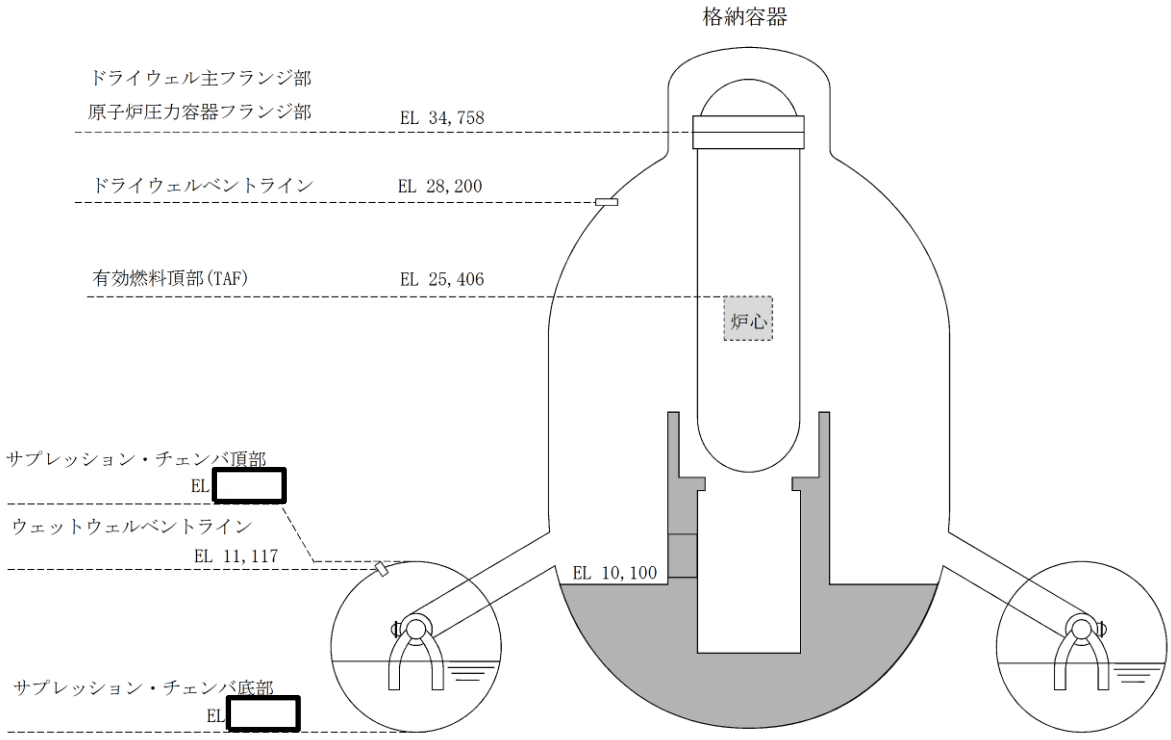


図 16　格納容器の部位毎の高さ

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１）　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。

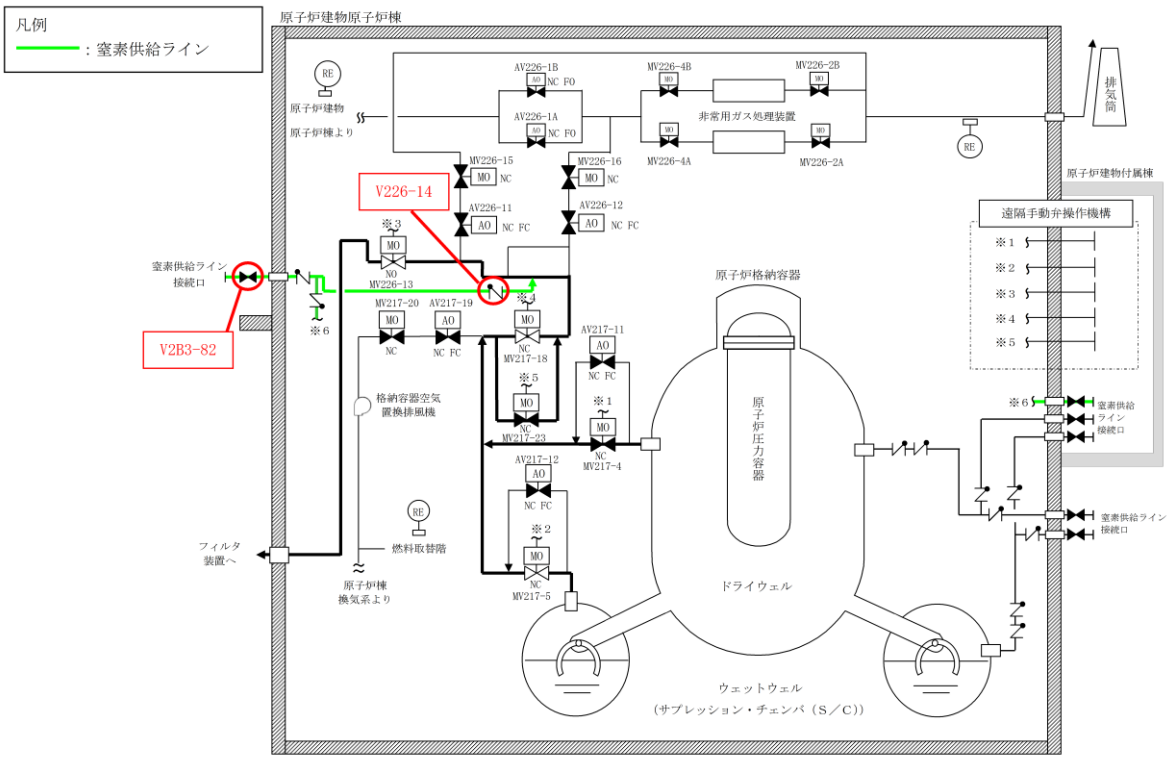


図１　窒素供給ライン　概略系統図

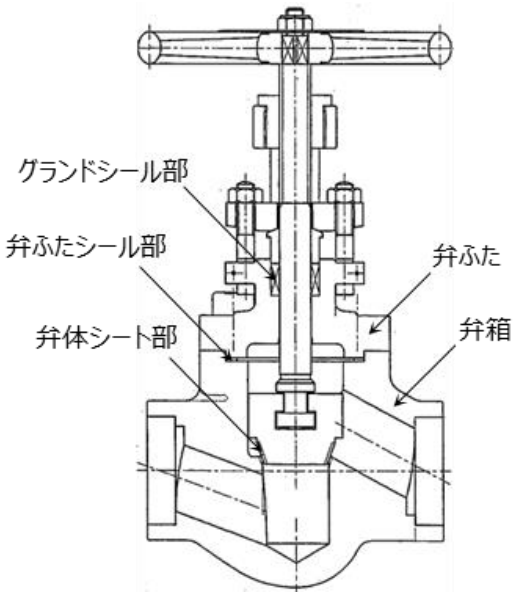


図２　手動弁（V2B3-82）構造図

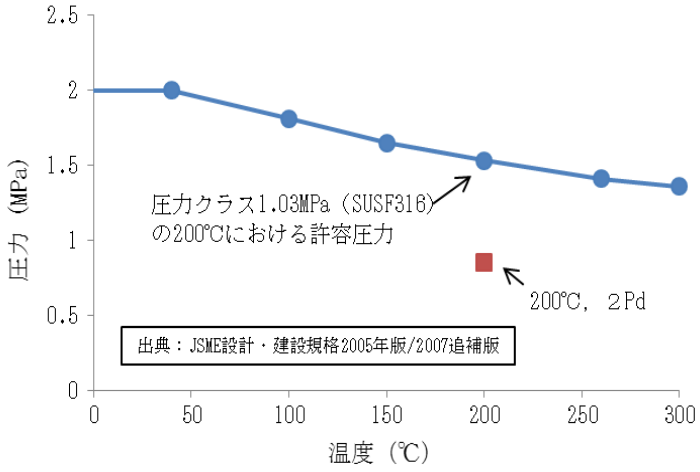


図３　圧力クラス 1.03MPa の温度－許容圧力線図

（参考２）　放出端の雨水防止対策について

格納容器フィルタベント系出口配管の放出端は，図１に示すとおり，放出方向を水平とし，水平部を 1m 以上確保したうえで，先端を 45 度で斜切りした形状としていたが，さらに，図２に示すとおり，先端を約 70 度で斜切りした形状に変更することで，出口配管内に雨水が浸入し難いような対策を図る。なお，放出端には，異物混入防止のためバードスクリーンを設置する。

上記の対策により，出口配管内への雨水の浸入はほぼないと考えているが，出口配管下端の雨水排水ラインの止め弁について，格納容器フィルタベント系の系統待機時における弁状態を閉運用から開運用に変更することとし，系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらない運用とする。雨水排水ラインの止め弁については，ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

図１　格納容器フィルタベント系出口配管（放出端及び雨水排水ライン）

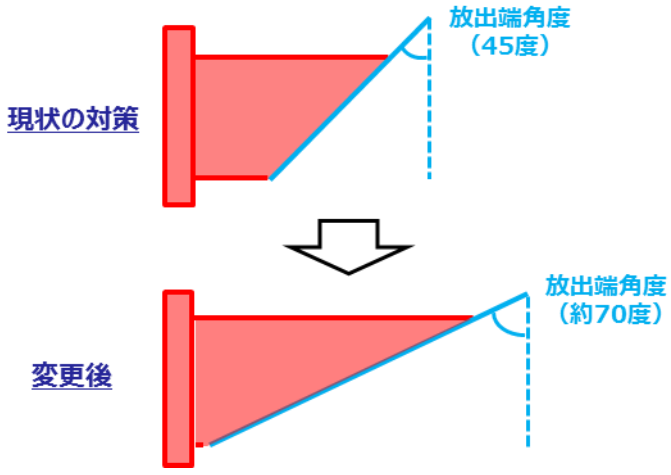


図２　放出端の雨水浸入防止対策

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。

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，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，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格納容器ｐＨ制御については，その効果に期待しないものとした。

ｂ．放出放射能量

大気中への放出放射能量は，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※2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。

※２　「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照

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。

・第１弁（ウェットウェルベントライン）操作位置
（原子炉建物付属棟　１階）
・第１弁（ドライウェルベントライン）操作位置
（原子炉建物付属棟　２階）
・第２弁操作位置（原子炉建物付属棟　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付属棟３階の第２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

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※3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号炉の第１弁，第２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 [redacted] m^3 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。

(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※3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よるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては，Q

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。

ＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。

なお，格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及び屋外の配管内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。

※３　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）と第１弁の開操作場所（W／Wベント時：原子炉建物付属棟１階(EL.15.3m)，D／Wベント時：原子炉建物付属棟２階(EL.23.8m）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第１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。このことから第１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 19mSv 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能量（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）	放出放射能量[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_2O_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能量（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）	放出放射能量[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_2O_3類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

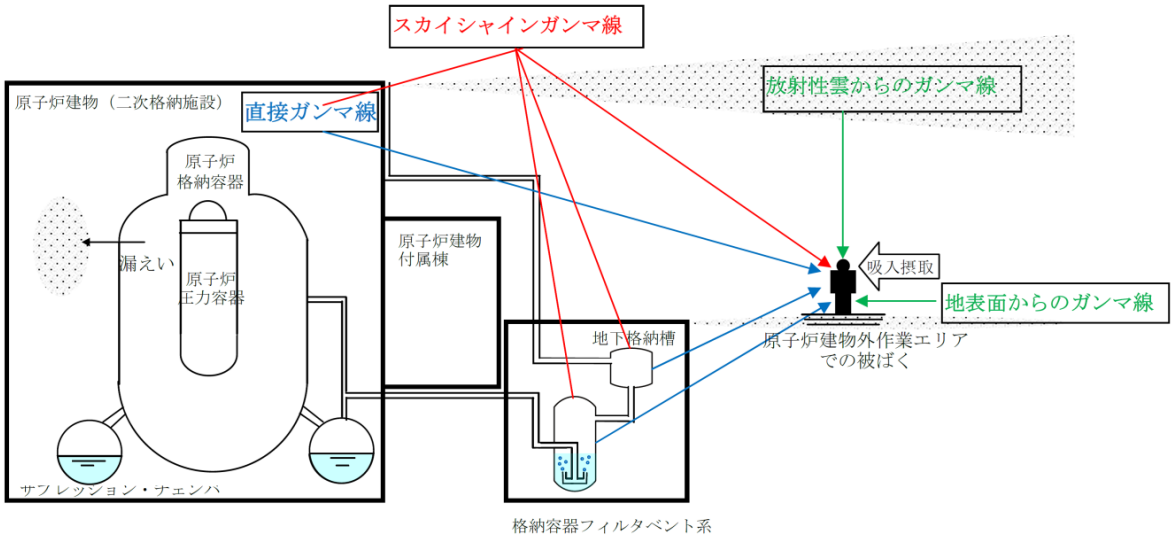


図１　被ばく経路概念図（屋外）

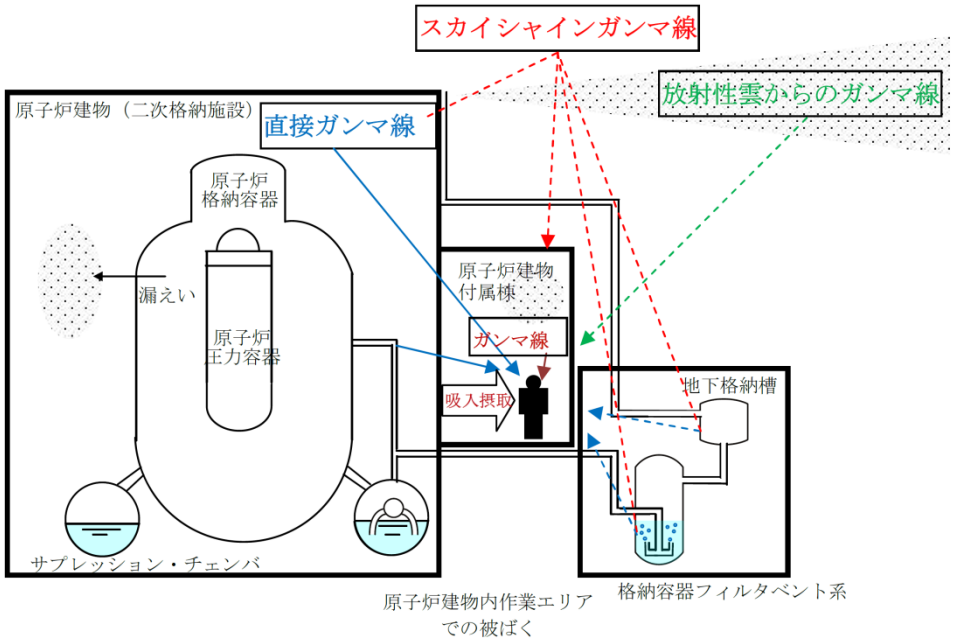


図２　被ばく経路概念図（屋内）

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，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２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	第１弁（Ｗ／Ｗベント操作位置	【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
	第１弁（Ｄ／Ｗベント）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２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]
第１弁（W／Wベント）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}
第１弁（D／Wベント）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２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	第２弁開操作	第１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 10 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(往)：25 分 作業　：60 分 移動(復)：25 分	移動(往)：25 分 作業：95 分 移動(復)：25 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(往)：25 分 作業：40 分 移動(復)：25 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。

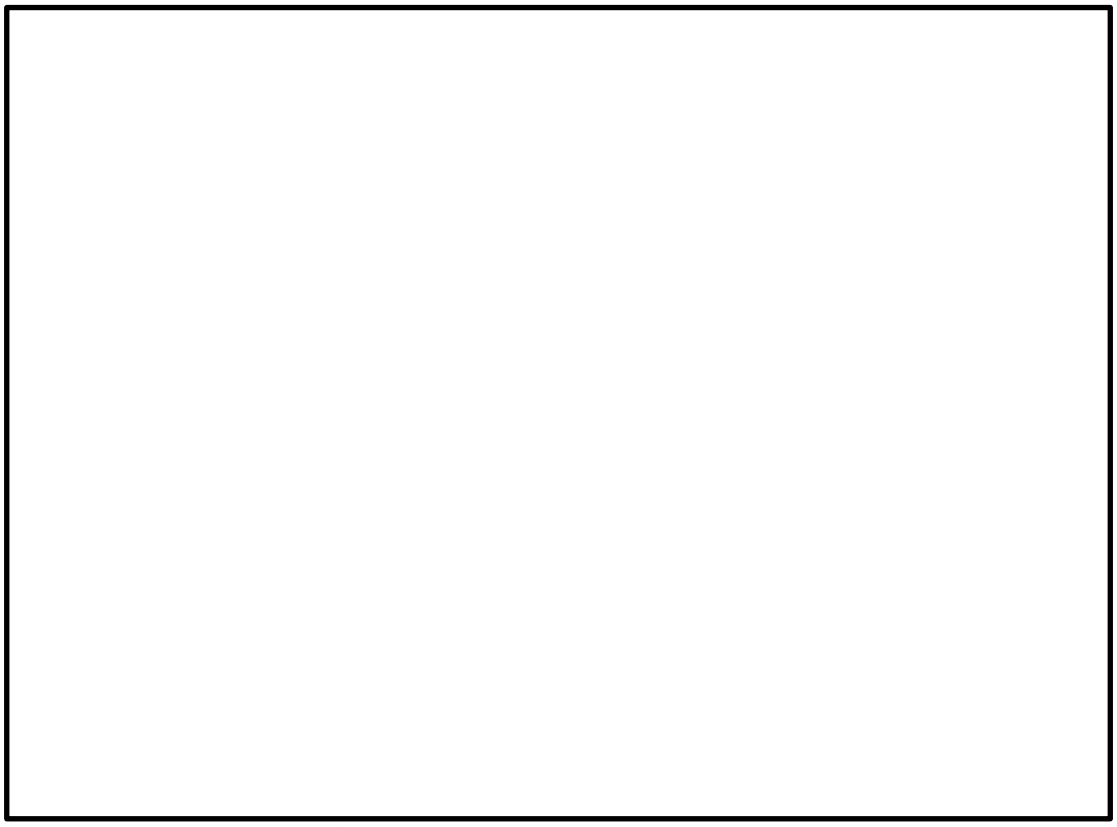


図３　第１弁（W／Wベント）操作場所（原子炉建物地下１階）

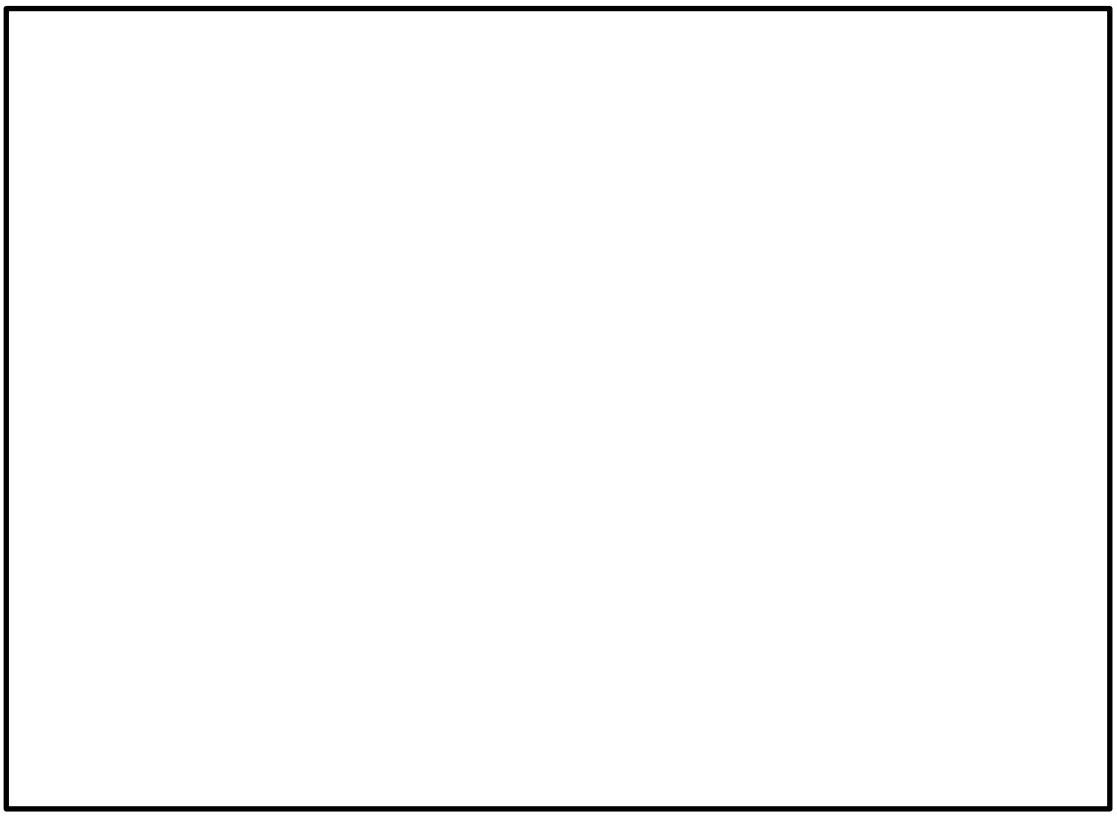


図４　第１弁（W／Wベント）操作場所（原子炉建物１階）

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。

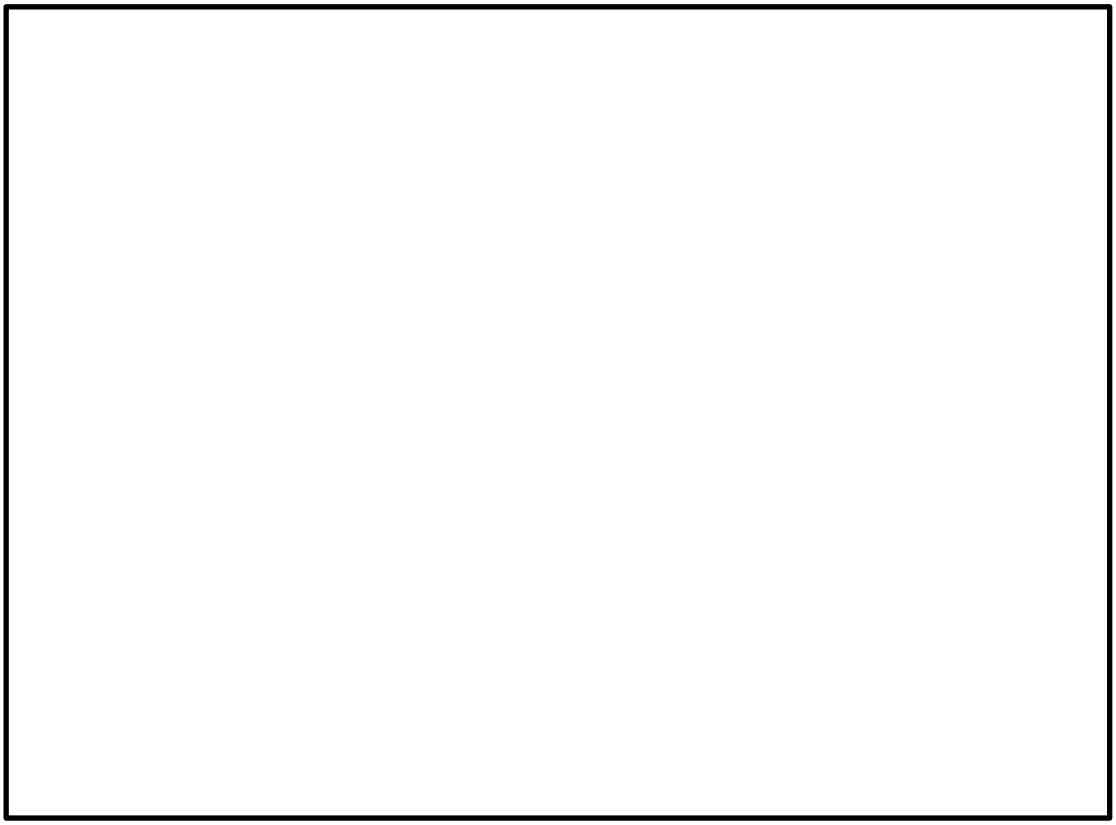


図５　第１弁（Ｄ／Ｗベント）操作場所（原子炉建物２階）

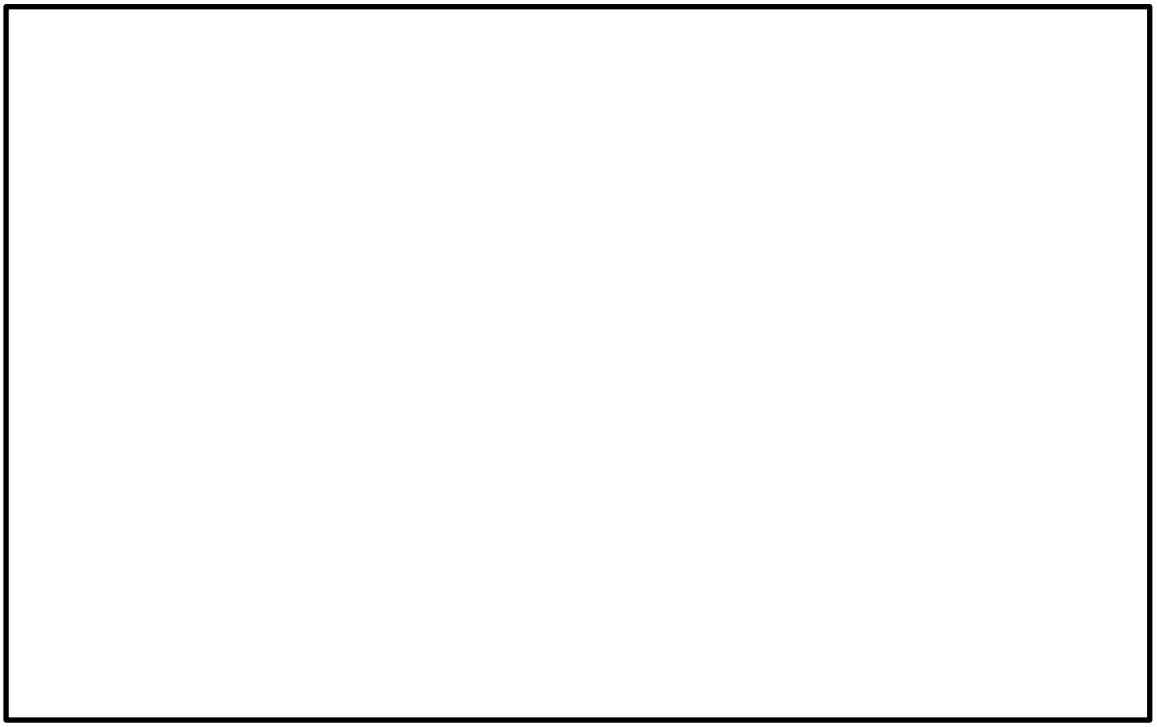


図６　屋外作業場所

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。

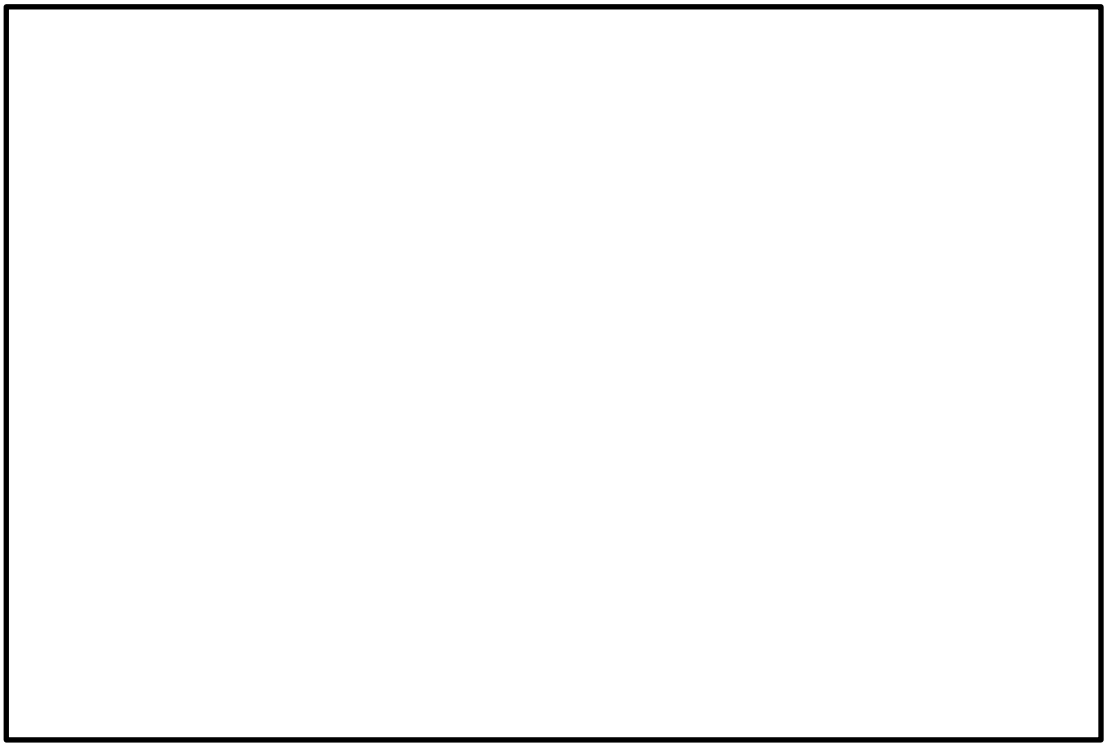


図７　第２弁操作場所（原子炉建物３階）

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	第２弁開操作※1	第１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
原子炉建物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	8.5×10^{-1}	1.1×10^{0}	9.2×10^{-1}	1.4×10^{0}	3.4×10^{-1}	7.0×10^{-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	6.7×10^{-1}	3.7×10^{-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	8.2×10^{-1}	2.9×10^{-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	9.9×10^{0}	1.4×10^{1}	9.4×10^{0}	1.8×10^{0}	3.5×10^{0}	5.5×10^{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	1.2×10^{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	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	－※5
被ばく線量	約 13	約 16	約 13	約 6.3	約 6.8	約 7.5

※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	第２弁開操作※1	第１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
原子炉建物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	8.7×10^{-1}	1.1×10^{0}	9.3×10^{-1}	1.5×10^{0}	3.5×10^{-1}	7.1×10^{-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	6.7×10^{-1}	3.7×10^{-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	8.1×10^{-1}	2.9×10^{-1}	1.0×10^{0}	1.5×10^{0} ※3	1.4×10^{0}	1.6×10^{-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	9.9×10^{0}	1.4×10^{1}	9.4×10^{0}	1.8×10^{0}	3.5×10^{0}	1.2×10^{1}
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	6.2×10^{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	約 13	約 16	約 13	約 5.6	約 6.2	約 19

※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。

$$(x/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i \quad \cdots\cdots ①$$

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。

$$(x/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_o^\infty x/Q(x,y,z)_i\,dz = x/Q(x,y,O)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \quad \cdots ②$$

$(x/Q)_w(x,y)_i$：時刻 i での湿性沈着率［$1/m^2$］
$x/Q(x,y,O)_i$：時刻 i での地表面高さでの相対濃度［s/m^3］
Λ_i：時刻 i でのウォッシュアウト係数［1/s］
（$=9.5\times10^{-5}\times Pri_i^{0.8}$学会標準より）
Pr_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。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}}$$

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

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。

※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ので，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/m³］	①乾性沈着率［1/m²］	②乾性沈着率+湿性沈着率［1/m²］	比（②/①）
原子炉建物（地上 0m）	第１弁（W／Wベント）	1.5×10^{-3}	4.5×10^{-6}	4.5×10^{-6}	1.00
	第１弁（D／Wベント）	1.5×10^{-3}	4.5×10^{-6}	4.5×10^{-6}	1.00
	第２弁	1.5×10^{-3}	4.6×10^{-6}	4.6×10^{-6}	1.00
排気筒（地上 110m）	第１弁（W／Wベント）	3.5×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.23
	第１弁（D／Wベント）	3.5×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.23
	第２弁	3.4×10^{-4}	1.0×10^{-6}	1.3×10^{-6}	1.28
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	第１弁（W／Wベント）	7.4×10^{-4}	2.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.03
	第１弁（D／Wベント）	7.5×10^{-4}	2.2×10^{-6}	2.3×10^{-6}	1.02
	第２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（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）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。

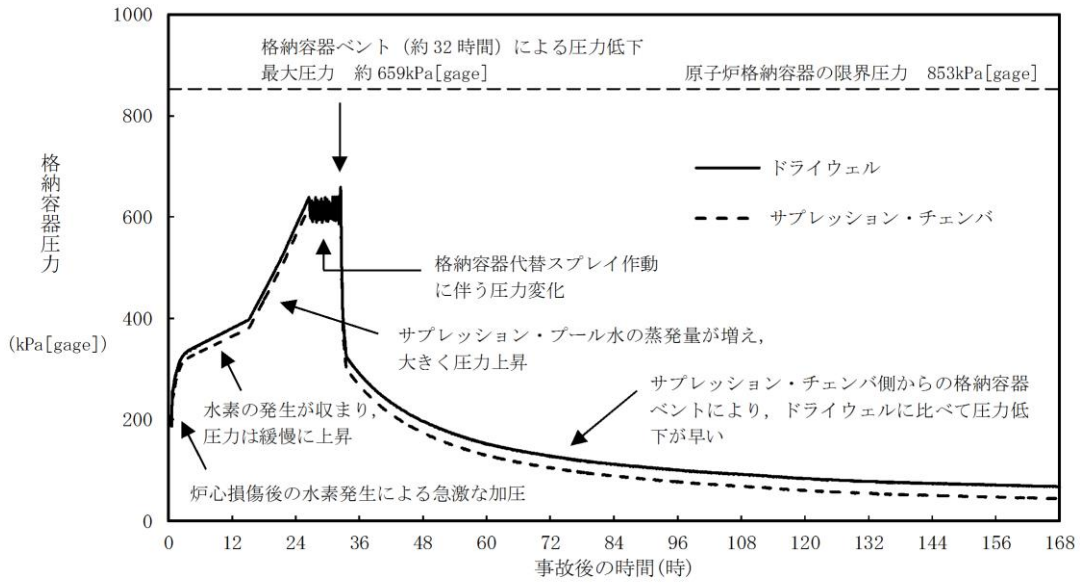


図１　冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失時における格納容器圧力の推移

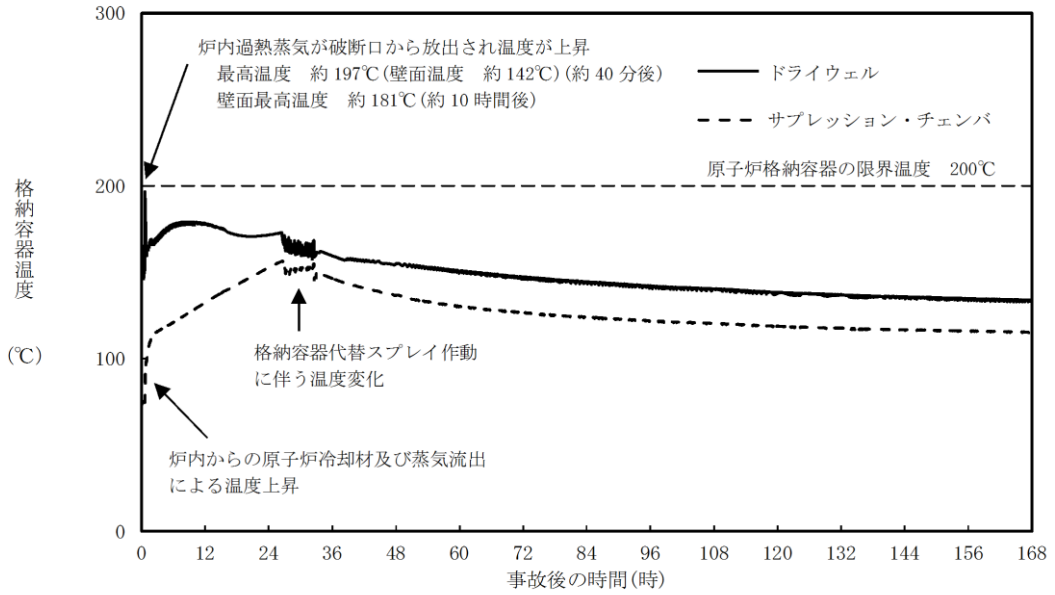


図２　冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失時における格納容器温度の推移

(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，格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（１Pd）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。

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

ここで，

W_{Vent}　：系統流量（kg/s）

Q_R　：定格熱出力（2436×10^3kW）

h_s　：飽和蒸気の比エンタルピ（2750.55kJ/kg @１Pd）

h_w　：飽和水の比エンタルピ（251.15kJ/kg @60℃※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１Pd 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１Pd 以上になれば系統流量も 9.8kg／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 370kW 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：0.01×0.61÷80×0.22＝0.00168%
- ドライウェルベント　：0.01×0.61÷10×0.22＝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（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）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（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）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４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_2O_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 [redacted]

P：許容圧力（MPa）

D_i：胴の内径 [redacted]

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（η＝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。

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　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。

$\Delta P =$ □ (1)

$v =$ □

$=$ □

$=$ □ [m/s] (2)

ここで，P_i，P_o，ρ は以下の通り設定した。

■P_i=0.953MPa[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，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格納容器の圧力以下となる。

■P_o=0.10MPa[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。

■ ρ =1000kg/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。

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。

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。

(3)

(4)

(5)

$=$ $[N/個]$

ここで，A，$sin\alpha$は以下の通り設定した。

■A=

A は噴出出口の面積であり，とする。

■$sin\alpha$=

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。

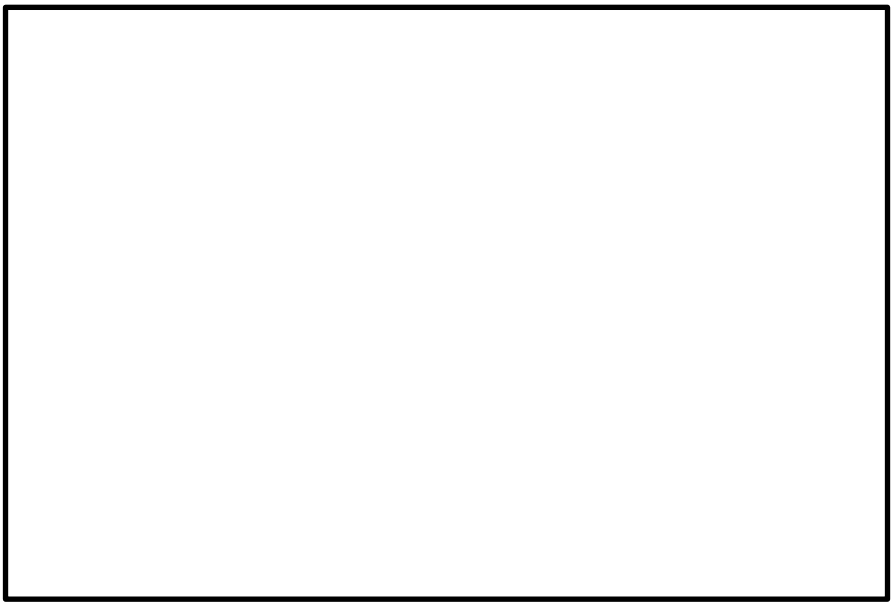


図２　内部配管　はりモデル



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：[redacted] 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	
内部配管サポート	分岐管サポート部	38	162
	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，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，格納容器と同じ 171℃（ドライウェル），104℃（サプレッション・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。

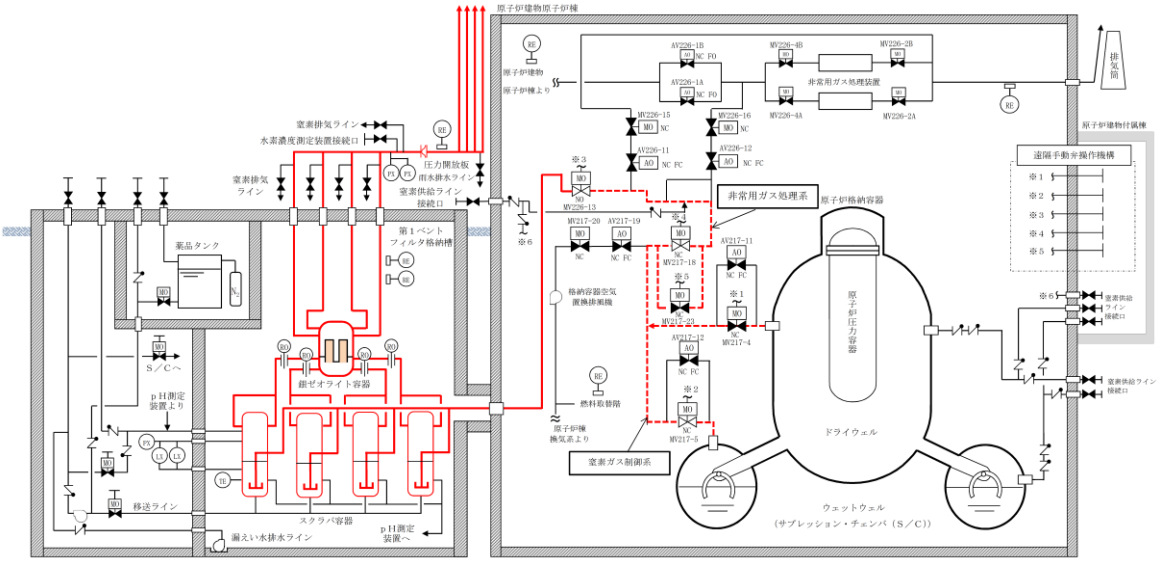


図１　格納容器フィルタベント系　系統範囲図

エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては,エアロゾル移行量を 300kg に設定している。(別紙９)

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

ａ．エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には,希ガスやガス状よう素(無機よう素及び有機よう素)を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち，以下に示すＭＡＰ解析上の特徴を踏まえ，原子炉圧力容器が健全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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は，炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも，溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方，原子炉圧力容器破損時は，原子炉圧力容器破損前に水張りしたペデスタル部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに，最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため，原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は，溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方,溶融炉心がペデスタル部に存在する場合は，溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より，スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

ｂ．対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「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）」シーケンスにおける格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表１に示す。本シーケンスの有効性評価ではW／Wベントを優先して実施することとしているが，ここではＤ／Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。表１より，エアロゾル移行量はW／Wベント時よりＤ／Wベント時の方が多く約3.5kgであるが，格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る300kgである。

表１　静的負荷シーケンスにおけるＦＰエアロゾル移行量

放出する系統	ＦＰエアロゾル移行量
Ｗ／Ｗベント	約0.0018kg
Ｄ／Ｗベント	約3.5kg

フィルタ装置における化学反応熱について

フィルタ装置に移行してくるエアロゾル及び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について評価した結果を以下に示す。

(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱の影響

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルと無機よう素について，スクラビング水との化学反応に伴い発生する反応熱量と，ベンチュリスクラバにおいて捕集された放射性物質から発生する崩壊熱量を比較する。

a．ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは，核分裂生成物エアロゾルとコンクリートから生成するエアロゾルがある。エアロゾルのうち，非水溶性及び難水溶性のものは化学反応しないと考えられるが，ここでは，フィルタ装置に流入するエアロゾル全量（300kg）について化学反応するものとした。さらに，最も反応熱が大きくなる［　　］：コンクリートから生成するエアロゾルの一種）で代表した場合の化学反応による発熱量を計算した。

ベンチュリスクラバに捕集された［　］の化学反応熱は以下のとおり表せ

［　　］

ここで，それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値である。（参考図書１）

［　　］

これらの値より，［　　］となる。よって，１mol の［　　］が反応すると約［　　］の発熱量となる。

ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル［　　］の量は以下の値を用いる。

・［　］の量　　＝ 300 (kg)
・［　］分子量　＝［　］(g/mol)

よって，ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル［　　］の量は約［　　］であるので，反応熱量は約［　　］の発熱となる。

［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。］

b．ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応熱量

ベンチュリスクラバにおける化学反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

[redacted]

ここで，それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。（参考図書１）

[redacted]

これらの値より，[redacted]となる。よって，１mol の無機よう素（I_2）が反応すると約[redacted]の発熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg ある。NUREG-1465（参考図書２）に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195（参考図書３）に基づき，無機よう素生成割合を91%とすると，ベンチュリスクラバにおける無機よう素の量は以下のとおりである。

・無機よう素（I_2）の量　　＝[redacted]（g）
・無機よう素（I_2）分子量　＝ 253.8（g/mol）

よって，ベンチュリスクラバにおいて捕集される無機よう素（I_2）の量は約[redacted]であるので，反応熱量は約[redacted]の発熱となる。

c．影響評価

a，bで算出したエアロゾル及び無機よう素の化学反応熱量の合計は[redacted]の発熱となり，設計上考慮しているスクラバ容器内発熱量(370kW)の 24 時間分の積算値[redacted]に対して約[redacted]%であり，スクラビング水の水位挙動等への影響は十分小さい。

(2) 銀ゼオライトフィルタにおける化学反応熱の影響

銀ゼオライトフィルタにおいてガス状放射性よう素の化学吸着により発生する反応熱量と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から発生する崩壊熱量を比較する。

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。

a．銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の化学反応熱量

銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

[redacted]

ここで，それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。（参考図書１）

[redacted]

これらの値より，[redacted] となる。よって，1mol の有機よう素（CH_3I）が反応すると約 [redacted] の発熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465（参考図書２）に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195（参考図書３）に基づき，有機よう素生成割合を4%とする。また，よう素重量から有機重量への補正（よう化メチルの分子量／よう素の原子量≒1.12）を設定値とすると，銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の量は以下のとおりである。

・有機よう素（CH_3I）の量　　＝[redacted]（g）

・有機よう素（CH_3I）分子量　＝ 141.9（g/mol）

よって銀ゼオライトフィルタに流入する有機よう素は [redacted] であるので，反応熱量は [redacted] の発熱となる。

b．銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の化学反応熱量

銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

[redacted]

ここで，それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。（参考図書１）

[redacted]

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。

熱化学方程式及び標準生成エンタルピーより，[　　]となる。よって，１mol の無機よう素（I_2）が反応すると約[　　]の吸熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465（参考図書２）に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195（参考図書３）に基づき，無機よう素生成割合を 91%，ベンチュリスクラバにおける DF を 100 とすると，銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の量は以下のとおりである。

・無機よう素（I_2）の量　　＝ [　　](g)
・無機よう素（I_2）分子量　＝ 253.8（g/mol）

よって，銀ゼオライトフィルタに流入する無機よう素は約[　　]であるので，反応熱量は[　　]の吸熱となる。

c．影響評価

ａ．ｂ．で算出したガス状放射性よう素の化学反応熱量の合計は[　　]の発熱となり，ガス状放射性よう素が[　　]で銀ゼオライトフィルタに捕集されると考えると，約[　　]となり，以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度}(℃)=\frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量}(W)}{\left(\text{比熱}(J/kg℃)\cdot\text{窒素ガス流量}(m^3/s)\cdot\text{窒素ガス密度}(kg/m^3)\right)}$$

ここで，銀ゼオライトフィルタに流入する窒素ガスの条件は以下のとおり設定した。

・窒素ガス流量 ＝ 100（Nm^3/h）
・窒素ガス比熱 ＝ 1040（J/kg・℃）
・窒素ガス密度 ＝ 1.25（kg/Nm^3）

以上より，銀ゼオライトフィルタの上昇温度は約[　]℃と評価でき，よう素の再揮発等への影響は十分小さい。

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応生成物の影響

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応は以下のとおりである。

[　　]

スクラビング水には化学薬剤として[　　]及び水酸化ナトリウム（NaOH）を添加しており，無機よう素（I_2）が流入することによって，溶解状態の[　　]と[　　]が生成する。

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。

スクラビング水に含まれる [redacted] の量は約 [redacted] ，[redacted] の量は約 [redacted] である。一方，事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465（参考図書２）に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195（参考図書３）に示される無機よう素生成割合を 91%とすると，ベンチュリスクラバにおいて捕集される I_2 の量は約 [redacted] となるため，生成する [redacted] の量は約 [redacted]，[redacted] の量は約 [redacted] となる。

ここで，それぞれの化学種の分子量は以下の値である。

・ [redacted] の分子量　＝ [redacted] (g/mol)
・ [redacted] の分子量　＝ [redacted] (g/mol)

よって，[redacted] は約 [redacted]，[redacted] は約 [redacted] となる。スクラバ容器４基のスクラビング水の保有水量約 [redacted] であり，[redacted] の濃度は約 [redacted]，[redacted] の濃度は約 [redacted] と微量であることから，構造材への腐食の影響はないと考えられ，これらの物質は中性であるため，スクラビング水のｐＨにも影響しない。

(4) 銀ゼオライトフィルタにおける化学反応生成物の影響

銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素と無機よう素の化学反応はそれぞれ以下のとおりである。

[redacted]

[redacted]

この化学反応による化学反応生成物である [redacted] には爆発の恐れがあることが知られている。[redacted] については，[redacted] と [redacted] が発生するため，格納容器内で発生する有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。

格納容器内で発生する有機よう素は [redacted] であり，仮に温度を 200℃（473K）で圧力を保守的に 1atm とすると [redacted] となり，D/W 自由空間容積は約 [redacted] m^3 であるため，格納容器内の有機よう素の濃度は約 [redacted] となる。

よって，有機よう素が銀ゼオライトフィルタで反応し生成する [redacted] の濃度は約 [redacted] であると評価でき，一般に有機化合物の可燃性限界の下限濃度は数%オーダーであることからこのような極低濃度において爆発の恐れはない（参考図書４）。

[redacted] については，熱や光で分解する性質がある。[redacted] は 400℃以上の高温状態において，数時間程度 [redacted] を通気した場合に起こることが知られているが，銀ゼオライトフィルタの温度は 400℃に対して十分低く抑えることができる。また，[redacted]，銀ゼオライトフィル

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。

タは容器内の遮光された環境にあるため，光分解によるよう素の放出は発生しない。

銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素との化学反応においては，の他の化学反応生成物は，安定な固体である 及び極低濃度の であり，銀ゼオライトフィルタの性能に与える影響はない。

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。

≪参考図書≫

1. 化学便覧基礎編改訂３，５版
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”
4. M.G.Zabetakis, ″Flammability Characteristics of Combustible Gases and Vapor.″ U.S.Bureau of Mines Bulletion 627.1965

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

ベント時に格納容器からスクラバ容器に可溶性及び不溶性エアロゾルが流入し，スクラビング水中のエアロゾル濃度の増加に伴い，スクラビング水の粘性が増加することが考えられる。

可溶性及び不溶性エアロゾルによる粘性変化に関する評価を以下に示す。

(1) 可溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが可溶性の場合，スクラバ溶液中では捕集したエアロゾルが溶解し，溶液中の可溶成分濃度が上昇する。可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）を図１，２に示す。

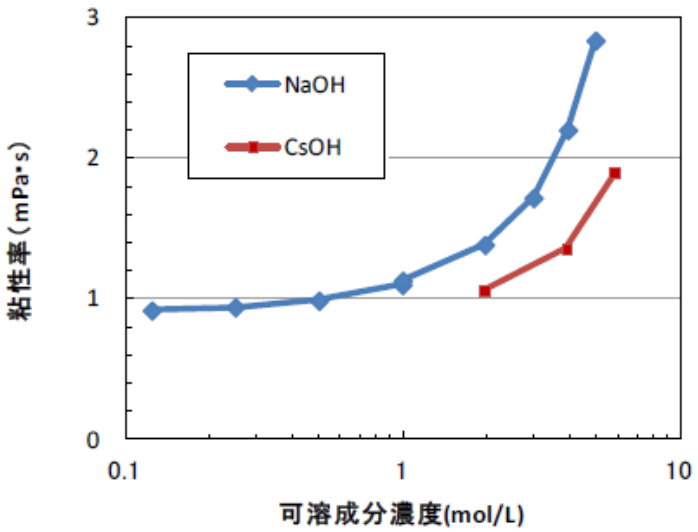


図１　可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）
（NaOH：参考図書１，３，CsOH：参考図書３）

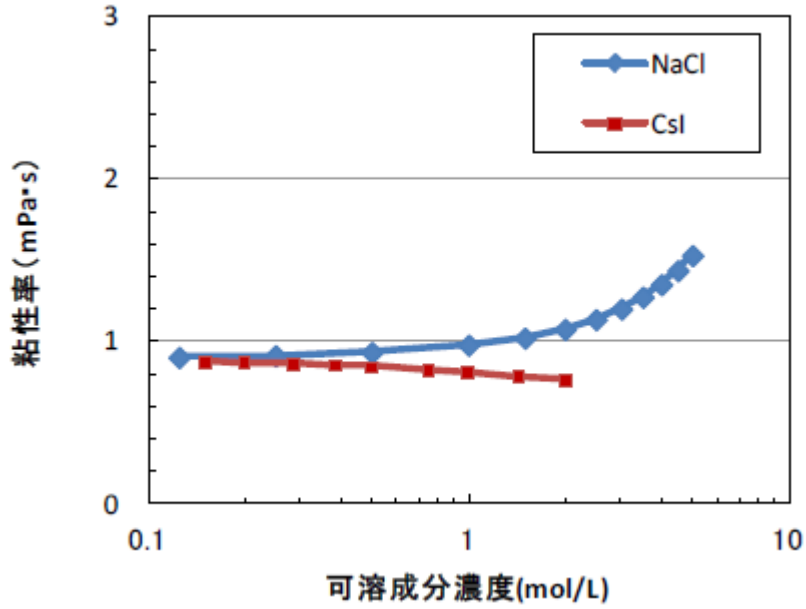


図２　可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）
（NaCl：参考図書４，CsI：参考図書５）

スクラバ容器のスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は，通常水位（約[　　]）で 水酸化ナトリウムが[　　]であり，下限水位（約[　　]）ではそれぞれ[　　]に相当する。ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kg とし，仮に全量がセシウム元素とした場合，可溶性エアロゾルのスクラビング水の濃度は約[　　]となる。これらのモル濃度を合計し，水酸化ナトリウムとして 25℃の水に溶解した際の粘性率を評価すると，約[　　]となる。

ここで，JAVA 試験でのスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は，水酸化ナトリウムが[　　]であり，このモル濃度を合計し，水酸化ナトリウムとして 25℃の水に溶解した際の粘性率を評価すると，約[　　]となる。JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると，スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は 25℃において約[　　]高いと評価できる。

(2) 不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが不溶性の場合，スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書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。

$$\eta / \eta_{\circ} = 1 + 2.5\phi$$

η ：懸濁液の粘性率

$\eta_{\circ}$：分散溶媒の粘性率（25℃における水の粘性率 0.8902 mPa・s）

ϕ ：懸濁粒子の容積分率

上式を用いて，懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図３に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率 2%までを記載）。

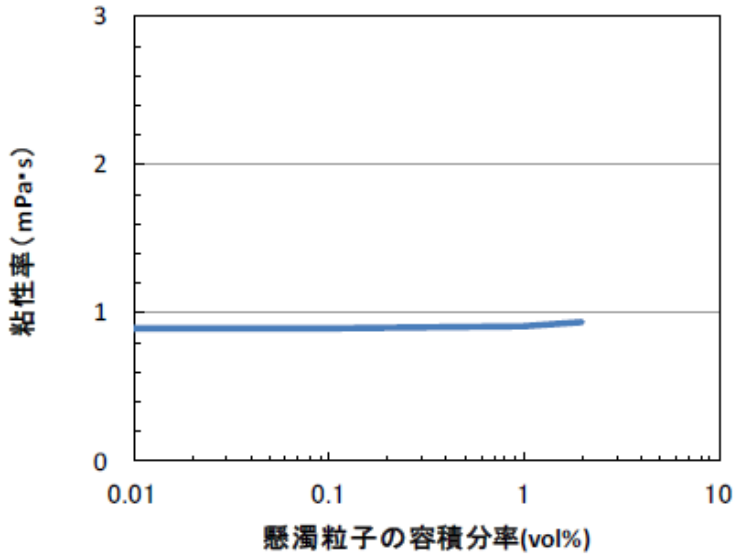


図３　懸濁粒子が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kg とし，仮にエアロゾルの比重を 2.2g/cm^3（MCCI で発生する可能性のある SiO_2 の比重：参考図書２）とした場合，下限水位（約 [redacted] ）での不溶性エアロゾルの容積分率は約 [redacted] であり，粘性率はほとんど変化しないため，不溶性エアロゾルによる粘性率への影響はほとんどないと考えられる。

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

液体の粘性率は温度が上昇するにつれて低下する。純水の粘性率の温度依存性を図４に示す。

JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると，スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は 25℃において約 [redacted] 高いと評価できるが，ベントガスの流入によりスクラビング水の温度は上昇し，粘性率は低下するため，スクラビング水の粘性がスクラバ容器における除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。

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。

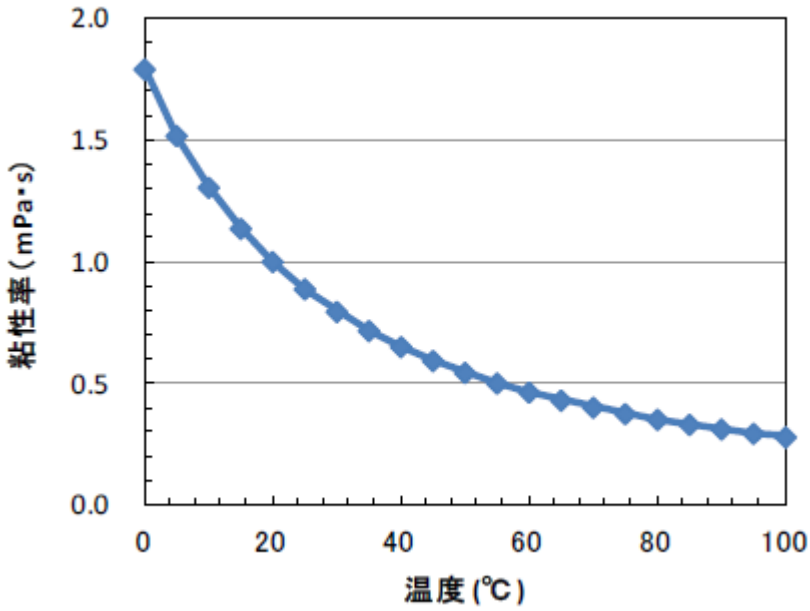


図４　純水の粘性率の温度依存性（参考図書 1）

なお，エアロゾルには有機物が含まれていないため，温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

《参考図書》

1. 化学便覧改訂３版基礎編Ⅱ
2. 岩波理化学辞典第３版
3. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH3)4N+) at 25.0℃, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
4. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150℃ and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. Ⅲ. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)

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

フィルタ装置のうちスクラバ容器を４基構成にすることに対して，フィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮している事項は以下のとおりである。図１にフィルタ装置廻りの系統概要を示す。

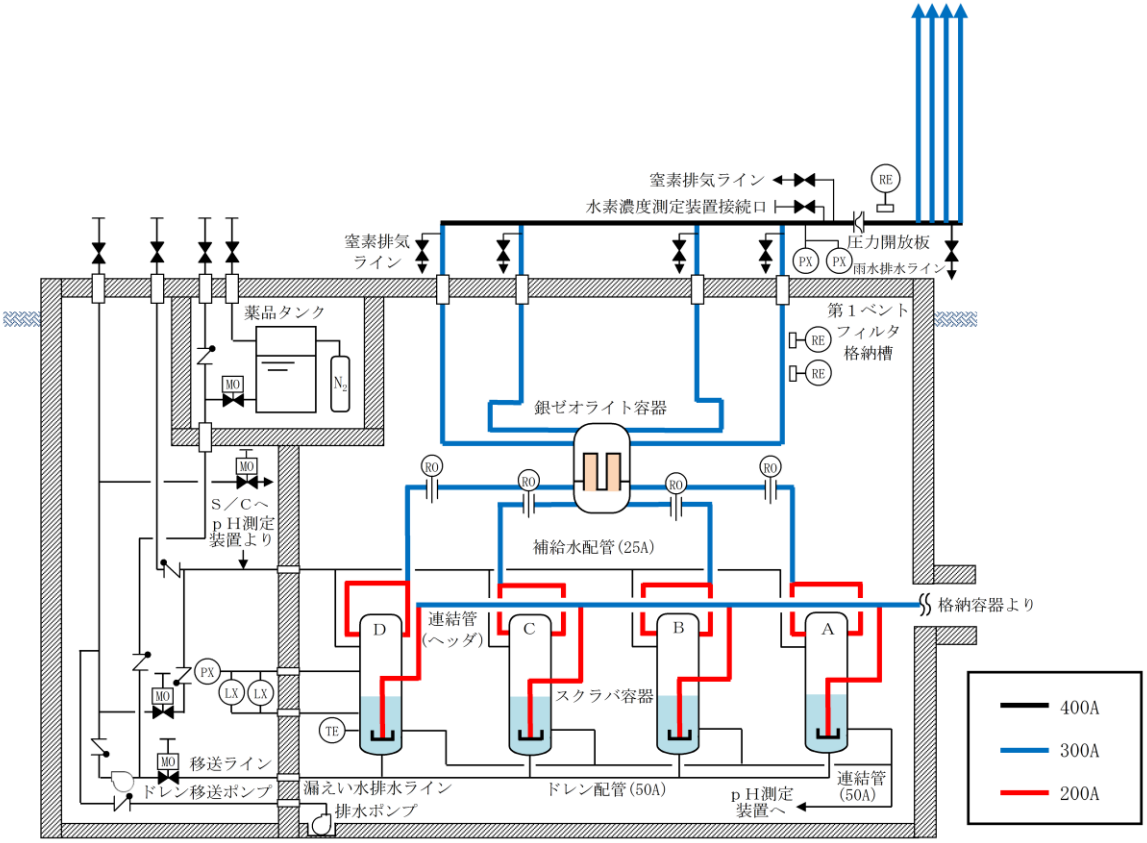


図１　フィルタ装置廻り系統概要図

(1) 配管圧損

各スクラバ容器廻りの配管圧損の差が十分小さくなるよう，配管のルート計画を考慮しており，スクラバ容器入口側に連結管（ヘッダ），スクラバ容器出口側に流量制限オリフィスを設置している。これにより，各スクラバにおけるガス流速（体積流量）を出来るだけ均一になるよう設計しており，各フィルタ装置と接続している分岐部～オリフィスまでの配管の圧損差は，最大でも約 [redacted] と小さく，この圧損差による蒸気流量のばらつきは [redacted] 程度である。したがって，スクラバ容器が４基構成であっても各スクラバ容器のベンチュリスクラバにおけるエアロゾル除去性能に有意な影響はない。また，４つのスクラバ容器は第１ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置し，第１ベントフィルタ格納槽の躯体により遮蔽してい

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。

るため，線量の偏りによる外部への影響はない。ルート別の配管長さ（曲げ数）を表１，ルート別の流速を表２，各フィルタ装置の配管圧損，流量の差を表３に示す。なお，流量制限オリフィス下流はオリフィス穴径に応じた流量となるため，銀ゼオライト容器入口における各スクラバ容器からのガス流速（体積流量）はほぼ一定となる。

表１　ルート別の配管長さ（曲げ数）

（単位：m）

配管ルート	分岐～スクラバ容器		スクラバ容器～オリフィス		合　計	
	300A　（曲げ）	200A　（曲げ）	300A　（曲げ）	200A　（曲げ）	300A　（曲げ）	200A　（曲げ）
A						
B						
C						
D						

注）オリフィス～銀ゼオライト容器の配管長さは同一のため省略

表２　ルート別の流速

（単位：m/s）

配管ルート	分岐～スクラバ容器	スクラバ容器～オリフィス	
	200A	300A	200A
A			
B			
C			
D			

表３　各フィルタ装置の配管圧損，流量の差

	フィルタ装置Ａ	フィルタ装置Ｂ	フィルタ装置Ｃ	フィルタ装置Ｄ
配管圧損の差（kPa[dif]）※				
質量流量（kg/s）				
体積流量@ベンチュリノズル部（m^3/s）				

※分岐～オリフィスの区間

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) スクラビング水位

各スクラバ容器の液相部は連結管により相互に接続しており，各スクラバ容器の水位は同一となるような設計としている。なお，この連結管の配管径は 50A であり，スクラバ容器に流入するエアロゾル粒径に対して十分に大きな設計としており，スクラバ容器へのエアロゾル移行量を考慮してもスクラビング水の粘性率への影響は小さいため，当該ラインが閉塞する恐れはない。

(3) 気相部圧力

各スクラバ容器の気相部は，補給水用配管を通じて連結させることにより，１つの金属フィルタに過大な圧力がかからない設計としている。なお，気相部に含まれるエアロゾルは，スクラビング後の粒径の小さなエアロゾルのみとなるため，当該ラインが閉塞する恐れはない。

(4) 薬剤濃度

フィルタ装置（スクラバ容器）への薬剤の補給については，図２に記載のとおり，常設設備により補給が可能な設計としている。

各スクラバ容器への補給ラインは容器毎にそれぞれ設置している。各ラインの配管圧損は小さく，各スクラバ容器の液相部は，連結管により相互に接続しているため，ほぼ均等に補給でき，スクラビング水位及び薬剤の濃度は均一になると考えられるが，薬剤の補給後は図３に記載のとおり循環運転を実施し，スクラビング水の均一性を確保する設計としている。

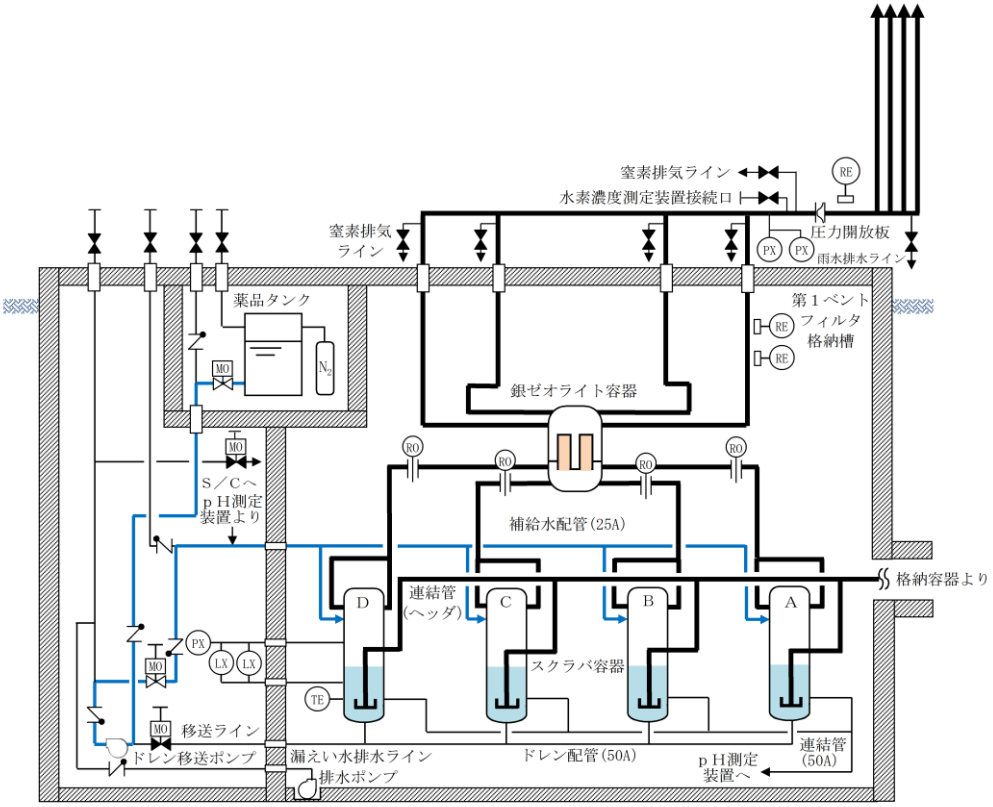


図２　フィルタ装置廻り系統概要図（補給時）

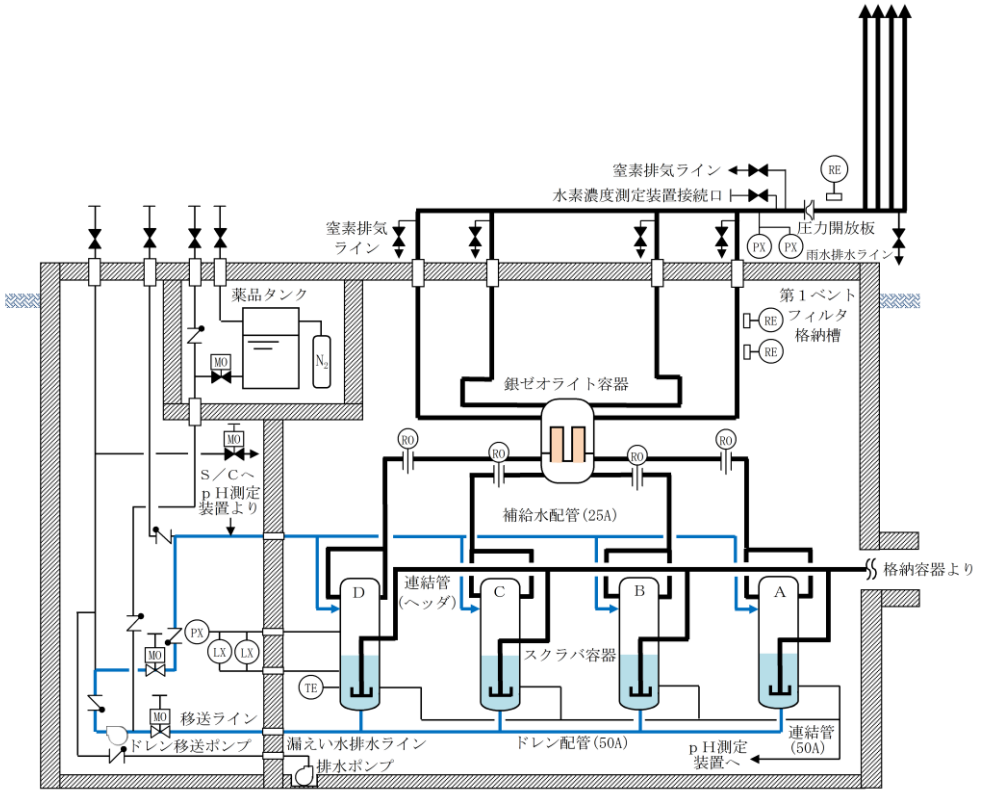


図３　フィルタ装置廻り系統概要図（循環運転時）

（参考１）スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果について

格納容器フィルタベント系は，スクラバ容器４基の構成としていることに対してフィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮しているが，基数による影響を網羅的に確認するため，格納容器フィルタベント系の設計で考慮した事項からスクラバ容器基数による影響が考えられる項目を抽出した。スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果を表１に示す。

表１　スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果（１／２）

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器４基構成における設計考慮事項	影響評価結果
排気容量（ベントガス流量）	スクラバ容器１基当たりのベントガス流量がばらつく可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。	・ベントガス流量が出来るだけ均一になるよう設計しており，ベントガス流量のばらつきは小さい。
放射性物質の除去	スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきがでることで各フィルタ部において除去性能検証試験範囲から逸脱する可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため，各スクラバ容器においてベントガス流量が除去性能検証試験範囲から逸脱することはなく，放射性物質の除去性能への影響はない。
金属フィルタの閉塞	エアロゾルはベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり，一部の金属フィルタが閉塞する可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため，各スクラバ容器へエアロゾルがほぼ均等に流入すること及び金属フィルタへ移行するエアロゾル量は金属フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認していることから，金属フィルタが閉塞する可能性はない。
薬剤濃度	格納容器内で発生した酸性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり，一部のスクラバ容器のスクラビング水のｐＨが下がる可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。 ・薬剤補給後は，スクラバ容器の循環運転を行う。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため，各スクラバ容器へ酸性物質がほぼ均等に流入すること及びスクラビング水は十分な量の薬剤を保有していることから，薬剤濃度への影響はない。 ・各スクラバ容器には薬剤を補給できる設計としており，薬剤補給後はスクラビング水を循環させることで均一性を確保することから薬剤濃度への影響はない。
スクラビング水位	放射性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり，捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水位が下がる可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため，各スクラバ容器へ放射性物質がほぼ均等に流入すること及び各スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続し，スクラバ容器のスクラビング水位が等しくなるよう設計していることから，スクラビング水位への影響はない。

表１　スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果（２／２）

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器４基構成における設計考慮事項	影響評価結果
系統の冗長性	系統に冗長性を持たせている格納容器の接続位置とベント弁は，フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
位置的分散	すべてのスクラバ容器を第１ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
水素対策	可搬式窒素供給装置により窒素置換が可能なため基数による影響なし。	－	－
悪影響防止	他系統とは弁により隔離しているため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
現場操作	ベント弁は，フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
補給・排水操作	各スクラバ容器に補給水配管及びドレン配管を設置することから，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
排気処理	放出口の高さは，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
外部事象，地震，津波，溢水，火災，環境条件に対する考慮	すべてのスクラバ容器を第１ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
作業員被ばく低減	すべてのスクラバ容器を第１ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
圧力開放板	スクラバ容器出口配管の合流部に圧力開放板を設置することから，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
水素及び放射性物質濃度の監視	スクラバ容器出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
スクラバ容器周りの計装	各スクラバ容器に水位，圧力及び温度を監視する計器を設置することから，スクラバ容器の基数による影響なし。スクラビング水ｐＨ計は，液相部の連結管に設置することから，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－
試験又は検査	各スクラバ容器に点検用のマンホールを設置していることから，スクラバ容器の基数による影響なし。	－	－

（参考２）ベントガス流量のばらつきに対する影響評価の詳細について

格納容器フィルタベント系は，スクラバ容器４基構成としており，スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することで，スクラバ容器の性能に影響がでる可能性がある。このため，スクラバ容器１基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響を評価した。

１．ベントガス流量のばらつきの評価

フィルタ装置入口配管の分岐部から各スクラバ容器入口までの圧力損失とベントガス流量を評価した結果，フィルタ装置の入口流量比の差は格納容器内圧力１Pd時において［　　］，格納容器内圧力２Pd時において［　　］であった。フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量を表１及び表２に示す。

表１　PCV 圧力１Pd におけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器入口ガス流量 (m^3/s)	スクラバ容器入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

表２　PCV 圧力２Pd におけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器入口ガス流量 (m^3/s)	スクラバ容器入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

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．流量のばらつきによる影響

スクラバ容器１基当たりの流量のばらつきが発生した場合には,以下の影響により，所定の性能を発揮することができない可能性がある。

（１）性能検証試験範囲からの逸脱

格納容器フィルタベント系は，想定する運転範囲としてベントガス流量を[redacted]としており，このベントガス流量が各スクラバ容器に均等に分配されるように設計している。このため，スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきが発生し,各スクラバ容器で想定している流量が増減することで，想定している運転範囲から逸脱する可能性がある。この結果，除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し,所定の除去性能が発揮できない可能性がある。

（２）エアロゾルによる金属フィルタの閉塞

スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったスクラバ容器に流入するエアロゾル量が増加し,金属フィルタの閉塞が発生する可能性がある。

（３）格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水のｐＨの異常低下

スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったスクラバ容器に流入する酸性物質の量が増加し,スクラビング水のｐＨが異常に低下する可能性がある。

（４）捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下

スクラバ容器１基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより，一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果，流量が大きくなったスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなり,放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラビング水が異常に低下する可能性がある。

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．ベントガス流量のばらつきによる影響評価

スクラバ容器１基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響について評価を行い，所定の性能に影響がないことを確認している。確認結果の詳細は以下のとおり。

（１）性能検証試験範囲からの逸脱

格納容器圧力２Pd 時におけるベントガス流量のばらつき［　　］に対する影響評価結果は以下のとおり。

ａ．ベンチュリスクラバ

図１にベンチュリノズルにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図１より，流量にばらつきが発生した場合においても，除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから，ベンチュリスクラバにおける運転範囲への影響はない。

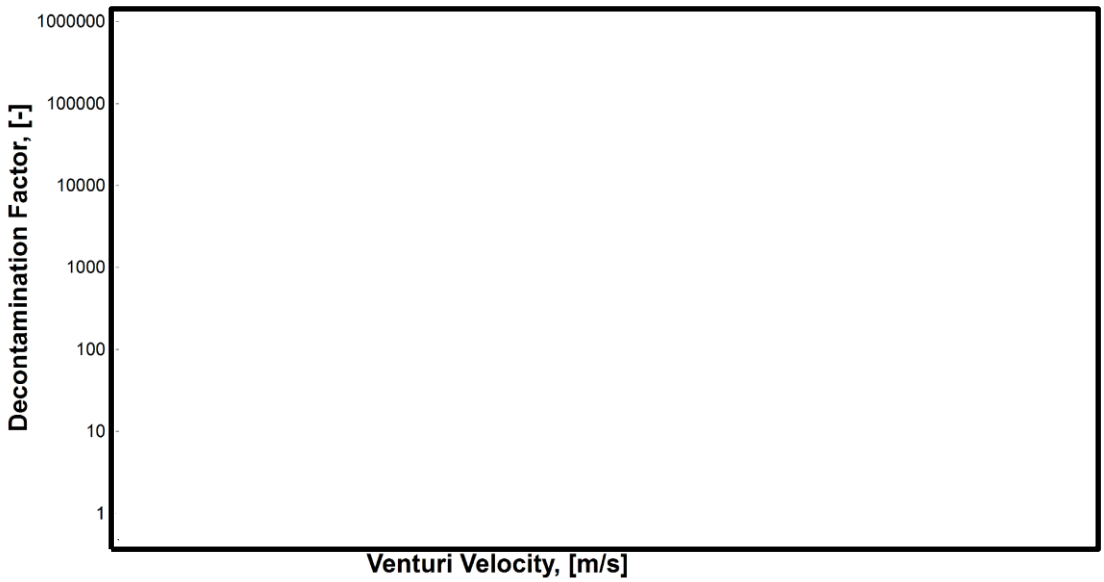


図１　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

なお，ベンチュリスクラバでは，無機よう素も捕集・保持するが，除去性能に影響を与える因子はスクラバ溶液のｐＨであり，流速に依存しないためベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集・保持に影響はない。

ｂ．金属繊維フィルタ

図２に金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図２より，流量にばらつきが発生した場合においても，除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから，金属繊維フィルタにおける運転範囲への影響はない。

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。

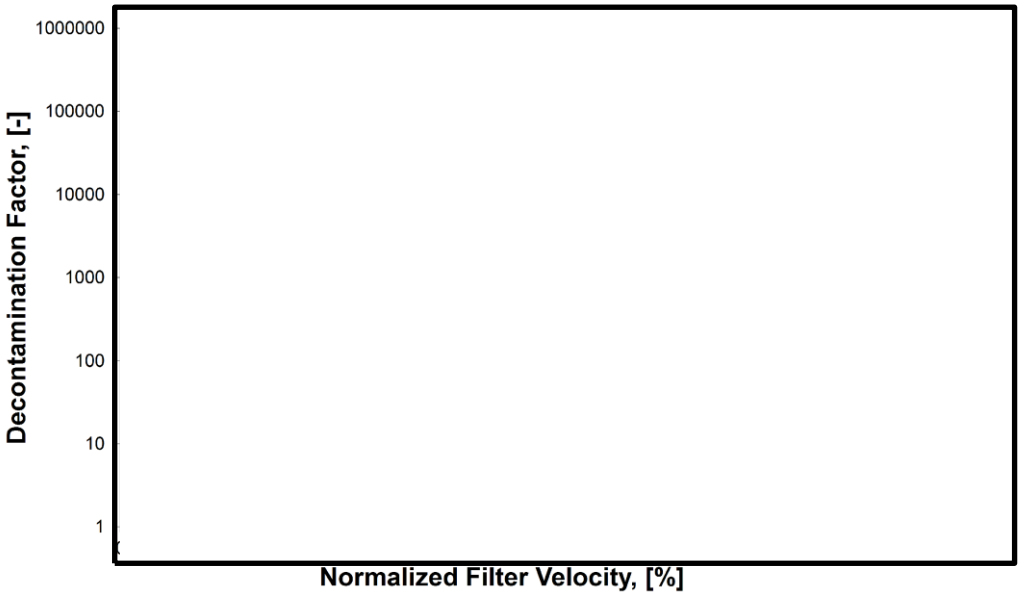


図２　金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

（２）エアロゾルによる金属フィルタの閉塞

想定するエアロゾル量(300kg)がスクラバ容器に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は[redacted]であり，ベントガス流量が[redacted]増加した場合においてもその移行量は[redacted]（[redacted]×[redacted]）のため，金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量[redacted]に対して小さいため，金属繊維フィルタの閉塞が生じる可能性はない。なお，有効性評価（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できない場合））におけるエアロゾルの金属フィルタへの移行量は[redacted]であり，金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量に対して十分小さい。

なお，金属フィルタのドレン配管の口径は[redacted]であり，これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は[redacted]で極めて小さく，また，ドレンが排出できる十分な配管口径であることから，ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。（別紙 24）

（３）格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水のｐＨの異常低下

保守的に格納容器内で発生した酸性物質（約[redacted]mol）が全てスクラバ容器へ移行した場合,スクラビング水をアルカリ性に維持するためには[redacted]mol 以上の　水酸化ナトリウム　が必要となり，その濃度は[redacted]である。これに余裕をみて待機時には，スクラビング水の濃度を[redacted]以上とすることで，待機時の水酸化ナトリウムは[redacted]としている。

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。

ベントガス流量が [redacted] 増加した場合のスクラバ容器１基当たりの酸性物質の移行量は，[redacted] であり，待機時のスクラバ容器１基当たりの水酸化ナトリウム [redacted] より小さいためスクラビング水のｐＨへの影響はない。

（４）捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下

ベントガス流量が [redacted] 増加した場合に，一部のスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなるため，その崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水の蒸発量は増加する。一方，他のスクラバ容器では流入する放射性物質が少なくなるためスクラビング水の蒸発量は減少することになり，４基のスクラバ容器全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり，スクラビング水位の低下への影響はない。また，一部のスクラバ容器のスクラビング水が減少した場合は，連結管によりスクラビング水の水位は均一となる設計としているため，スクラビング水位の低下への影響はない。

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３）気相部及び液相部の連結管について

格納容器フィルタベント系は，スクラバ容器４基の構成としており，スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連結管により接続している。連結管の設置目的及び連結管の口径の根拠を以下に示す。

１．連結管の設置目的

スクラバ容器に気相部及び液相部に設置する連結管の設置目的（役割）を以下に示す。

（１）気相部の連結管

ａ．各スクラバ容器気相部の圧力を同等にすることで１つの金属フィルタに過大な圧力がかからないようにする。また，スクラバ容器の水位を同等とする。

ｂ．補給設備へ接続する。

（２）液相部の連結管

ａ．各スクラバ容器の水位を同等とする。

ｂ．ｐＨ測定装置へ接続する。

２．連結管配管径の適切性

配管口径については，むやみに圧力損失が増え，動力，最高使用圧力を増加させることがないように，また，浸食，配管振動を生じさせないように，配管内流速を表１に示す目安以下に抑えることを考慮して選定している。

表１　配管内流速の目安

液体の種類	波動の状態	基準流速
淡水		
蒸気・ガス		

スクラビング水はベントに伴い，蒸気凝縮，捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが，液相部の連結管によりスクラビング水が移動し，移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連結管を流れることで，スクラビング水位は同等となる。この際，スクラバ容器の気相部の圧力は同等となる。

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。

よって，スクラビング水の水位差が生じた場合において，表１より液相部の配管内流速を［　　］以下，気相部の配管内流速を［　　］以下に抑えることを考慮し，液相部の連結管を 50A，気相部の連結管を 25A と設定している。

（１）スクラビング水が均一になる場合の配管内流速

スクラビング水の水位が等しくなる場合の液相部及び気相部の配管内流速について確認するため，何らかの要因で２基のスクラバ容器のスクラビング水の水位差が［　　］※1から均一になった場合について評価する。評価は，２基のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図１に示す。

※１：スクラバ容器の機能を喪失しない範囲（スクラビング水の上限水位～下限水位）における水位差として設定

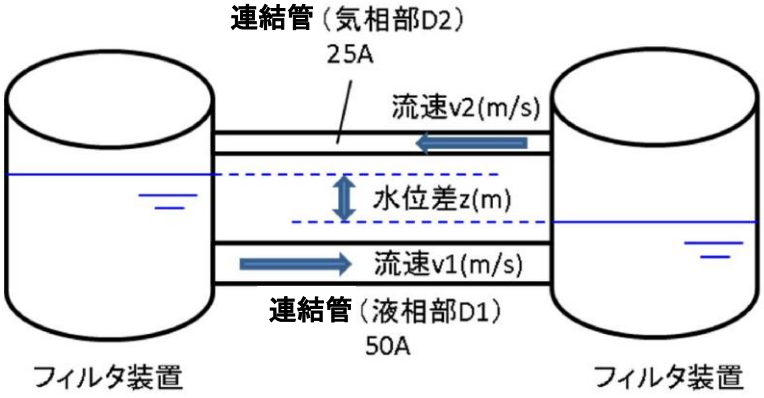


図１　評価モデル図

２基のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液相部の連結管の流速は以下の式に基づき計算する。

$$\Delta h = \lambda \frac{L}{D} \frac{v^2}{2g}$$

Δh　：圧力損失（初期水位差ｚ：［　　］）
λ　　：管摩擦係数（［　　］）
L　　：連結管の長さ
D　　：連結管内径
V　　：流速
g　　：重力加速度（9.80665m/s^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。

流体抵抗であるL/Dの算出にあたり，配管内流速が大きくなるよう，最も距離が短いスクラバ容器Ｃ～Ｄの連結管の長さを選択した。

表２　連結管の流体抵抗

連結管	L/D
スクラバ容器Ａ～Ｂ	
スクラバ容器Ａ～Ｃ	
スクラバ容器Ａ～Ｄ	
スクラバ容器Ｂ～Ｃ	
スクラバ容器Ｂ～Ｄ	
スクラバ容器Ｃ～Ｄ	

評価の結果，液相部の配管内流速は［　　］となる。また，気相部の連結管は，液相部の連結管を流れる流量と同等のベントガス等が流れるため，気相部の連結管の配管内流速は［　　］となる。

以上より，液相部の目安［　　］以下かつ気相部の目安［　　］以下であり，液相部の配管口径50A及び気相部の配管口径25A で問題ないことを確認した。

（２）スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送する場合の配管内流速

ベント終了後のスクラビング水のサプレッション･チェンバへの移送については，ドレン移送ポンプの定格流量である約10 m^3/h が50Aの配管内を流れることを考えた場合，流速は約1.3 m/s となる。

以上より，液相部の目安［　　］以下であるため，液相部の配管口径50Aで問題ないことを確認した。

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４）スクラバ容器に水位差が発生した場合の液面振動

格納容器フィルタベント系は，ベントガス流量を同等とする設計及び４基のスクラバ容器を連結管で接続する設計としており，スクラビング水の水位差が生じることは考えにくい。

仮に，何らかの要因によりスクラバ容器に水位が発生した場合の液面振動について評価を行った。評価は，２台のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図１に示す。

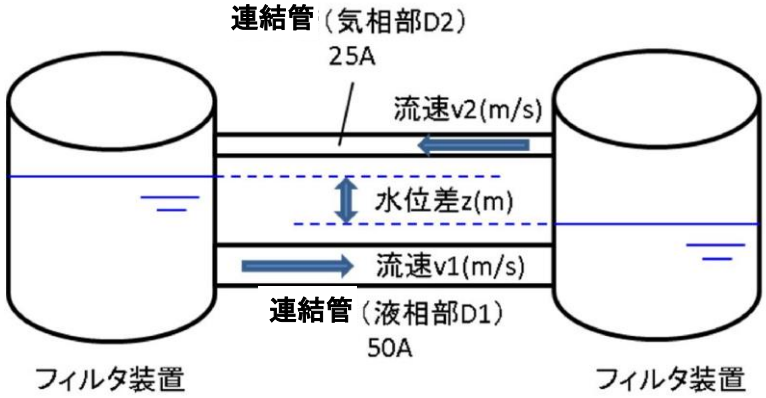


図１　評価モデル図

２台のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液面振動の水位差zと固有振動数f_uは以下の式 に基づき計算する。

$$\frac{dz}{dt}=\frac{\sqrt{2}n}{m}\sqrt{mz+1-(mz_0+1)exp\{m(z-z_0)\}} \qquad (式\ 1)$$

$$m=\frac{2gcF_1F_2}{lf(F_1+F_2)} \qquad (式\ 2)$$

$$n=\sqrt{\frac{gf(F_1+F_2)}{l(F_1+F_2)}} \qquad (式\ 3)$$

$$f_u=\frac{n}{2\pi} \qquad (式\ 4)$$

F1，F2　：スクラバ容器１基の断面積（　　）
c　：連結管の摩擦抵抗係数（　　）
f　：連結管の断面積（　　）
l　：連結管の長さ（　　）
g　：重力加速度（9.80665m/s^2）
z　：水位差（m）
z_0　：初期水位差（　　）
f_u　：固有振動数（Hz）

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。

振幅が最大になるとき，液面の時間変化(dz/dt)は０になると考えられることから，（式１）は以下の式へ変形できる。

$$mz + 1 - (mz_0 + 1)exp\{m(z - z_0)\} = 0 \qquad (式\ 5)$$

ここで，(式２)より m ＝[　　]となる。また，振幅が最大となる場合の水位差は，図２に示すとおり z ＜０ となることから(式５)内の$exp\{m(z - z_0)\} \rightarrow 0$ となるため，振幅の最大値は以下の式で計算できる。

$$mz + 1 = 0$$

よって，

$$Z = -\frac{1}{m} = -1.41(mm)$$

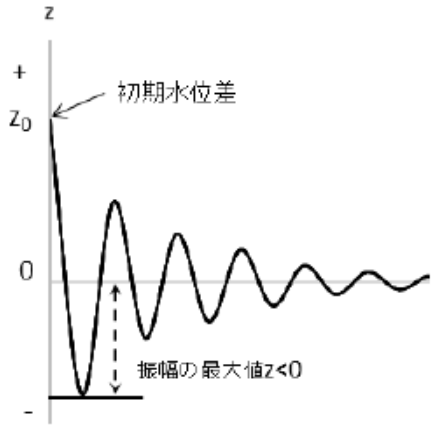


図２　振幅のイメージ

以上より，何らかの要因により水位差が[　　]となった場合の液面振動の振幅は最大でも[　　]であり，液面振動を考慮しても上限水位である[　　]に対し余裕があるため液面振動による影響はない。[　　]その時のスクラバ溶液の最高水位は約[　　]であり，有効性評価における７日後の水位は下限水位に対し余裕がある。

また，(式３)及び(式４)より液面振動の固有振動数 f_u は[　　]未満であり，剛構造であるスクラバ容器の[　　]に対し十分小さいことから，液面振動がスクラバ容器と共振することはない。

なお，スクラバ容器４基間での液面振動を評価するため，前述の評価において，スクラバ容器断面積F_2 を２基分の断面積として評価を実施した結果，液面振動の振幅は最大でも[　　]未満であり，固有振動数は[　　]未満であることから液面振動の影響はないと考えられる。

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。

（参考５）格納容器フィルタベント系の設計経緯について

格納容器フィルタベント系の当初設計，設計変更内容及びフィルタ性能への影響評価については以下のとおり。

（１）当初設計

- フィルタベント設備のシステム設計としては，海外でスクラバ容器を２基構成とした実績があり，島根２号機においても地下格納槽内の配置スペースの観点で容器をコンパクトに設計するため，スクラバ容器を複数基とする設計が可能であることをベンダーに確認したことから，スクラバ容器を複数基で構成するシステムを採用した。
- スクラバ容器の容量として，スクラバ容器の設計崩壊熱量 370kW に対応できるスクラビング水量を確保するため，性能検証試験（JAVA 試験）で使用された容器と同等の高さのスクラバ容器を４基設置することとした。
- スクラバ容器を４基構成としたことから，フィルタ装置出口配管についても４本構成とした。

（２）設計変更

- フィルタベント設備の設計を進める段階で，スクラバ容器では捕集できない有機よう素を捕集するために銀ゼオライト容器を追加することを決定し，スクラバ容器下流に追設した。銀ゼオライト容器については，必要な容量と設置スペースを考慮し，１基構成とした。
- 銀ゼオライト容器の追設に伴い，流量制限オリフィスの位置を銀ゼオライト上流としたことにより，フィルタ装置出口配管４本にそれぞれ設置することとしていた圧力開放板にかかる圧力が低下し，圧力開放板の破裂枚数に応じた配管圧損を計算した結果，圧力開放板が２枚破裂すると残り２枚の圧力開放板上流の圧力が設定破裂圧力 80 kPa[gage] を下回ることを確認したため，フィルタ装置出口配管について途中で１本の配管（400A）に合流させ，圧力開放板を１個設置する設計に変更した。

（３）フィルタ性能への影響評価

- スクラバ容器を４基構成とした場合でも，各スクラバ容器の配管圧損の差が十分小さくなるよう配管のルート計画を考慮しており，ベント流量のバラつきを評価した結果，性能に影響は無いことを確認している。
- フィルタ装置出口配管を４本構成とした場合でも，フィルタ装置出口配管の圧力損失が小さくなるよう配管口径を 300A とし，流量制限オリフィスにおける圧力差を確保することで，ベントガス流速の運転範囲が性能検証試験範囲内であることを確認している。

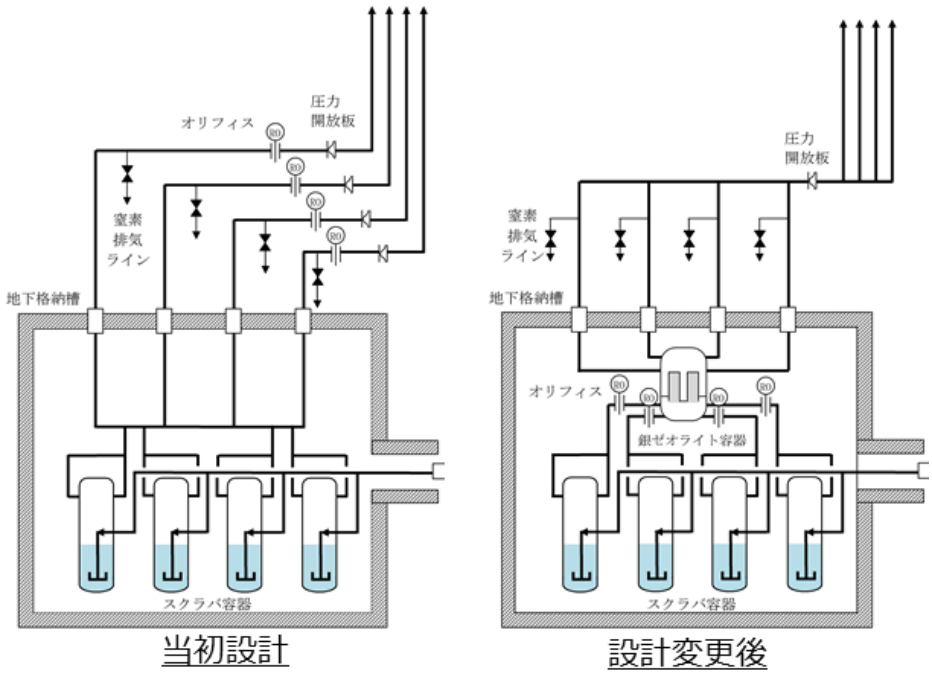


図１　格納容器フィルタベント系の設計変更の経緯

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

格納容器フィルタベント系は，フィルタ装置入口配管，フィルタ装置（スクラバ容器，銀ゼオライト容器），フィルタ装置出口配管等で構成し，材料としては，ステンレス鋼，炭素鋼を使用し，重大事故時においても所定の機能を確保・維持できるよう，使用環境を考慮した設計条件を設定し，構造設計を行っている。また，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，エポキシ系等の防食塗装を行う。

格納容器フィルタベント系の構造に関わる主な設計条件を表１，格納容器フィルタベント系の材料範囲図を図１に示す。

表１　格納容器フィルタベント系の主な構造設計条件

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）
	427kPa[gage] （流量制限オリフィス以降）
最 高 使 用 温 度	200℃
機　器　ク　ラ　ス	重大事故等クラス２
耐　　震　　仕　　様	基準地震動Ｓｓにて機能維持

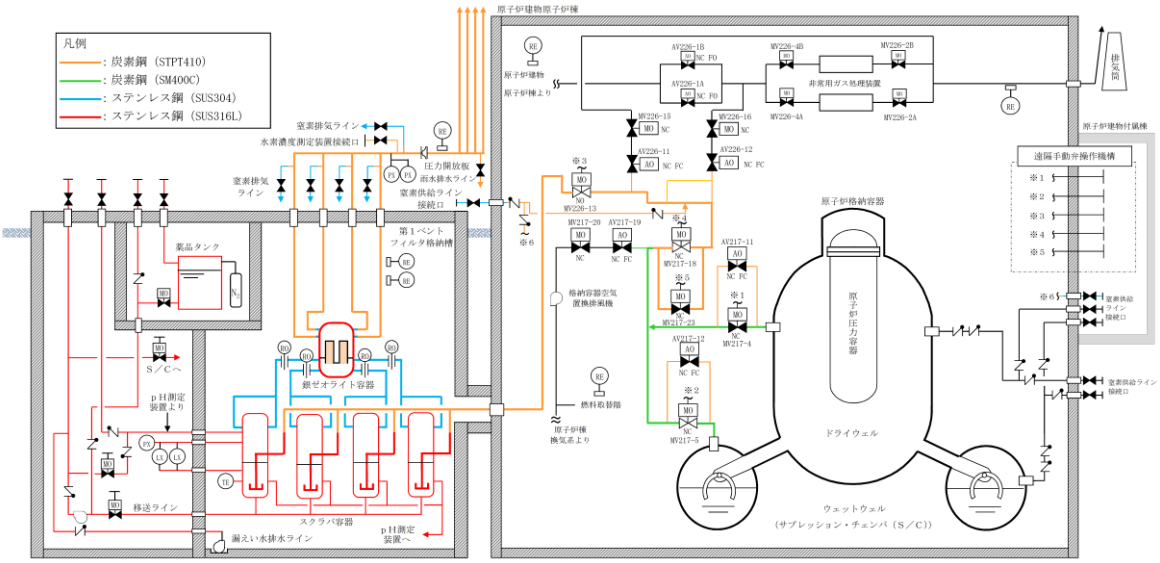


図１　格納容器フィルタベント系の材料範囲図

格納容器フィルタベント系のうち，スクラバ容器については，容器内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量下）を考慮して，頑健性を高めた構造設計に加えて，スクラビング水の漏えい防止対策として，スクラバ容器接液部における設計上の考慮事項を設けている。スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の具体的な考慮事項を表２，スクラバ容器の構造概略図を図２に示す。

表２　スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の考慮事項

接液部	漏えい防止に係る設計上の考慮事項
スクラバ容器本体	➢ マンホール蓋は溶接閉止構造とし，漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は，製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し，欠陥がないことを確認する。 ➢ 接液部は，化学薬剤（[redacted]及び水酸化ナトリウム）が添加されたスクラビング水に通常晒されること，重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより，漏えいポテンシャルの低減を図る。
配管・弁 ・ベントガス入口管 ・ドレンライン ・容器連絡管 ・計装ライン	➢ 容器・配管・弁の取り合いは，原則溶接接続とし，漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は，製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し，欠陥がないことを確認する。 ➢ 弁箱と弁蓋の取り合い部のようなフランジ接続部は，適切なガスケットパッキンを使用し，ボルトの締め付け管理により，漏えい防止を図る。（表３参照） ➢ 接液部は，化学薬剤（[redacted]及び水酸化ナトリウム）が添加されたスクラビング水に通常晒されること，重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより，漏えいポテンシャルの低減を図る。

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。

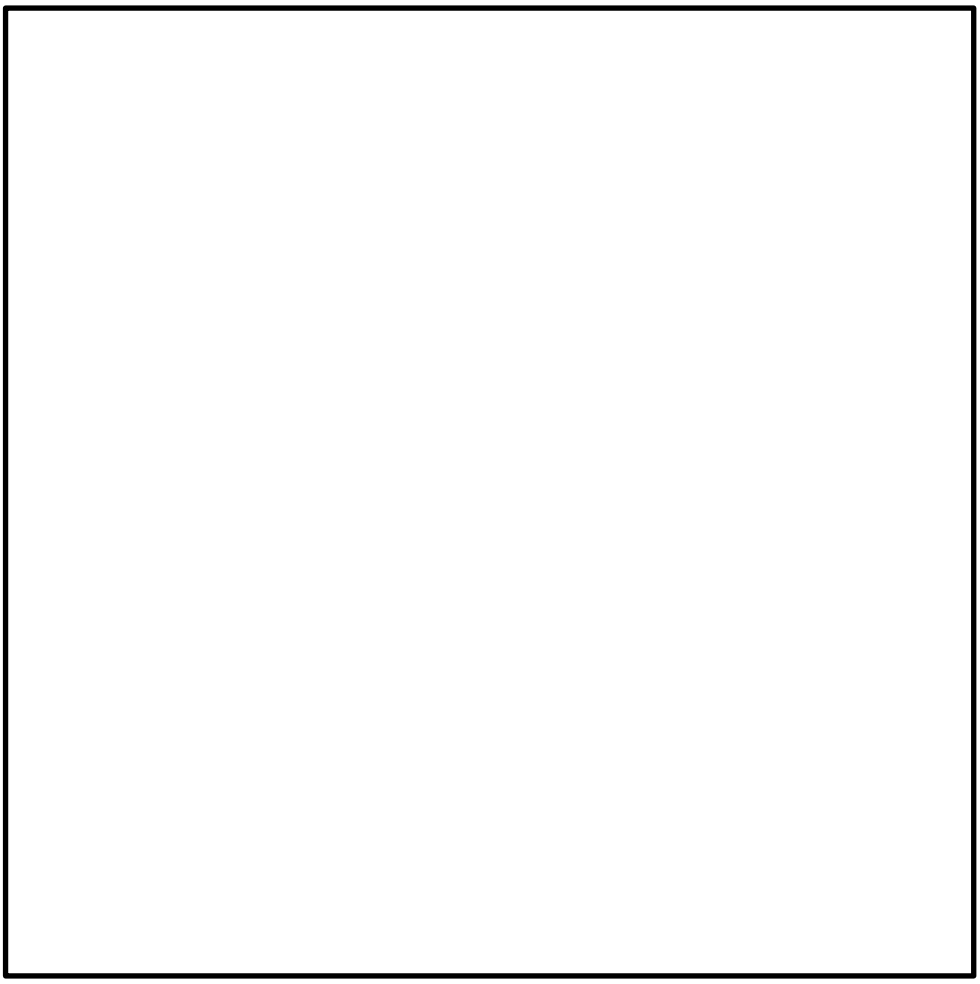


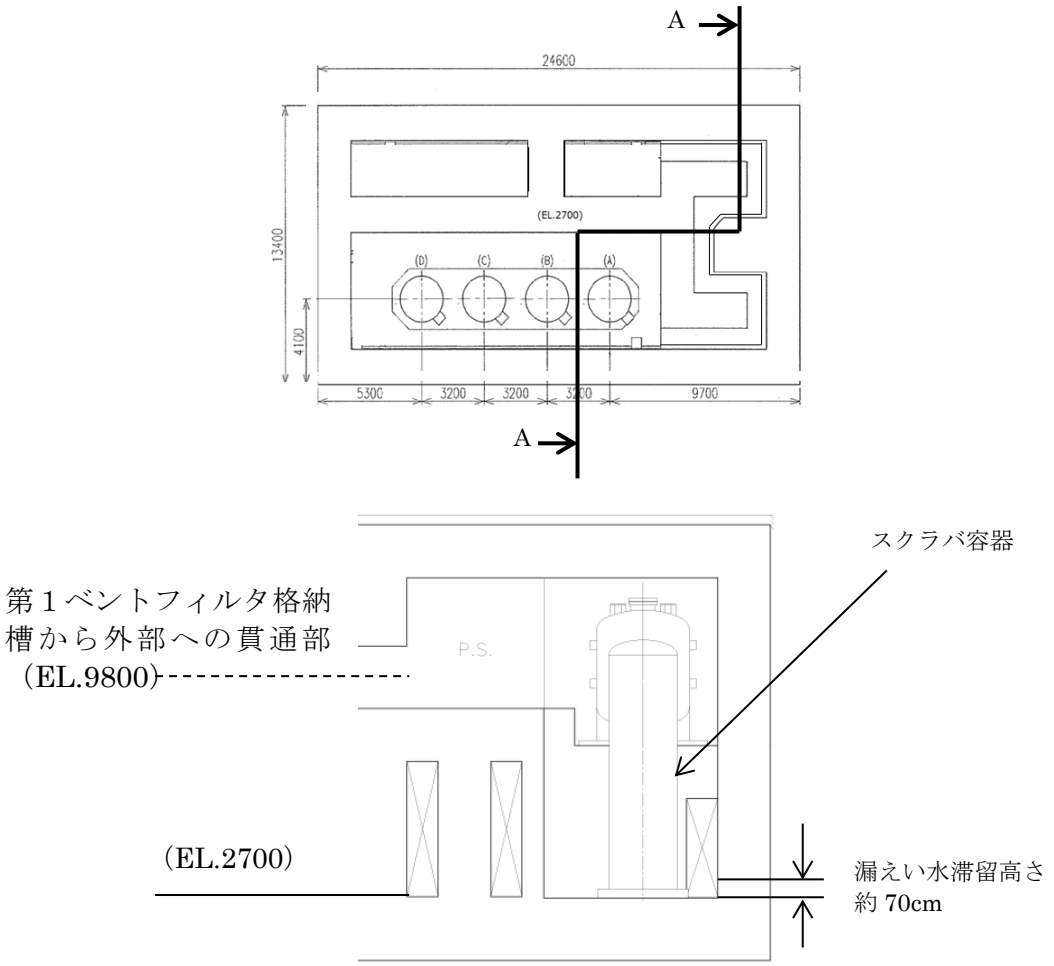
図２　スクラバ容器の構造概略図

表３　主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
バタフライ弁と配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり，格納容器フィルタベント系は，設計・製作・検査により，スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが，万一スクラバ容器外にスクラビング水が漏えいした場合でも，漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には，スクラバ容器を設置している第１ベントフィルタ格納槽（鉄筋コンクリート造）内への漏えい水滞留箇所（溜めマス）及び漏えい検知器の設置，格納槽のコンパートメント化（樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理）を行う。第１ベントフィルタ格納槽の貫通部は，図３に示すとおり想定水没部以上の位置にあり，貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。（別紙 18）

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－Ａ断面）

図３　第１ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と漏えい水の高さの関係

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

格納容器フィルタベント系は，自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象の外部事象，内部溢水並びに意図的な航空機衝突に対して，原子炉建物外の地下の第１ベントフィルタ格納槽内に配置する等，表１（１/５～５/５）のとおり考慮した設計とする。

なお，想定する外部事象は，「設置許可基準規則」第四十三条（重大事故等対処設備）において考慮する事象とする。ただし，洪水，地滑り，生物学的事象（海生生物），ダムの崩壊，有毒ガス及び船舶の衝突については，発電所の立地及び格納容器フィルタベント系の設置場所等により，影響を受けないことから考慮する必要はない。

表１　格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（１／５）

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風（台風）	荷重（風） 荷重（飛来物）	屋内 屋外	竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重（風） 荷重（飛来物） 荷重（気圧差）	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，竜巻飛来物等により損傷する可能性があるため，損傷が確認された場合は，必要に応じて原子炉の運転を停止し補修を行う。
	凍結	凍結	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外気温の影響を受け難く，また，凍結の影響を考慮すべきスクラビング水を内包するスクラバ容器には，保温材を取り付けることにより凍結しない設計とする。
			屋外	屋外に設置されている排気配管については，雨水排水ラインを設けることにより雨水が蓄積しない構造とし，凍結により機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	降水	浸水 荷重	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，止水処理を実施することにより，降水による浸水，荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板は，滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに，系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

表１　格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（２/５）

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重（積雪） 閉塞	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，積雪し難い構造とするとともに，系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，多量の積雪が確認される場合には，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	積雪と地震の組合せ	荷重（積雪） ＋地震力	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されている排気配管，圧力開放板については，積雪し難い構造となっており，積雪と地震を組み合わせても影響は増長しない。 なお，多量の積雪が確認される場合には，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内 屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については，排気筒，各建物等への避雷針，棟上導体の設置，接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止により，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響（降下火砕物）	荷重 閉塞 腐食	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，降下火砕物が堆積し難い構造とするとともに，系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお，降下火砕物の堆積が確認される場合には，除灰を行う等，適切な対応を実施する。 化学的影響（腐食）防止のため，屋外に敷設される排気配管（炭素鋼配管）外面には防食塗装を行う。

表１　格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（３/５）

外部事象			影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	火山の影響と風，積雪との組合せ		荷重（降下火砕物）＋荷重（風）＋荷重（積雪）	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
				屋外	屋外に設置されている排気配管，圧力開放板については，降下火砕物の堆積及び積雪し難い構造となっており，火山の影響，風及び積雪を組み合わせても，影響は増長しない。なお，降下火砕物の堆積及び積雪が確認される場合には，除灰，除雪を行う等，適切な対応を実施する。
	生物学的事象		電気的影響（小動物の侵入による電気設備の損傷）	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
				屋外	地下の第１ベントフィルタ格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより，小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	外部火災	森林火災	温度（輻射熱） 閉塞	屋内 屋外	機器を内包する原子炉建物，地下の第１ベントフィルタ格納槽及び屋外に設置される機器は，防火帯の内側に配置し，森林との間に適切な離隔距離を確保することで，必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して，ばい煙等が建物内に流入するおそれがある場合には，原子炉建物の換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し，影響を防止する。

表１　格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（４／５）

外部事象			影響モード	設置場所	設計方針
外部人為事象	外部火災	近隣工場等の火災・爆発	温度（熱） 爆風圧 飛来物	屋内 屋外	近隣の産業施設，発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両，発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物タンク（重油タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク等）による火災，爆発による爆風圧，飛来物に対して，離隔距離を確保し，影響を受けない設計とする。
	電磁的障害		サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内 屋外	日本工業規格（ＪＩＳ）等に基づき，ラインフィルタや絶縁回路の設置により，サージ・ノイズの侵入を防止するとともに，鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。
	飛来物（偶発的な航空機落下等）		衝突による衝撃力 火災による熱影響	屋内 屋外	意図的な航空機衝突による影響に包含される。

表１　格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（５/５）

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水 被水 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は，自動隔離又は手動隔離により，漏えい箇所の隔離操作を行う。また，漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても，漏えい水は，開放ハッチ部，床ファンネルを介し建物最地下階へと導く設計としていることから，ベント操作を阻害することはない。 隔離弁については，没水，被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの，人力での現場操作が可能であり機能は維持される。 必要な監視機器については，没水，被水，蒸気に対する防護対策を講じ，機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力 火災による熱影響	屋内	原子炉建物又は地下の第１ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第１ベントフィルタ格納槽により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるため，損傷が確認された場合は必要に応じて原子炉の運転を停止して補修を行う。

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

格納容器フィルタベント系は，設置許可基準の三十九条における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に該当し，基準地震動Ｓｓによる地震力に対して重大事故等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としている。

そこで， 地震荷重と組み合わせる荷重を以下の通り設定し，その荷重により発生する応力を評価している。また，許容応力状態をV_ASとし，さらに重大事故等時における運転状態を考慮して設定した設計温度にて，許容限界を設定する。そのうえで，発生応力が許容限界以下であることを確認することで，基準地震動Ｓｓに対する機器の健全性を確認している。

表１　フィルタ装置の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
$D+P_{SAD}+M_{SAD}+Ss$	V_AS *1	T_{SA}

表２　配管の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
$D+P_{SAD}+M_{SAD}+Ss$	V_AS *1	T_{SA}

＊1：V_ASとして$Ⅳ_AS$としての許容限界を用いる。

【各記号の注釈】

Ｄ　：死荷重

P_{SAD}：重大事故等時の状態（運転状態Ｖ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重

M_{SAD}：重大事故等時の状態（運転状態Ｖ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重

Ｓｓ：基準地震動Ｓｓにより定まる地震力

T_{SA}：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

なお，当該設計における荷重の組み合わせと許容限界としては，原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補－1984，JEAG4601-1987

及び JEAG JEAG4601－1991 追補版）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59 年９月，昭和 62 年８月及び平成３年６月)及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007 追補版含む)(日本機械学会 2005 年９月，2007 年９月)に準拠したものである。

格納容器フィルタベント系使用後の保管管理

格納容器フィルタベント系使用後には，フィルタ装置には多量の放射性物質が捕捉されるため，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，適切に保管する必要がある。格納容器フィルタベント系使用後のフィルタ装置の保管方針を以下に示す。

【スクラバ容器】

格納容器フィルタベント系使用後は，スクラビング水を格納容器へ移送し，スクラビング水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管とする。

なお，スクラバ容器内にスクラビング水が保管されていたとしても，後段の金属フィルタにより，スクラビング水から環境への放射性物質の放出を防止可能であるが，放射性物質の放出リスクを更に低減するため，スクラビング水を格納容器へ移送する。

また，金属フィルタは，捕捉したエアロゾルの崩壊熱が，周囲への放熱によって十分冷却されるため，金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。(別紙 36)

【銀ゼオライト容器】

格納容器フィルタベント系使用後は，気中保管とする。

銀ゼオライトフィルタで捕集したガス状放射性よう素については，銀ゼオライトからのよう素の脱離反応が考えられ，400℃以上の高温状態かつ，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。(別紙 38)

しかし，上記のとおり，スクラビング水を格納容器へ移送することにより，放射線分解により発生する水素を銀ゼオライトフィルタへ流入しないようにし，ガス状放射性よう素の再揮発を防止する。

さらに，捕捉したガス状放射性よう素の崩壊熱が，周囲への放熱によって十分冷却されるため，温度の観点からもガス状放射性よう素の再揮発は生じないことを確認している。(別紙 38)

なお，格納容器フィルタベント系使用後には，放出口手前に設置している放射線モニタにて，フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。

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

格納容器フィルタベント系の各設備については，スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう，構造材には耐食性に優れた材料を選定し，重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動Ｓ$_s$に対して機能維持するような，構造設計としている。また，フィルタ装置内のスクラビング水はドレン移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが，これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

図１に排水設備の構成を，表１に各部位の設計上の考慮事項を示す。

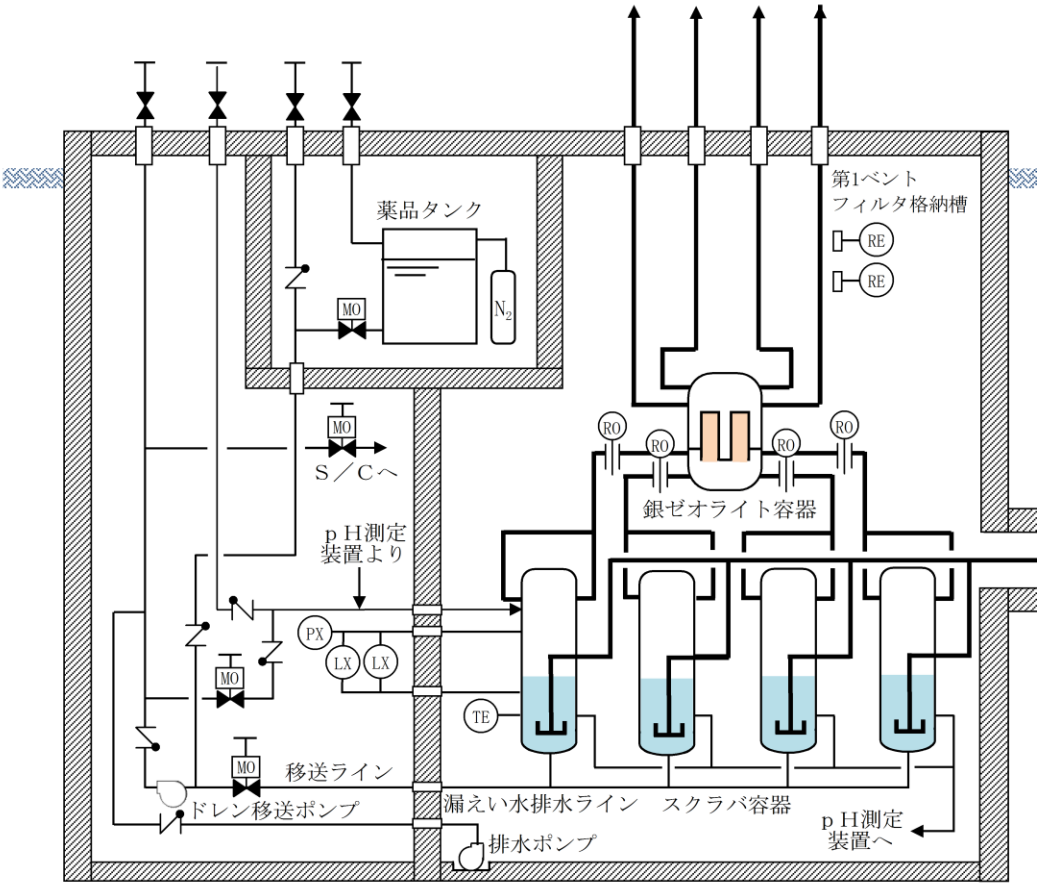


図１　排水設備の構成

表１　各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
ドレン移送ポンプ（キャンドポンプ）	・高温，高アルカリ性［　　］，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され，漏えいしない構造とする（図２参照）。
配管・弁	・高温，高アルカリ性［　　］，放射線を考慮し，耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで，健全性を確保する。 ・配管，弁の接続部は原則溶接構造とし，漏えいのリスクを低減した設計とする。また，「発電用原子力設備規格　設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに，基準地震動S_sに対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には，温度・圧力・放射線の影響を考慮して，黒鉛を採用する。

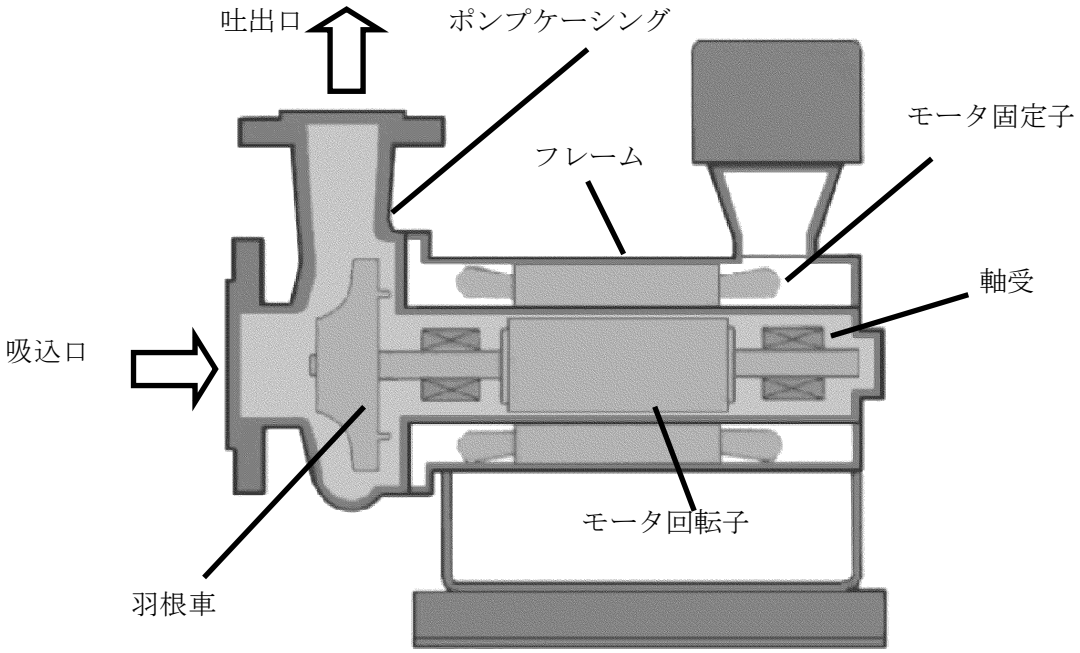


図２　一般的なキャンドポンプの構造

(1) 第１ベントフィルタ格納槽の設計上の考慮

格納容器フィルタベント系を設置する地下構造の第１ベントフィルタ格納槽は，鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し，基準地震動S_sに対し機能維持するよう構造設計し，設計・製作・検査により，スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが，万一スクラバ容器外にスクラビ

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。

ング水が漏えいした場合でも，漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には，スクラバ容器を設置している第１ベントフィルタ格納槽（鉄筋コンクリート造）内への漏えい水滞留箇所（溜めマス）及び漏えい検知器の設置，格納槽のコンパートメント化（樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理）を行う。第１ベントフィルタ格納槽の貫通部は，図４に示すとおり想定水没部以上の位置にあり，貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。

(2) 漏えい時等の対応

漏えいしたスクラビング水は，第１ベントフィルタ格納槽から排水が可能な構成とする。第１ベントフィルタ格納槽は，図５に示すとおりベントフィルタ室（排水ポンプエリア），移送ポンプエリア，計器室で構成され，計器エリア及び移送ポンプエリア内で万一，漏えいが発生した場合には，側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスへ排水できる構造となっており，常設の排水ポンプによりサプレッション・チェンバ若しくは外部へ排出できる構成としている。

排水ポンプが使用できない場合は，ベントフィルタ室上部のハッチより可搬のポンプを搬入して外部へ排出する。また，漏えいを早期に検知できるよう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するとともに，状況に応じた排水が可能な構成としている。

具体的には，放射性物質を含まない場合は外部，放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。

表２に排水ポンプの仕様を，図３に排水設備系統概略図を，図４に第１ベントフィルタ格納槽断面図を示す。

表２　排水ポンプ仕様

型　式：水中ポンプ
容　量：約２m^3／min
揚　程：約 50m
台　数：１
駆動源：電動駆動（交流）

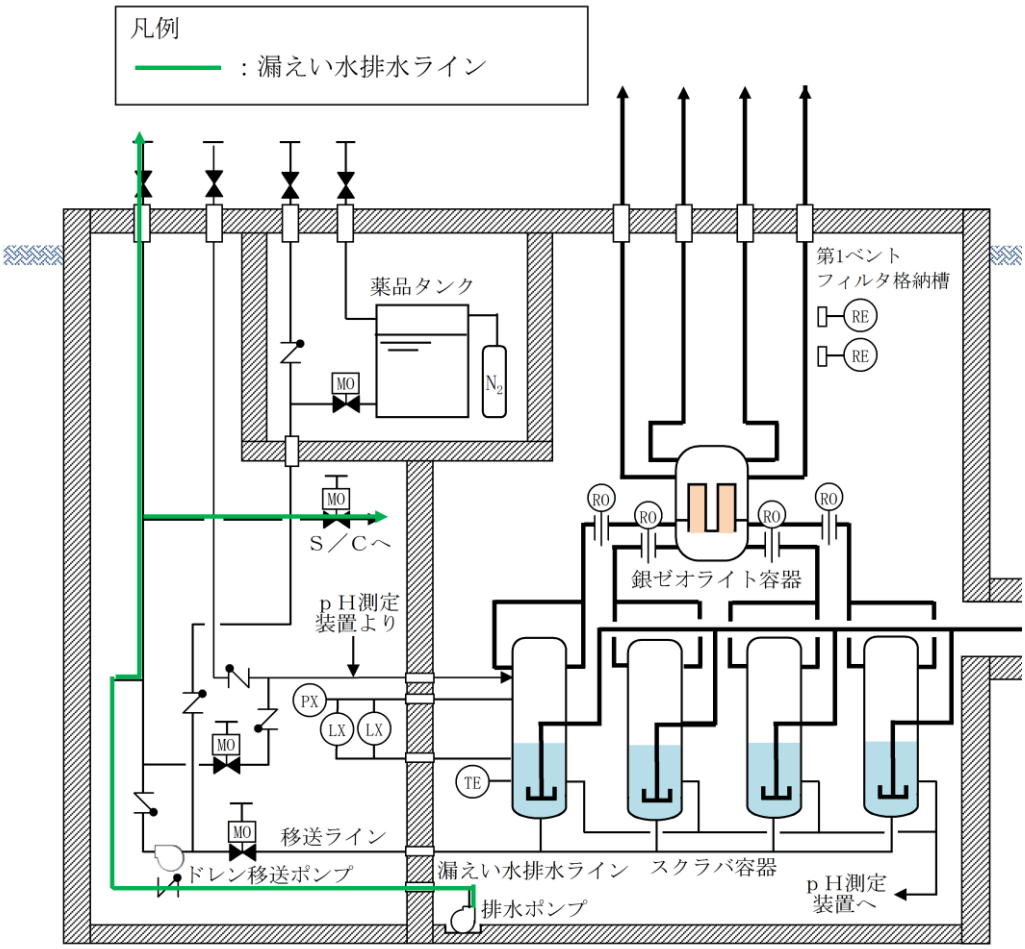
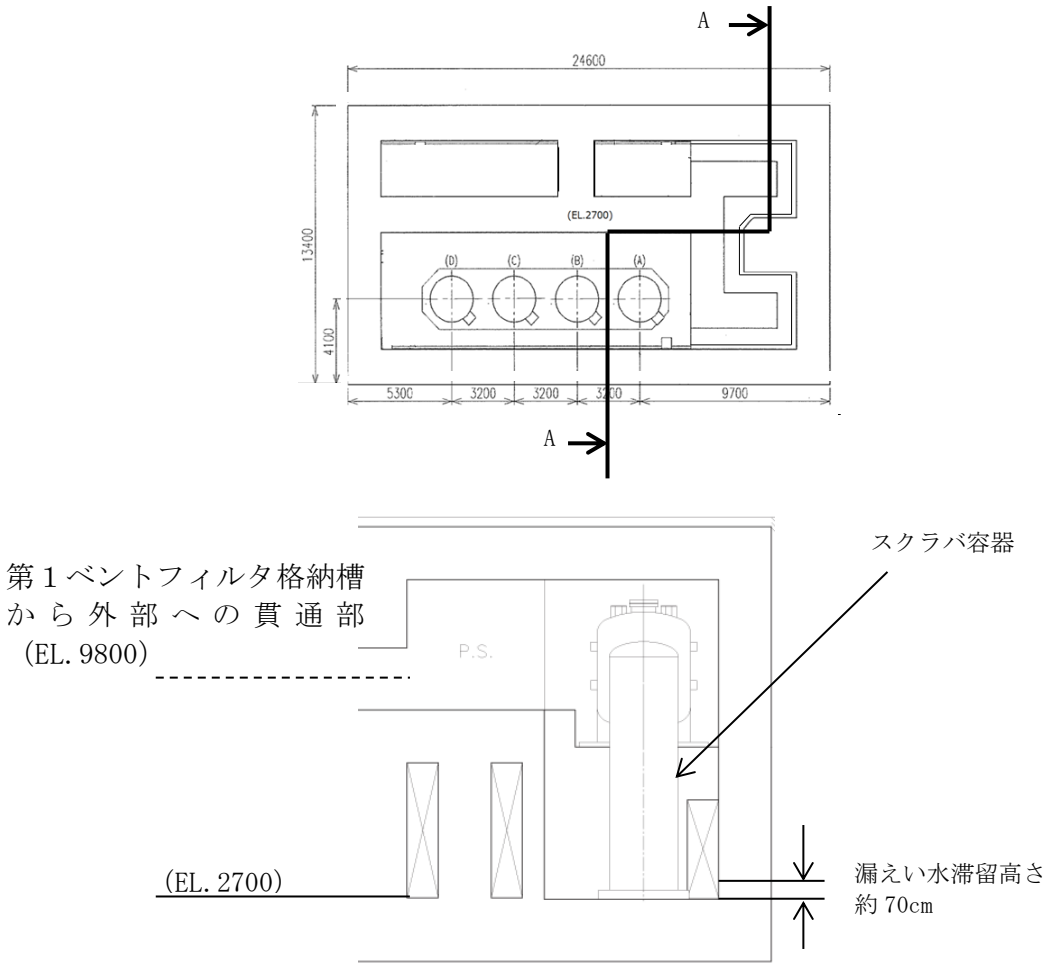


図３　排水設備系統概略図



（Ａ－Ａ断面）

図４　第１ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と
漏えい水の高さの関係

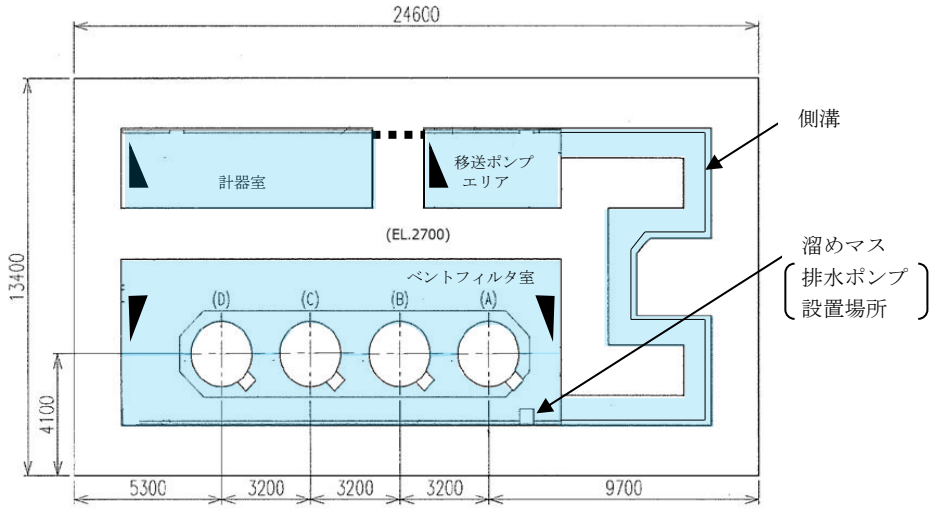


図５　第１ベントフィルタ格納槽での想定漏えい範囲図

(3) 排水ポンプを使用した場合の移送

第１ベントフィルタ格納槽内で漏えいが発生した場合には，側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスに排水できる構造としているため，排水ポンプを用いて漏えい水を格納容器内（サプレッション・チェンバ）等に移送する。格納容器（サプレッション・チェンバ）への移送においては，常設配管を経て移送するが，排出先が格納容器（サプレッション・チェンバ）以外の場合には，外部接続口から移送先の間は可搬ホースを使用する。

ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図を図６に示す。

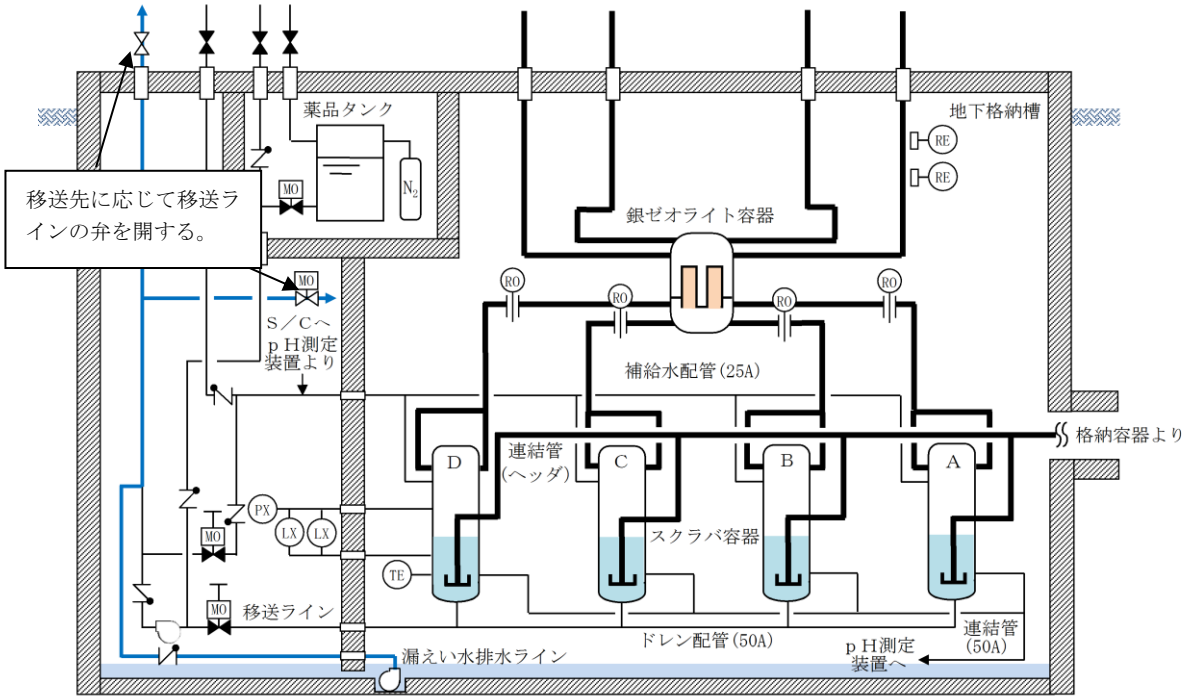


図６　ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図

(4) 可搬型ポンプを使用した場合の移送

排水ポンプを使用した漏えい水の移送ができない場合は，可搬型ポンプ（水中ポンプ）をベントフィルタ室上部のハッチより投入し，外部へ移送する。

発電所内に配備しているクレーン車によりハッチを開けて，可搬型のポンプを搬入する。

ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図を図７に示す。ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図を図８に示す。

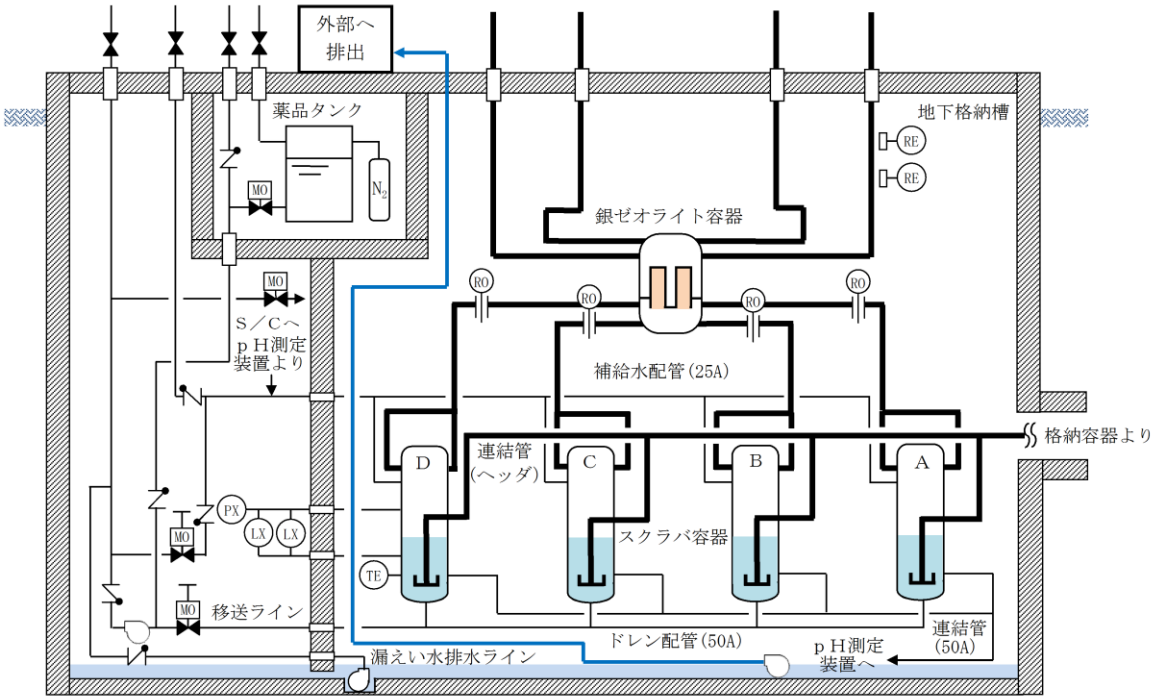
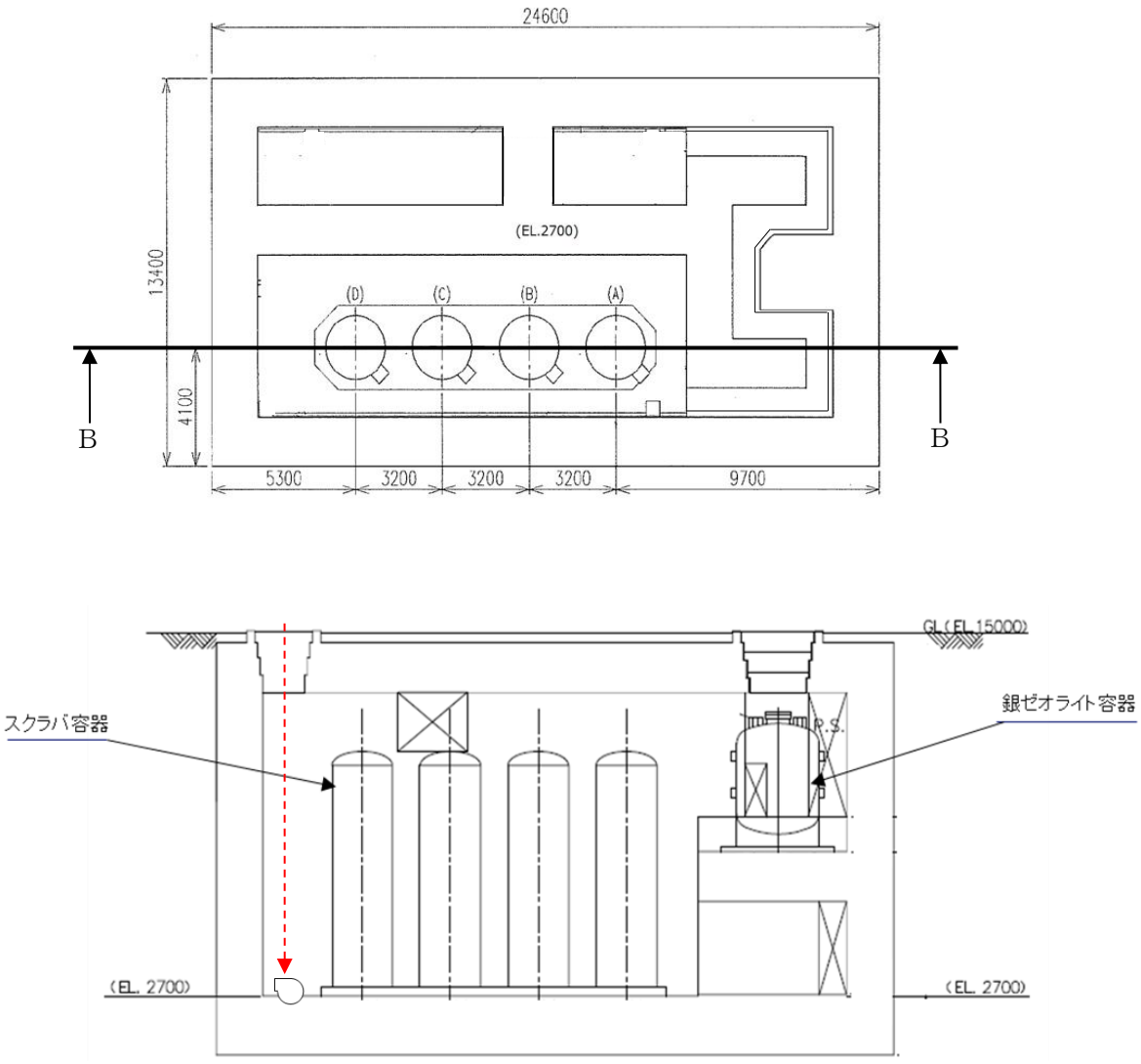


図７　ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図



（Ｂ－Ｂ断面）

図８　ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを
投入するルート図

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

フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから，その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は，以下の２ケースを想定した。

【ケース１】

ベント中を想定し，配管内に高温の蒸気が流れ，なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

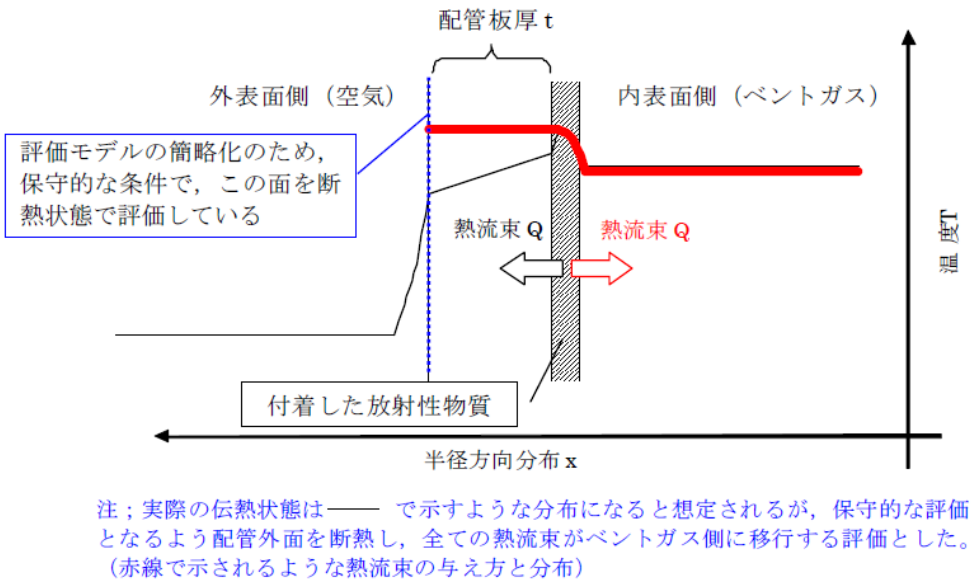
【ケース２】

ベント停止後を想定し，配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため，放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず，【ケース１】として，図１に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合，放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され，配管板厚方向に熱勾配ができるが，本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース１】の温度評価条件を表１に示す。

なお，ベントガス温度については，図２に示すとおりベント開始後，格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し，その後溶融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が 170℃以下となる。



注；実際の伝熱状態は―― で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価となるよう配管外面を断熱し，全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

図１　配管内表面の温度評価（ケース１のイメージ）

表１　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース１】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「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（Ｄ／Ｗベント）」
ＰＣＶより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合（ＦＰ付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	300A，Sch40
配管熱流束	7.7W/m^2
質量流量	1.4 kg/s（ベント後期（ベント１ヶ月後の蒸気流量））
ベントガス温度	170℃

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。図２に有効性評価シナリオ「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」におけるＤ／Ｗベント時の格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり，概ね 170℃以下となる。

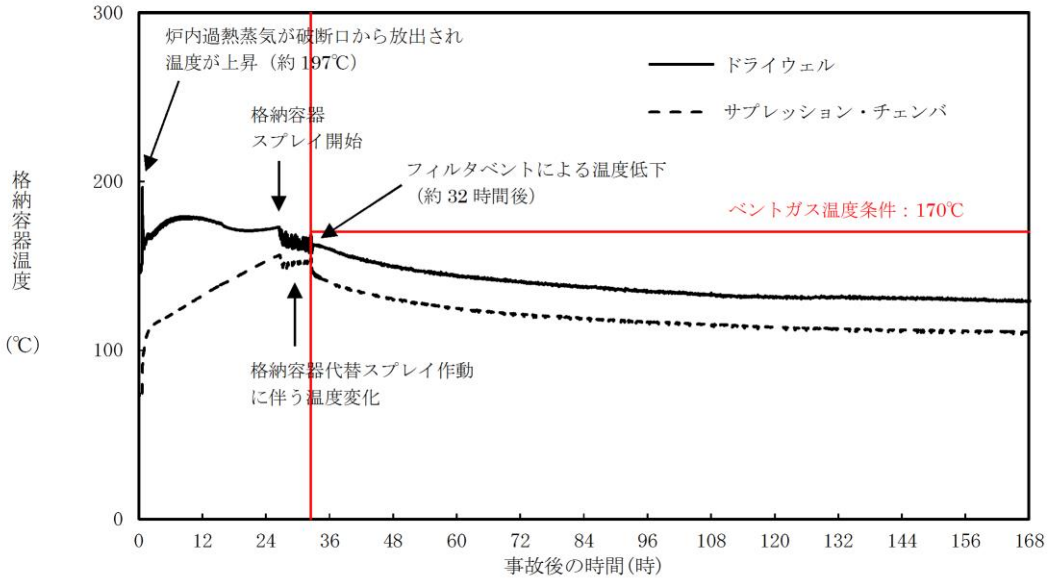


図２　格納容器内温度推移（有効性評価シナリオ「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」，32hr 後Ｄ／Ｗベント）

格納容器より流入する崩壊熱量は 7.2kW，配管内面に付着する放射性物質量の割合は（参考）にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあたっては保守的な条件として，付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また，ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり，保守的な評価となることから，ベント後１ヶ月の蒸気流量である 1.4kg/s を用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内面の温度上昇は，以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$\Delta T = q / h$　　・・・式（１）

ΔT：放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇（℃）

q：配管熱流束（W/m^2）

h：配管内表面の熱伝達率（$W/(m^2 \cdot K)$）

$h = Nu \times k / d$　　・・・式（２）

Nu：ヌッセルト数

k：水蒸気の熱伝導率（0.034（$W/(m \cdot K)$））

d：水力等価直径（m）

ここで，Nu を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した（式（３））。

$Nu = 0.022Re^{0.8} \times Pr^{0.5}$　　・・・式（３）

Re：レイノルズ数

Pr：プラントル数（1.1：保守的に 170℃の飽和蒸気の値を設定）

$Re = v \times d / \nu$　　・・・式（４）

v：流速（約 22.5（m/s）：質量流量から換算）

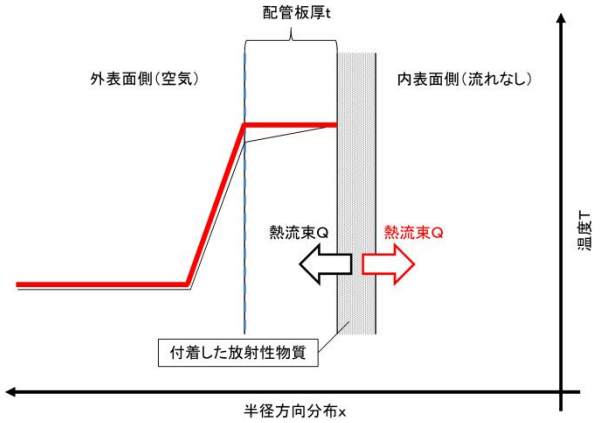
d：水力等価直径（m）

ν：水蒸気の動粘性係数（約 3.6×10^{-6}（m^2/s））

これより，配管内面の温度上昇は 0.03℃程度であると評価できる。ベントガスの温度は 170℃程度であることから，蒸気の温度上昇分を考慮しても，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため，配管の健全性に影響を与えることはない。

次に，【ケース２】として，図３に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし，配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。
ここで，評価対象の配管板厚は 10.3 ㎜であり，炭素鋼の熱伝導率が 50W/（m・K）程度であることから，板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため，配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え，配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501“保温保冷工事施工基準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて，配管外表面温度を評価する。

【ケース２】の温度評価条件を表２に示す。
なお，評価条件については，【ケース１】と同様に有効性評価シナリオ「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（Ｄ／Ｗベント）」を想定する。



注：実際の伝熱状態は── で示すような分布になると想定されるが，保守的な評価
となるよう配管内の温度勾配はないものとし，全ての熱流束が配管外表面側に移行すると評価した。
（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

図３　配管内表面の温度評価（ケース２のイメージ）

表２　配管内表面の温度上昇評価条件【ケース２】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「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（Ｄ／Ｗベント)」
ＰＣＶより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 （ＦＰ付着割合）	10%/100m
配管外径，板厚	300A，Sch40
配管熱流束	7.7W/m^2
配管外表面放射率	0.80（酸化鉄相当の放射率※1）
環境温度	120℃

※１：日本機械学会　伝熱工学資料　改訂第５版

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \cdots \text{式（５）}$$

T：配管外表面温度（℃）
q：配管熱流束（W/m^2）
h_{se}：配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））
T_{atm}：環境温度（℃）

この式（５）における q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \cdots \text{式（６）}$$
$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \cdots \text{式（７）}$$

Q：単位長さあたりの配管内面での発熱量（W/m）
S：単位長さあたりの配管外表面積（m^2）
h_r ：放射による配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））
h_{cv}：対流による配管外表面熱伝達率（W/（m^2・K））

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{(T-T_{atm})} \right)$$ ・・・式（８）

ε ：配管外表面放射率（0.80）

σ ：ステファン・ボルツマン定数（5.67×10^{-8}（W/（m^2・K^4））

h_{cv} については，JIS A 9501“保温保冷工事施工基準”付属書 E（参考）表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における，垂直平面及び管（Nusselt の式）及び水平管（Wamsler,Hinlein の式）をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管（式（９），（10））と水平管（式（11））とで得られる h_{cv} を比較し，小さいほうの値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。

h_{cv}（垂直管）＝ $2.56\times(T-T_{atm})^{0.25}$ （$(T-T_{atm})\geqq10K$） ・・・式（９）

h_{cv}（垂直管）＝ $3.61+0.094\times(T-T_{atm})$ （$(T-T_{atm})<10K$） ・・・式（10）

h_{cv}（水平管）＝ $1.19\times\left(\frac{(T-T_{atm})}{D_0}\right)^{0.25}$ ・・・式（11）

D_o：配管外径（m）

これらにより評価した結果，配管外表面温度は約 121℃となる。

以上の結果から，配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため，配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は，ベントにおける配管の構造健全性に影響を与えることはない。

なお，これらの式を含めた評価については，JIS A 9501 において，適用範囲が－180℃～1000℃となっており，適用に対して問題ないことを確認している。また管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

（参考）配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては，NUREG/CR-4551 を参照し，付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して，配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”※1は，環境拡散評価(MELCOR Accident Consequence Code System：MACCS 計算)についての文献となっており，その評価には，エアロゾル粒子径，エアロゾル粒子密度，対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき，配管内面の表面粗さ 0.001cm(10μm)と粒子密度４g/cm^{3}を想定した，ＰＣＶより放出される粒子径ごとの沈着速度（図１参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された，流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。

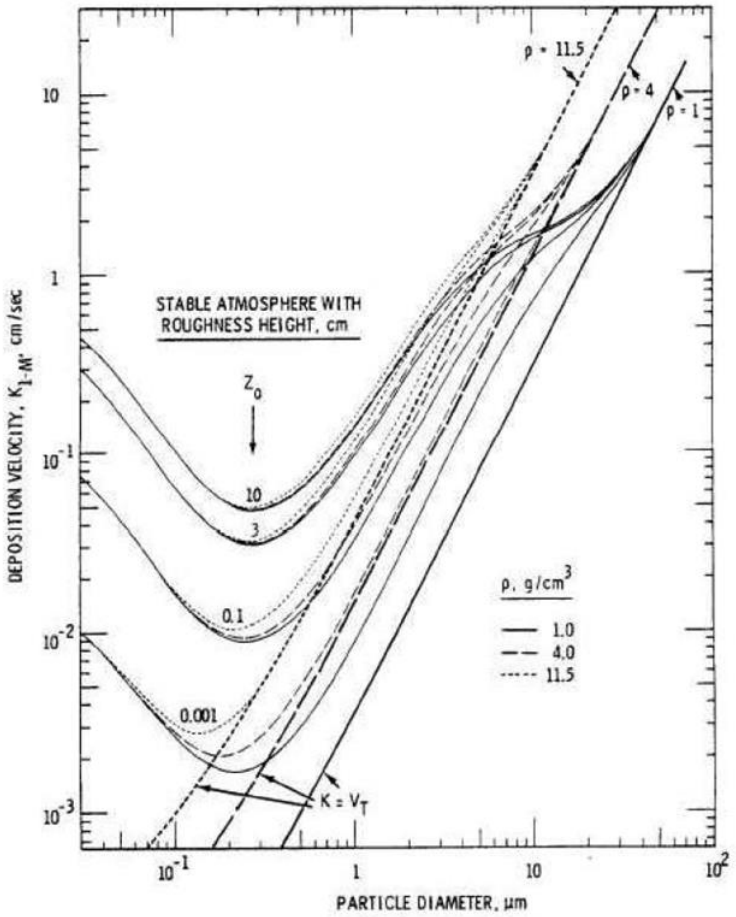


図１　エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

評価条件は，島根２号炉を対象として，配管長さ 100m，配管内径 600mm 及び 300mm，２Pd 及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また，考慮する粒子径分布は有効性評価シナリオ「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（Ｄ／Ｗベント）」（別紙 48（参考１図２））に基づくものとした。

これらの条件から，100m の配管をベントガスが通過する時間を算出し，その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて，ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について，ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。

評価の考え方を図２に，評価結果を表１に示す。

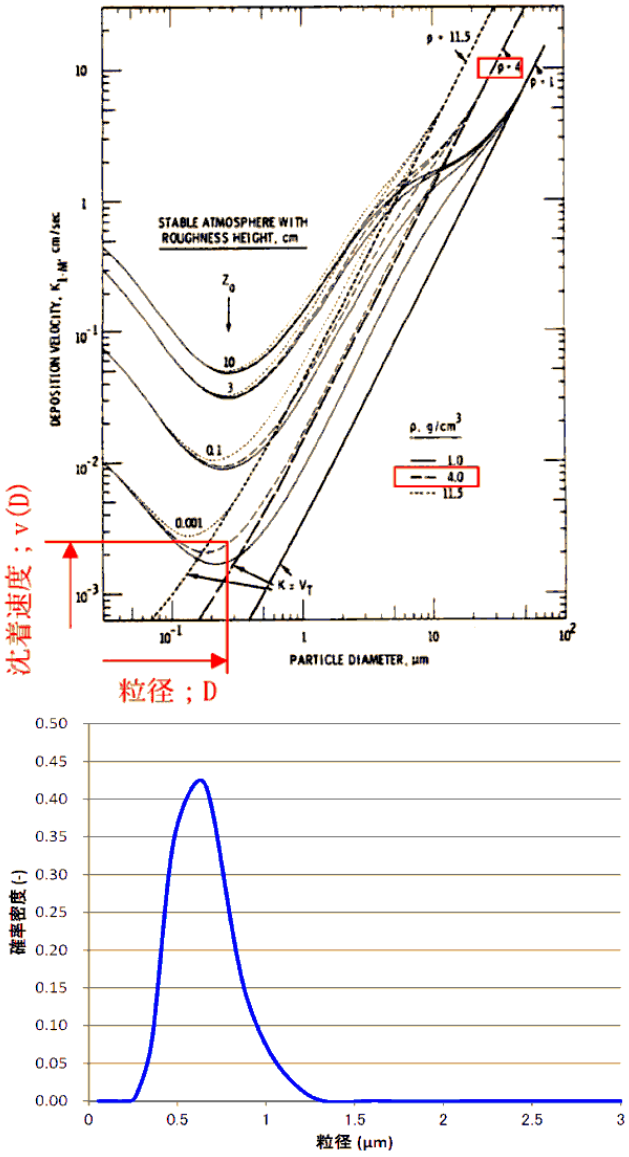


図２　沈着割合評価の考え方(1/2)

図１に基づき，粒径分布の確率密度（P(D)）を算出する。

↓

別紙 48 （参考１図２）に基づき，各粒径ごとの沈着速度を設定する。

↓

次頁に続く

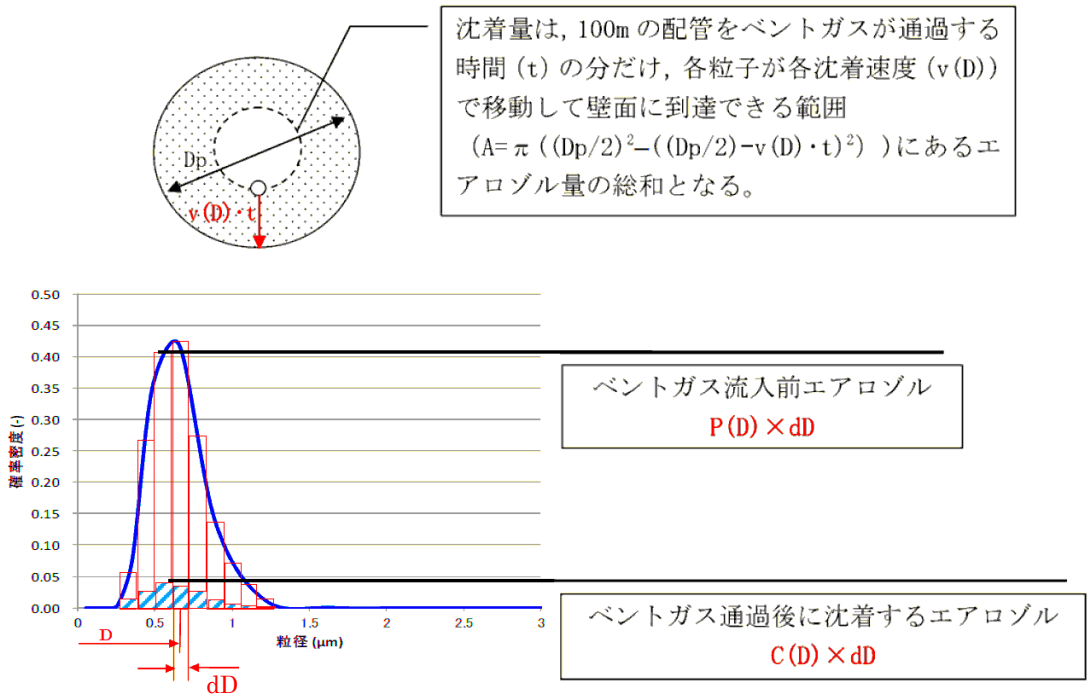


図２　沈着割合評価の考え方(2/2)

上記の関係から，沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\Sigma\square}{\Sigma\square}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D)\times dD)}{\Sigma(P(D)\times dD)}\right) \times 100 = \left(\frac{\Sigma(C(D))}{\Sigma P(D)}\right) \times 100$$

ここで，C(D)は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \pi\left(\left(\frac{DP}{2}\right) - v(D)\cdot t\right)^2}{\pi\left(\frac{DP}{2}\right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2 - \left(\left(\frac{Dp}{2}\right) - v(D)\cdot t\right)^2}{\left(\frac{Dp}{2}\right)^2} \right)$$

表１　排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

300Ａ配管部

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.3	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10^{-3} ～ 5×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	56.9	42.3
沈着割合		%	0.2	0.3

600Ａ配管部（ＰＣＶ出口部）

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10^{-3} ～ 5×10^{-1}	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	13.1	10.1
沈着割合		%	0.5	0.6

表１より，最小流量であっても約 0.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ，エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し，100m あたり 10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1：“Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

スクラビング水接液部に使用するパッキン類には，使用環境（温度，圧力，放射線量，高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛を選定することとしている。

また，スクラバ容器や入口配管等のスクラビング水の接液部については，容器内部に保有しているスクラビング水の通常状態の性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

材料選定にあたって考慮した事項について，以下にまとめた。

(1) ステンレス等構造材の選定根拠について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，図１に示すように，内部に保有しているスクラビング水の通常状態の性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

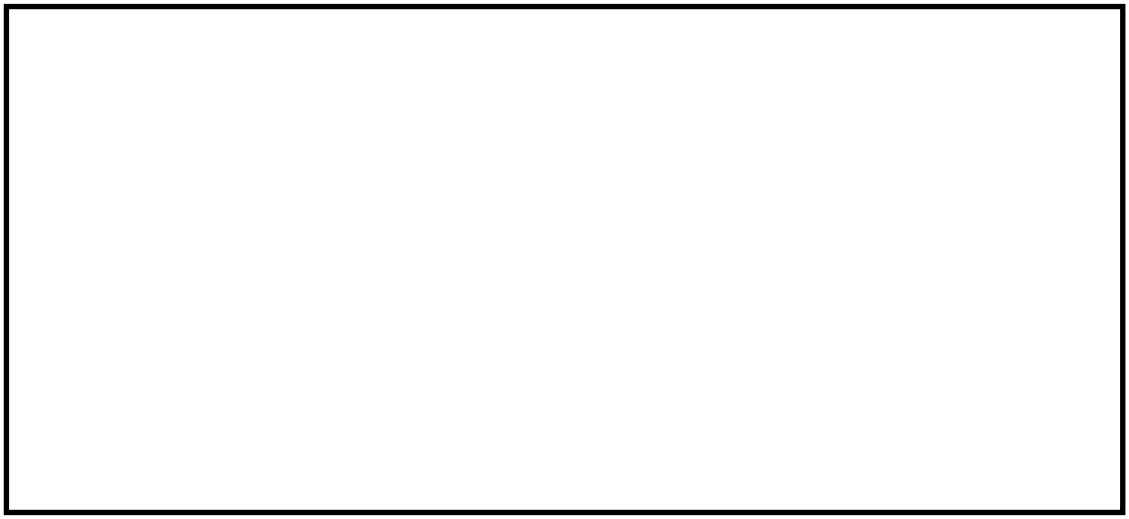


図１　フィルタ装置（スクラバ容器）構造図

スクラビング水はｐＨ［　　］の強アルカリ性であることから，各材料について，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

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。

(2) ステンレス鋼の腐食評価

a．全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほとんど同一の速度で浸食が進む腐食形態である。オーステナイト系ステンレス鋼は，図２に示すように，pH２以上では不動態化するため，実機のようなアルカリ環境を維持している環境においては全面腐食に対して十分な抵抗性がある。

系統待機時はｐＨ［　　］で水質が維持されることから，不動態化が保てることとなる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等の適用材料についても同様の傾向を示すことから，全面腐食の発生は考え難い。

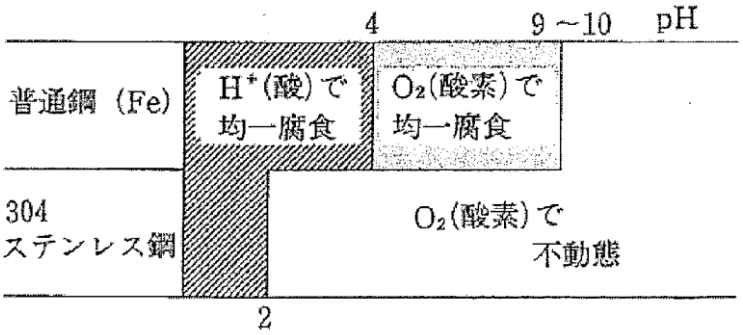


図２　大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態とpHの関係（参考図書１）

b．孔食

孔食は，ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において，塩化物イオン等の影響で不動態皮膜の一部が破壊され，その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

孔食の過程としてはpHの低下によって生じる脱不動態化現象を想定しており，孔食発生の領域は図３に示すように，SUS304ではpH７と比べpH12のほうが狭く，アルカリ環境においては孔食発生のリスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等においても同様の傾向となり，実機のような高アルカリを維持している環境では孔食が起こる可能性は低い。

なお，系統待機時はｐＨ［　　］であり，塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので，孔食は発生しないものと考えられる。

また，無機よう素については，フィルタ装置（スクラバ容器）に移行するものの，その大部分についてはスクラビング水中に捕集されることから，気相部における無機よう素の濃度は非常に低く，ベントガスに0_2はほとんど含まれないことから，腐食が起こる可能性は低いと考えられる。

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。

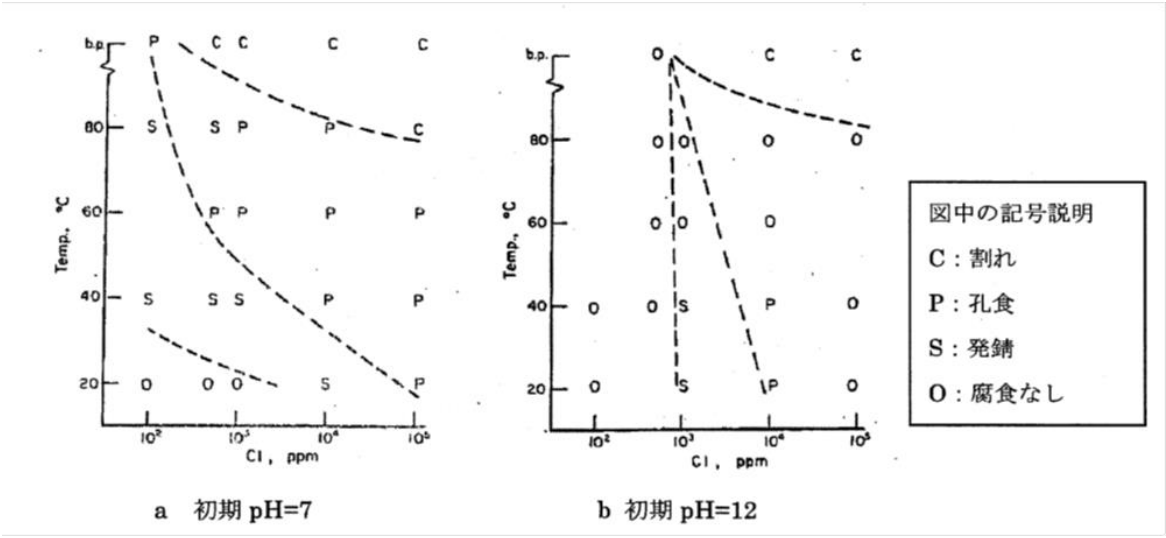


図３　304 ステンレス鋼の NaCl 溶液中における腐食形態に及ぼす塩化物イオン濃度と温度の影響（参考図書２）

ｃ．すきま腐食

ステンレス鋼表面上の異物付着，構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり，その成長過程は孔食と類似している。図４に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す（参考図書３）。

すきま腐食のすきま部の腐食環境は、孔食の食孔内部の環境に類似しており，pH の低下によって生じる脱不動態化現象のために局部的に腐食が進展するが，アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減されることが前述の図３に示されており，実機のような高アルカリを維持している環境ではすきま腐食が起こる可能性は低い。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

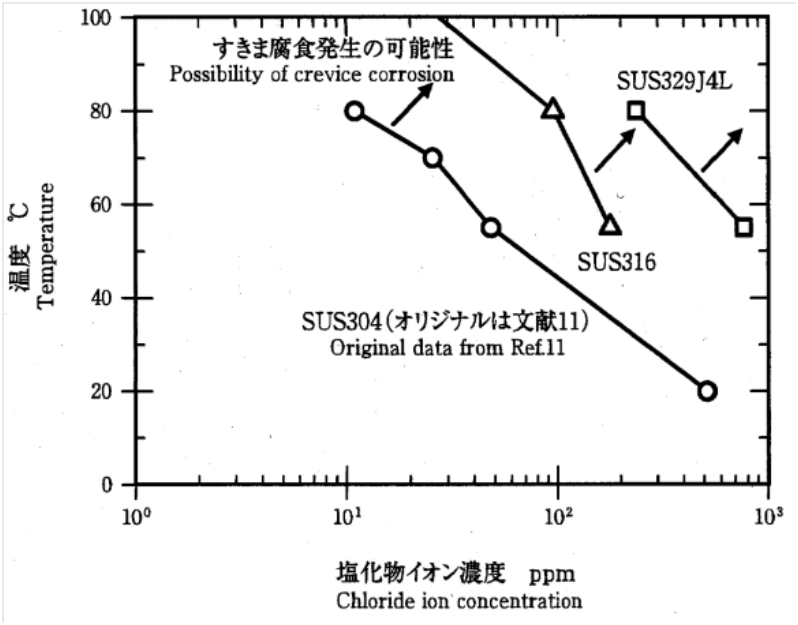


図４　SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

d．応力腐食割れ（SCC）

腐食性環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり，材料，応力，環境の３要因が重畳した場合に発生する現象である。

水酸化ナトリウム環境でのステンレス鋼の耐食性の検討は，一般産業の分野で豊富な実績があり，その一例を図５に示す。スクラビング水に添加する水酸化ナトリウム濃度は［　　］であるため，SUS304 及び SUS316 に SCC が発生するとしている領域から大きく外れており、SCC が発生する可能性は低い。

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。

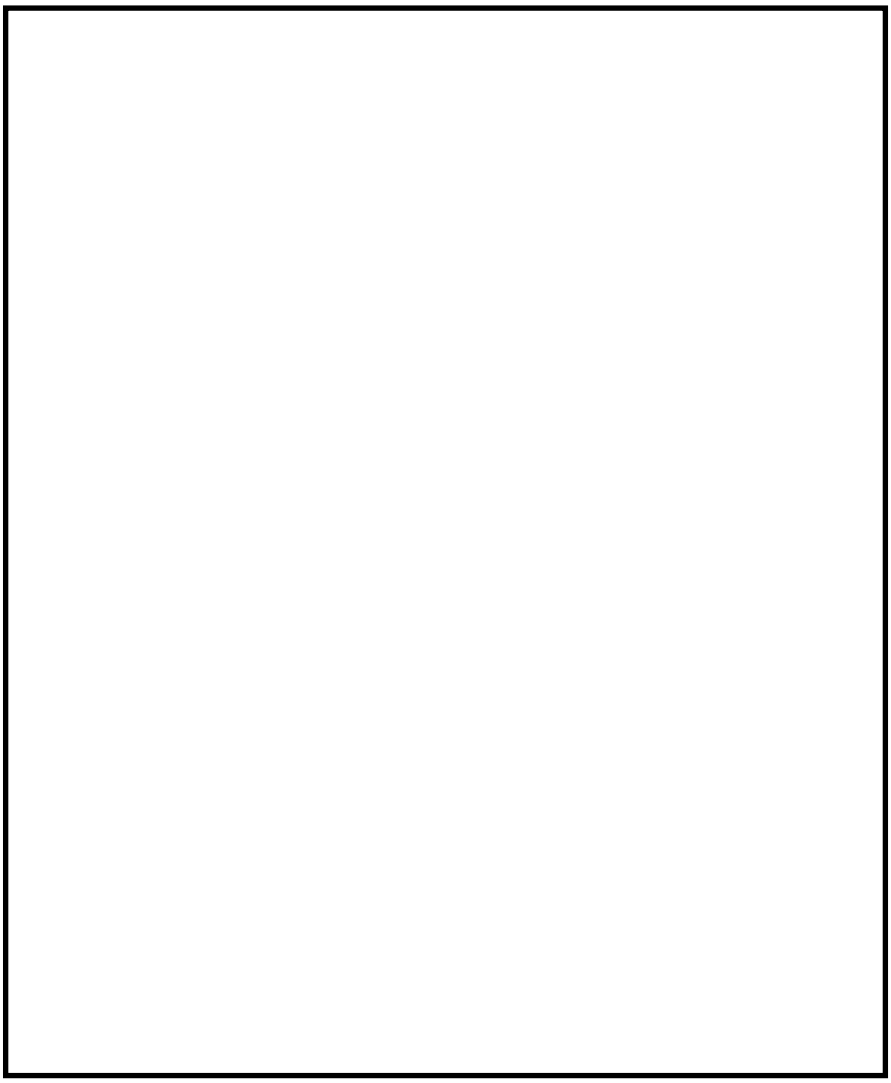


図５　SUS316 の水酸化ナトリウム溶液中の耐食性（参考図書４）

また,図６に [redacted] における SUS304 の低ひずみ速度試験（SSRT）結果を示す。本試験における [redacted] である。この試験で観察された SCC は粒界型応力腐食割れ（IGSCC）であり，鋭敏化していない試験片では IGSCC の発生は認められていない。この IGSCC は鋭敏化による耐食性の低下が原因となって生ずるもので，鋭敏化を起こし難い材料の採用によって防止可能である。

実機においては，低炭素ステンレス鋼である SUS316L 等のような鋭敏化し難い材料を使用していることから，[redacted] で IGSCC が生じる可能性は低い。

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。

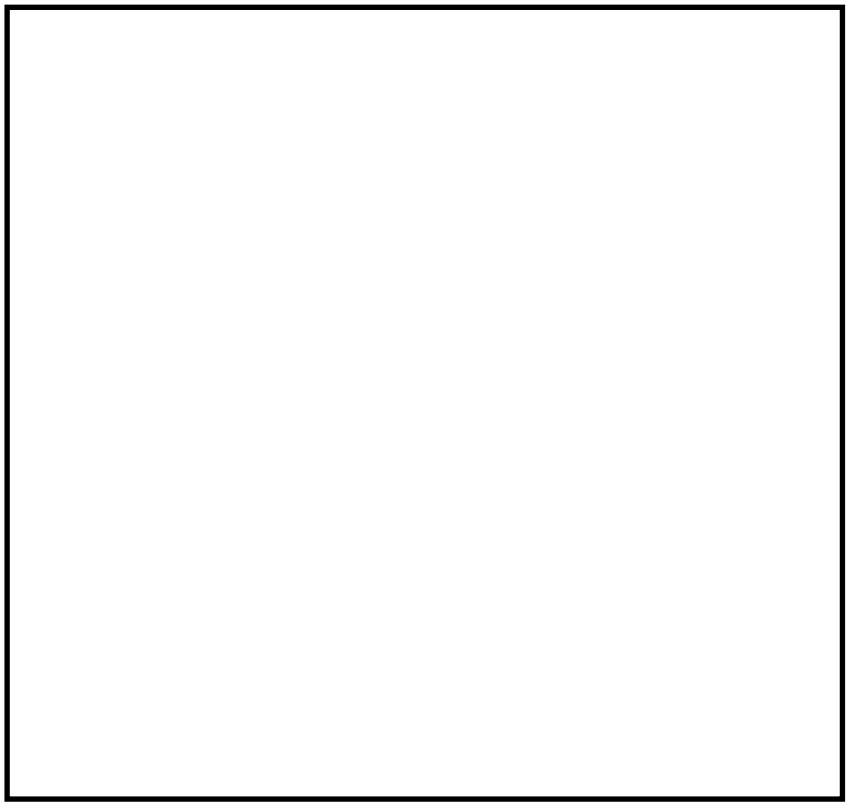


図６ [redacted] における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果
（参考図書５）

(3) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a．JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認

[redacted] ベントガスによる影響の有無を確認した。

ベンチュリノズル内面観察部位及び結果を図７，表１に示す。[redacted]

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。

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が，配管等の壁面に衝突したときに，局部的に大きな衝撃力を発生させ，それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから，発生ポテンシャルがあれば，表１に示す [redacted] ものと考えられる。

したがって，ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含む実際のベント環境に対して十分な耐性がある。



図７　ベンチュリノズル内面観察部位

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。

表１　ベンチュリノズル内面観察結果

部位	未使用品	使用後
①		
②		
③		
④		
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。

b．ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

(a)評価部位

ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては，流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが，

液滴衝撃エロージョンは，高速の液滴が壁面に衝突し，発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり，ある一定の衝突速度以上の場合において，液滴の衝撃速度が速いほど，また，衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

図８に示すように，ベンチュリノズルは，

液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。

(b)液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は，

液滴が衝突する速度を以下の式を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は，流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから，島根原子力発電所２号炉の運転範囲における最大値である　　とした。

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。

(c)評価結果

ベントガス流速は，[redacted]で算出した場合は約[redacted]で算出した場合は約[redacted]となり，「発電用設備規格　配管減肉管理に関する規格（2005 年度版）（増訂版）JSME S CA1-2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である 70 m/s を下回っており，液滴衝撃エロージョンの発生は考えられない。

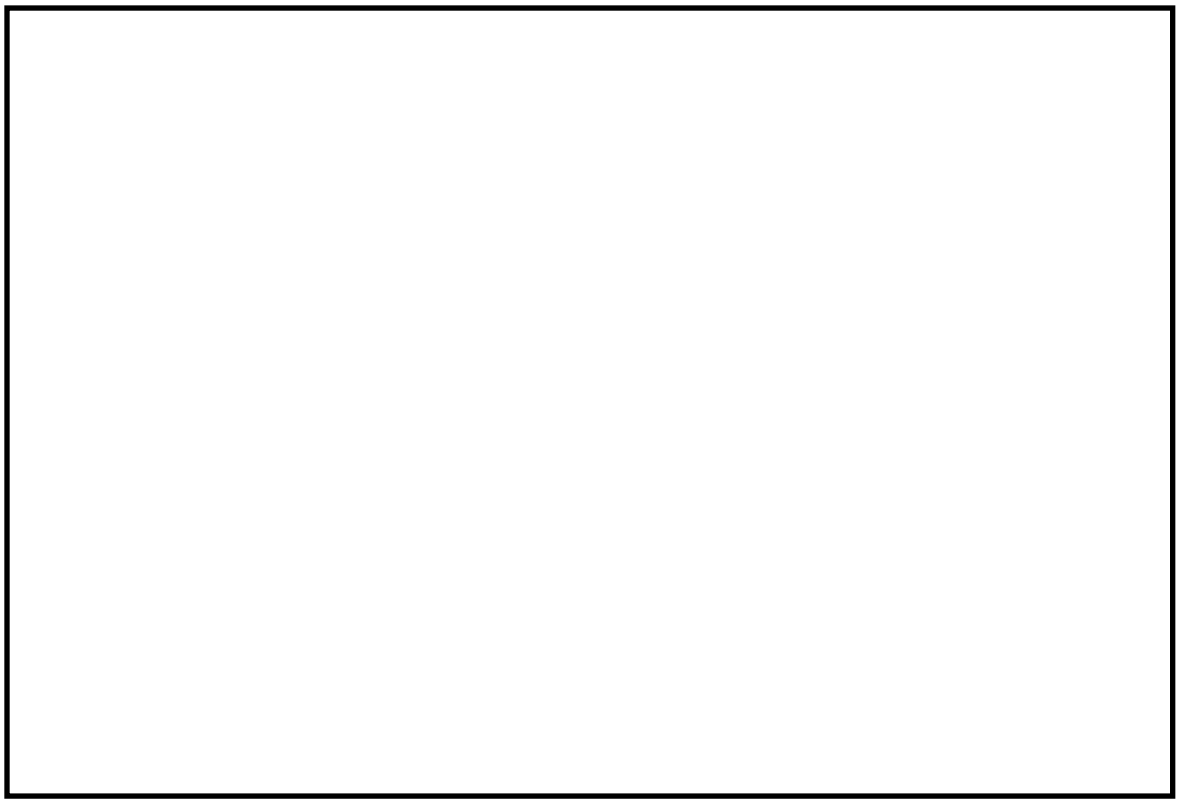


図８　ベンチュリノズル内のガスの流路について

(4) 黒鉛パッキン類の選定根拠について

格納容器フィルタベント系に使用する弁等には，耐漏えい性確保のため，使用環境（温度，圧力，放射線量，高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン，ガスケットを使用する。

膨張黒鉛については，有機系（ゴム又は樹脂）シール材に比較して，十分な耐熱性，耐放射線性能，耐アルカリ性の特性を有しており，0.8MGy の放射線照射後による 400℃の熱劣化試験においてもシール性能が確保できる安定性の高いシール材である。

黒鉛パッキン類の選定にあたっては，格納容器フィルタベント系の最高使用温度 200℃，最高使用圧力 853kPa の使用環境に応じ，十分な耐性を有するものを選定することとしている。

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。

また，メーカーの試験実績より [redacted] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており，無機物であることから十分な耐放射線性も有し，アルカリ溶液にも耐性があり，100％の水酸化ナトリウム溶液に対しても適用可能である。

劣化については，黒鉛の特性として，400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため，パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが，格納容器フィルタベント系を使用する環境は200℃以下であることから，酸化劣化の懸念はない。

したがって，膨張黒鉛パッキンは系統待機時，ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

〈参考図書〉

1. 腐食・防食ハンドブック，腐食防食協会編，平成12年2月
2. J.E.Truman,“The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977
3. 宮坂松甫：荏原時報，腐食防食講座－海水ポンプの腐食と対策技術（第5報），No.224，2009年
4. ステンレス鋼便覧　第3版　ステンレス協会編
5. 電力中央研究所報告，研究報告：280057，“チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動”財団法人電力中央研究所　エネルギー・環境技術研究所，昭和56年10月
6. 発電用設備規格　配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）JSME S CA1-2005

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。

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

(1) スクラバ容器水位の設定の考え方

ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが，その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保証する上限・下限水位の範囲に収まるよう，系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を図１に示す。

スクラバ容器内の水位挙動は，ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は，スクラビング水，容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また，ベント運転中は，スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。

系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高，水位低）は，以下のとおり設定・確認をしている。

ａ．水位高設定値

水位高設定値は，ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し，設定している。

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。

ｂ．水位低設定値

水位低設定値は，系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量（370kW）における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても，下限水位に至らないことを確認し，設定している。

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。

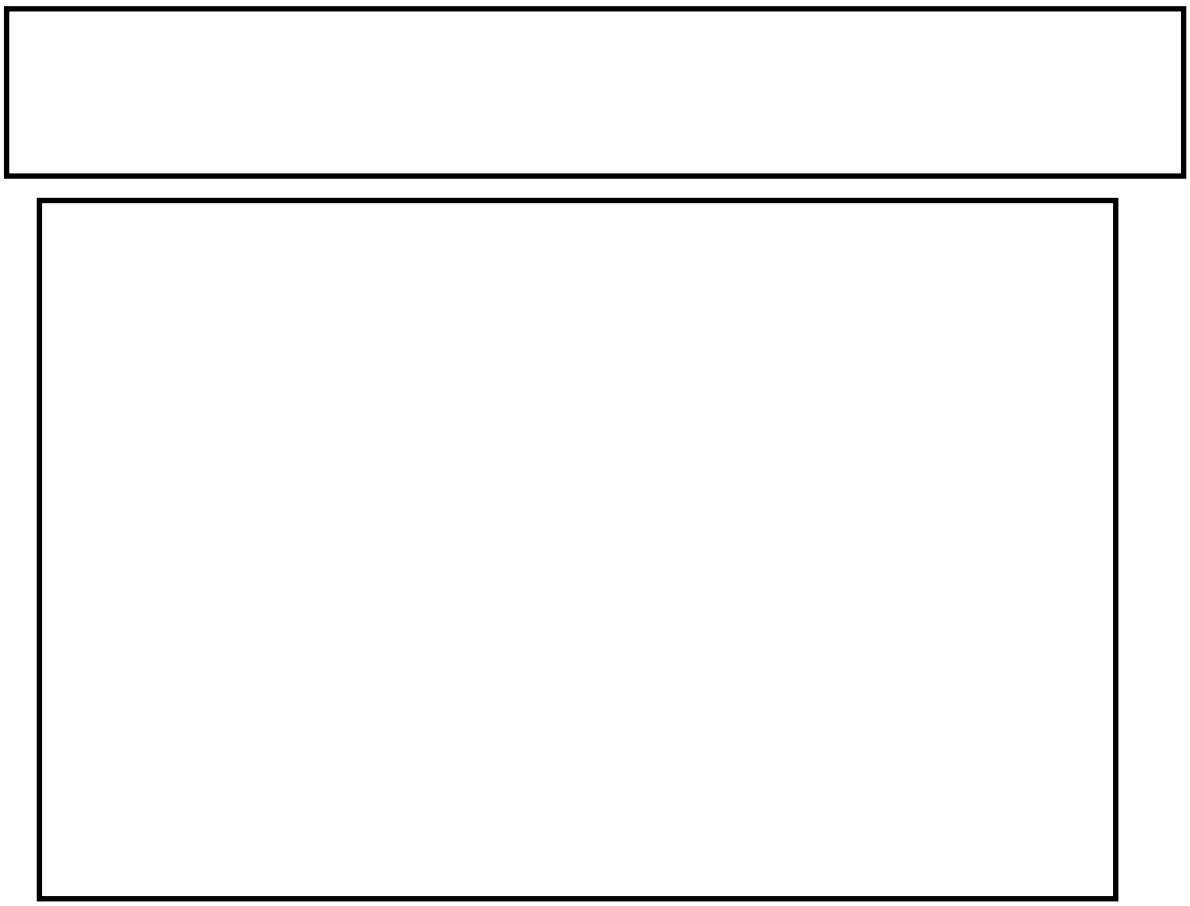
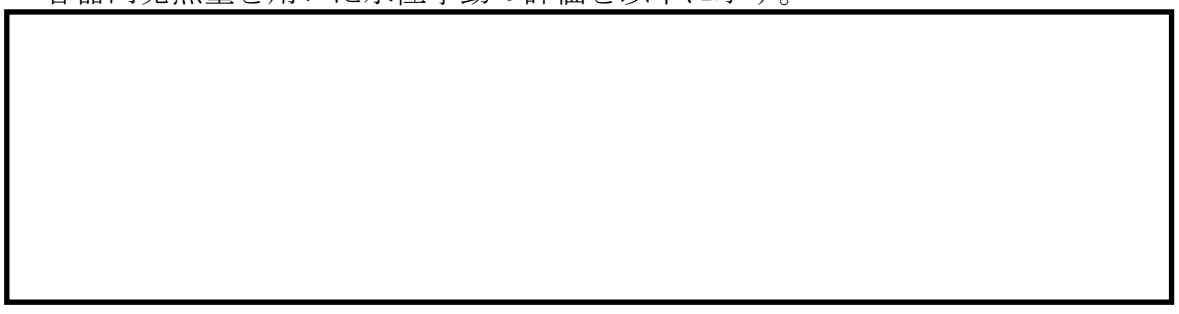


図１　スクラバ容器水位の管理値

(2) ベント運転中の水位挙動（有効性評価ベース）

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（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）におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。





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。

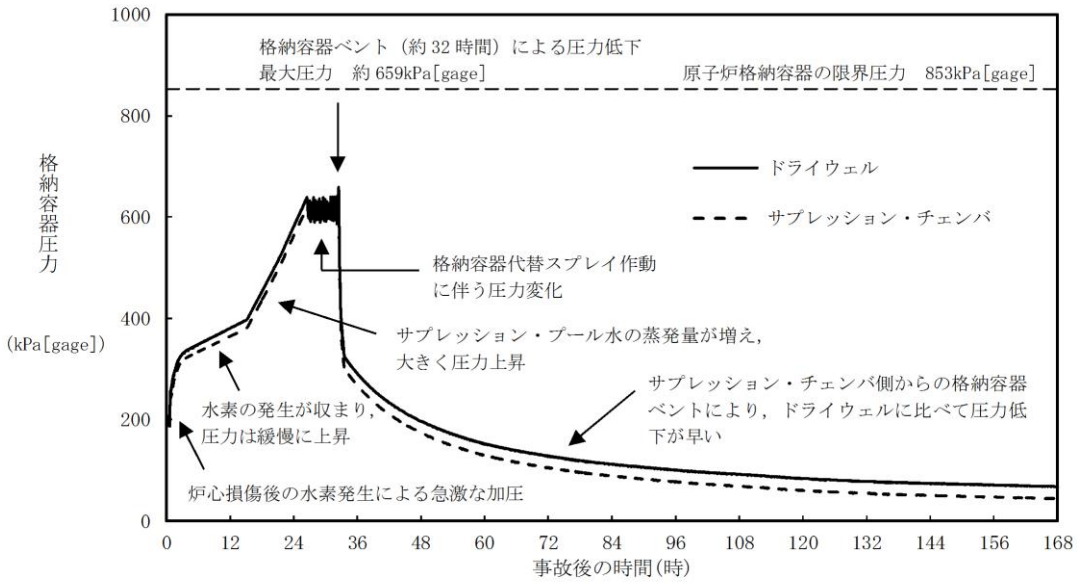


図２　ベント時の格納容器圧力推移

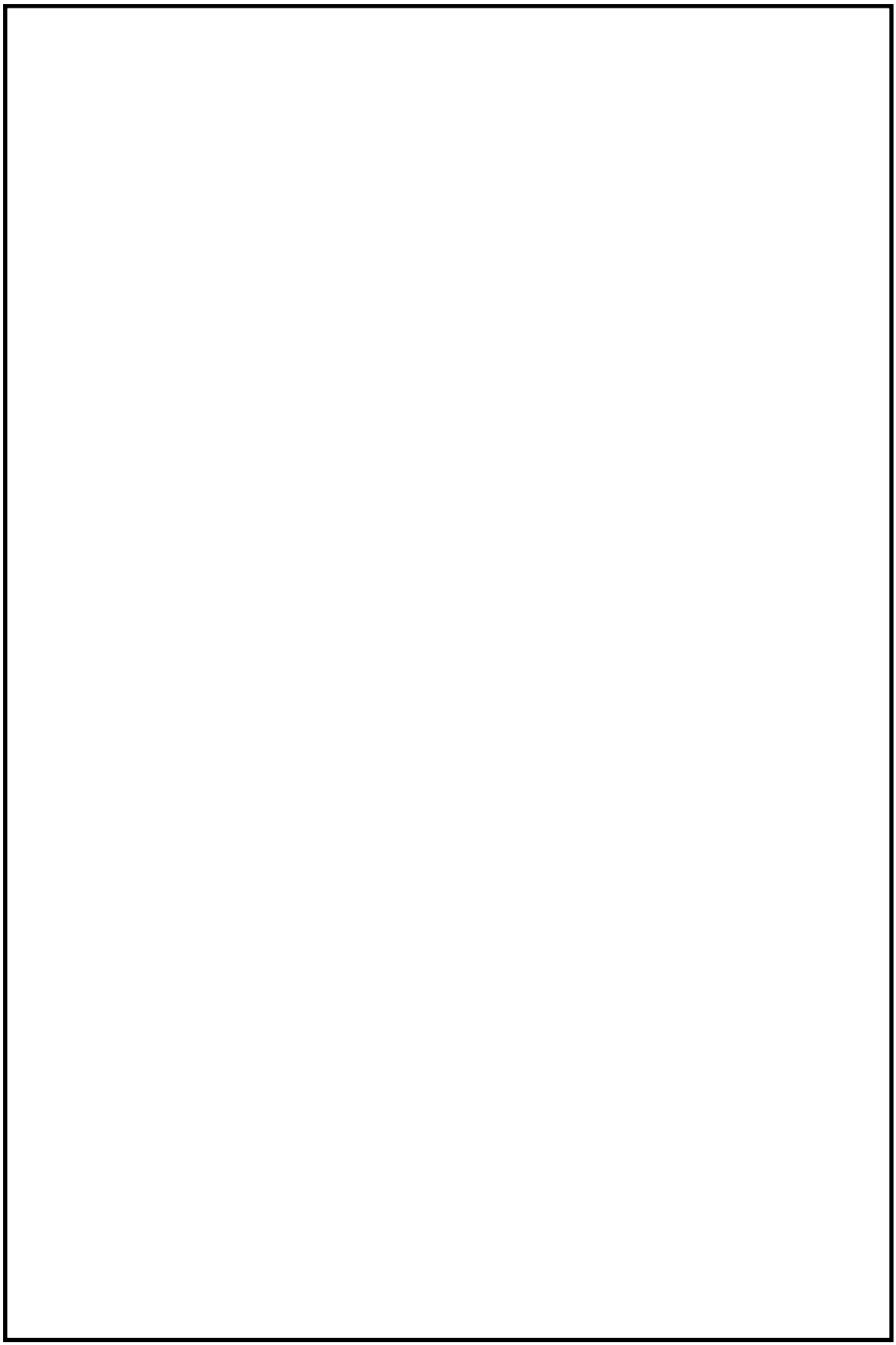


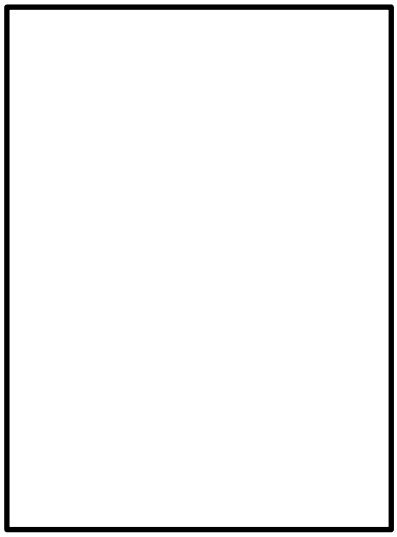
図３　スクラビング水位挙動（冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

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）スクラビング水の下限水位の設定について

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

ベンチュリスクラバは，図１のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。



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

図１　ベンチュリスクラバにおける除去原理

①エアロゾルのＤＦについて

・ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで，ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから,慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
・そのメカニズムから，ＤＦに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり,水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
・JAVA 試験によるエアロゾルのＤＦの結果を図２及び図３に示す。図に示すとおり,様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが，ガス流速及び質量中央径によるＤＦへの有意な影響は見られず，スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても,設計条件ＤＦ1,000 以上を十分に確保できている。

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。

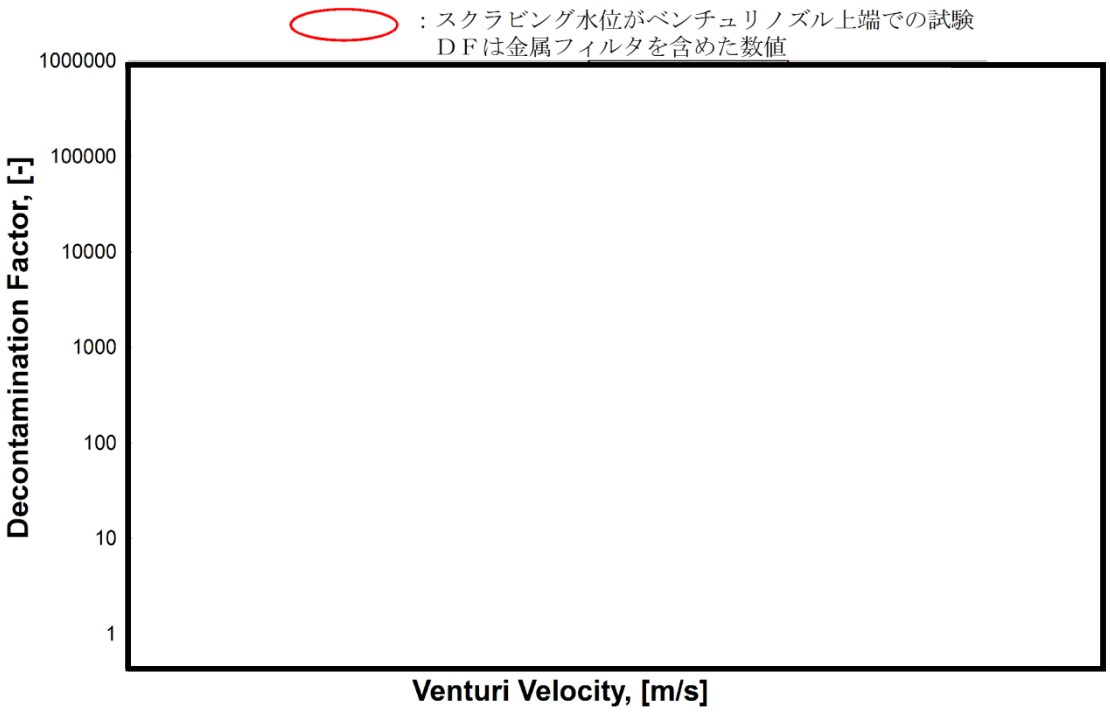


図２　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

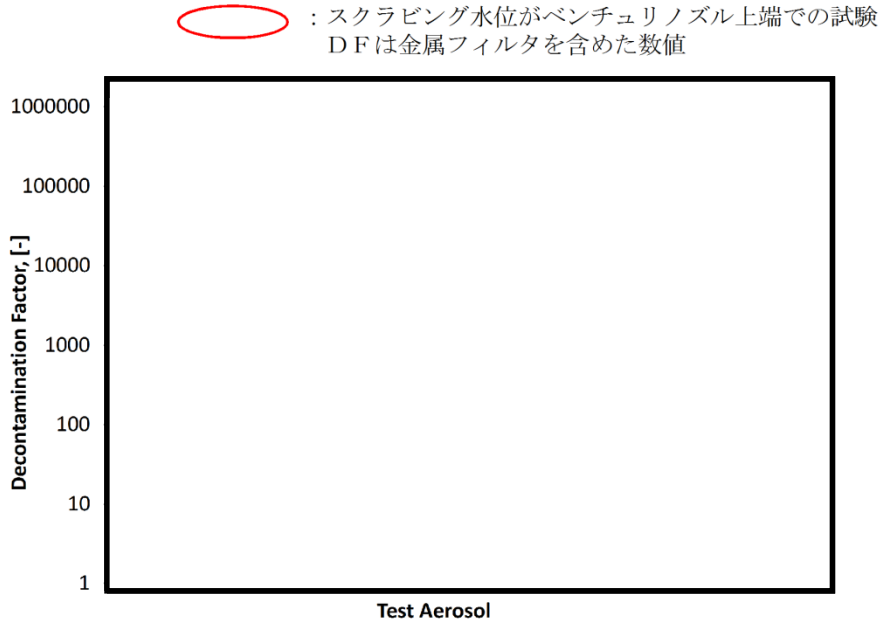


図３　エアロゾル粒径に対する除去係数

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。

②無機よう素のＤＦについて

・スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ，スクラビング水中に捕集・保持することから，スクラビング水のｐＨがＤＦに影響する主要なパラメータであり，水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。

・JAVA 試験による無機よう素のＤＦの結果を図４に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は，無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低ｐＨにおいても，設計条件ＤＦ100 以上を確保できている。

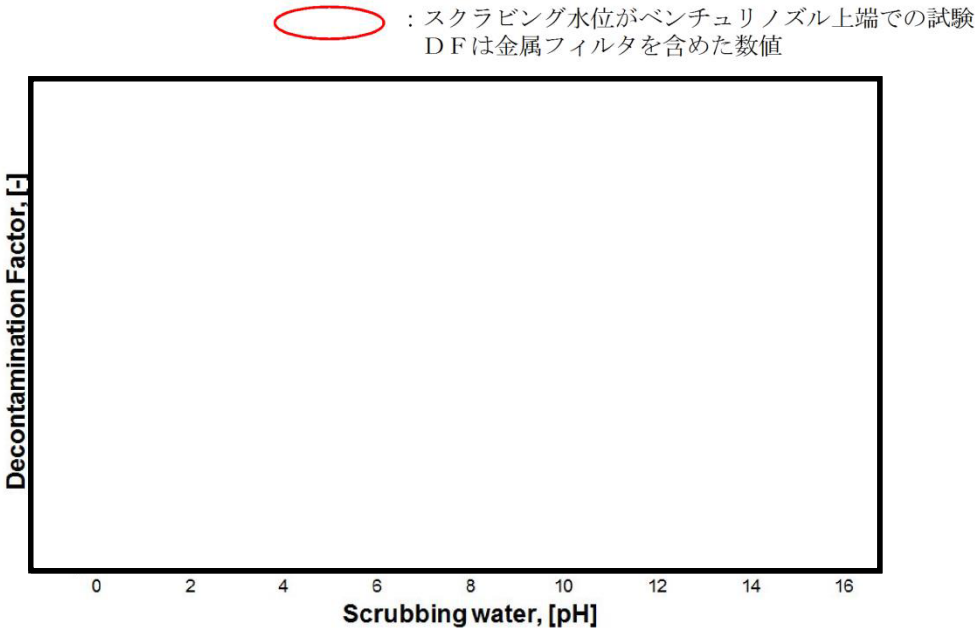


図４　ｐＨに対する無機よう素の除去係数

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

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は，ベンチュリノズルの上端（300mm）を十分に上回る 1,700mm とし，ＦＰが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し，ベント中においても，スクラビング水位 800mm 以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のｐＨについては，[redacted] であることを確認し，ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

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）スクラビング水スロッシングの影響について

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

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

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

ここで，

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

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

・R　：スクラバ容器半径（内径）□ ［mm］
・h　：スクラビング水上限水位□［mm］
・g　：重力加速度 9806.65［mm/s^2］
・S_A ：応答加速度□［mm/s^2］
（評価用地震動（2×Ss-1）に基づき保守的に設定）

金属フィルタは上限水位から□ mm 上方に設置しており，スロッシング高さは最大でも□mm と算出されることから，スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。

評価結果を図１に示す。

また，スクラビング水位が下限水位の場合についても，上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。

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

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。

ここで，

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

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

・R　：スクラバ容器半径（内径）[ ] ［mm］
・h　：スクラビング水下限水位[ ] ［mm］
・g　：重力加速度 9806.65［mm/s^2］
・S_A ：応答加速度[ ] ［mm/s^2］
（評価用地震動（2×Ss-1）に基づき保守的に設定）

ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの，露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく，ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから，格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。

評価結果を図２に示す。

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。

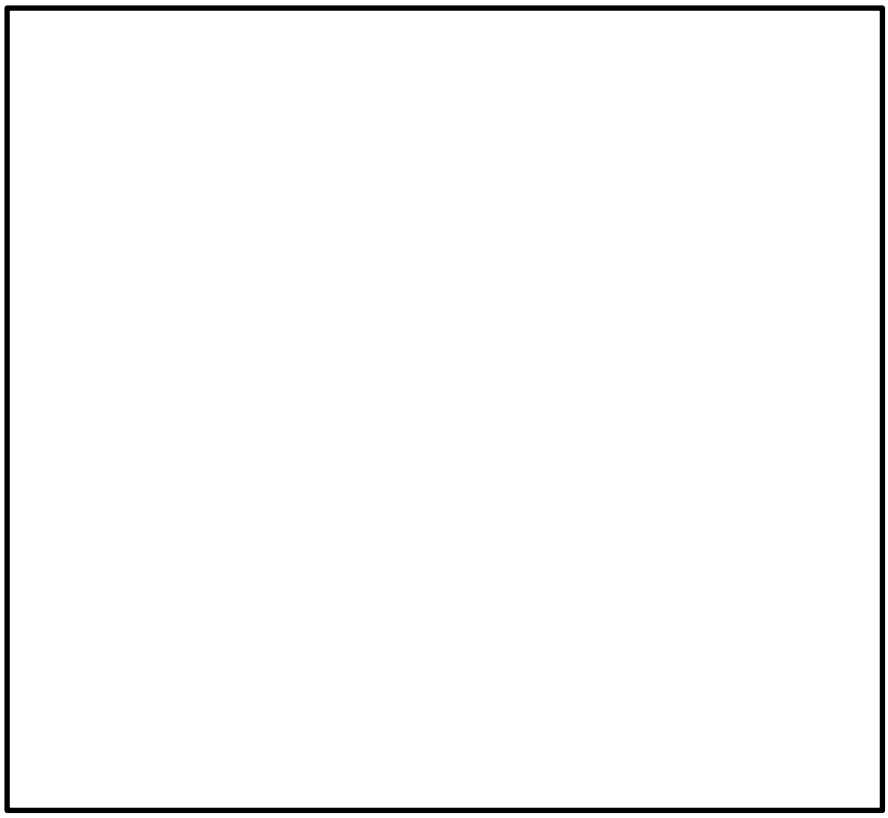


図１　スクラビング水スロッシング評価結果（上限水位）

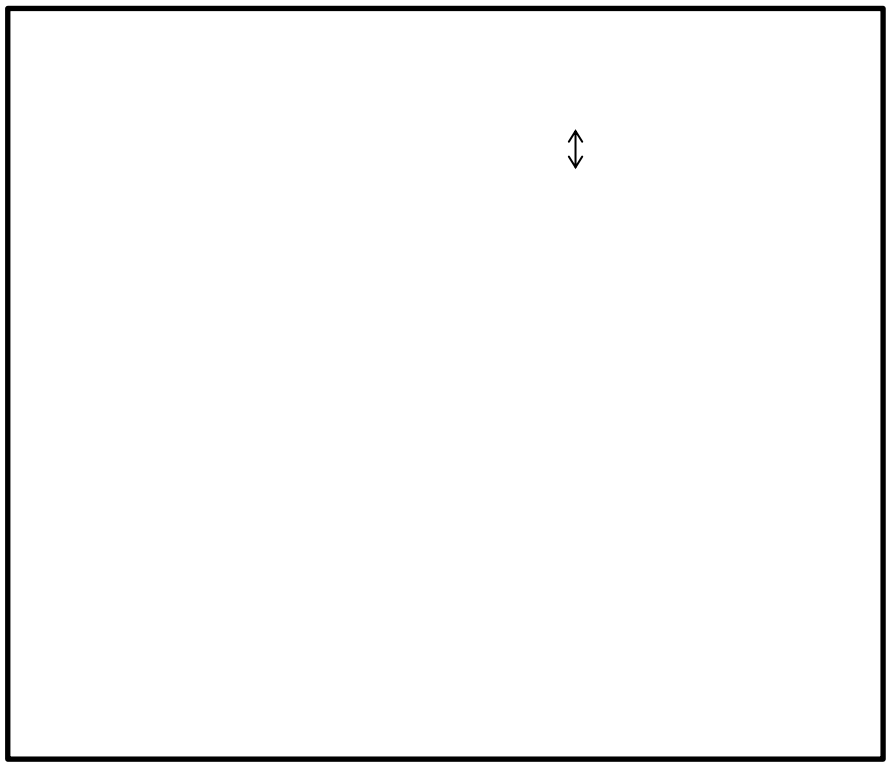


図２　スクラビング水スロッシング評価結果（下限水位）

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。

フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は，①ベンチュリスクラバ，②金属フィルタ，③銀ゼオライトフィルタの３つのセクションで構成され，その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図を図１，フィルタ装置の概略構造図を図２に示す。

① ベンチュリスクラバ・・・ベンチュリノズル，スクラビング水，多孔板
② 金属フィルタ・・・プレフィルタ，湿分分離機構，メインフィルタ
③ 銀ゼオライトフィルタ・・・銀ゼオライト
※ ②，③の間・・・流量制限オリフィス

ベントガスは，ベンチュリスクラバ（①）でまず処理され，ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が，スクラビング水中への保持により捕集される。さらに，金属フィルタ（②）では，①では捕集しきれなかったエアロゾルを捕集する。また，①②及び流量制限オリフィスの後段に設置する銀ゼオライトフィルタ（③）では，ガス状放射性よう素を捕集する。①②はスクラバ容器内に格納し，③は銀ゼオライト容器内に格納する。

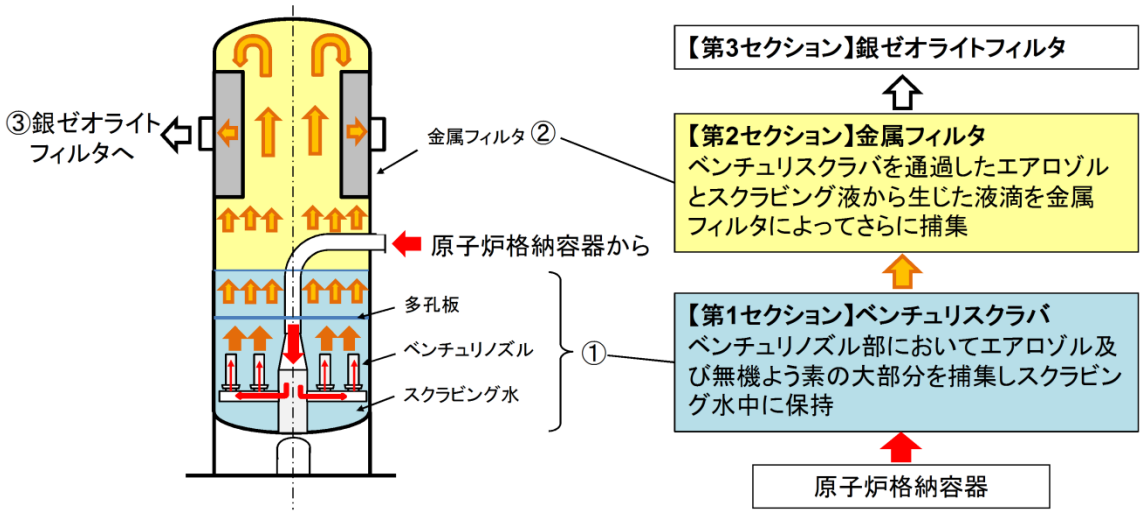
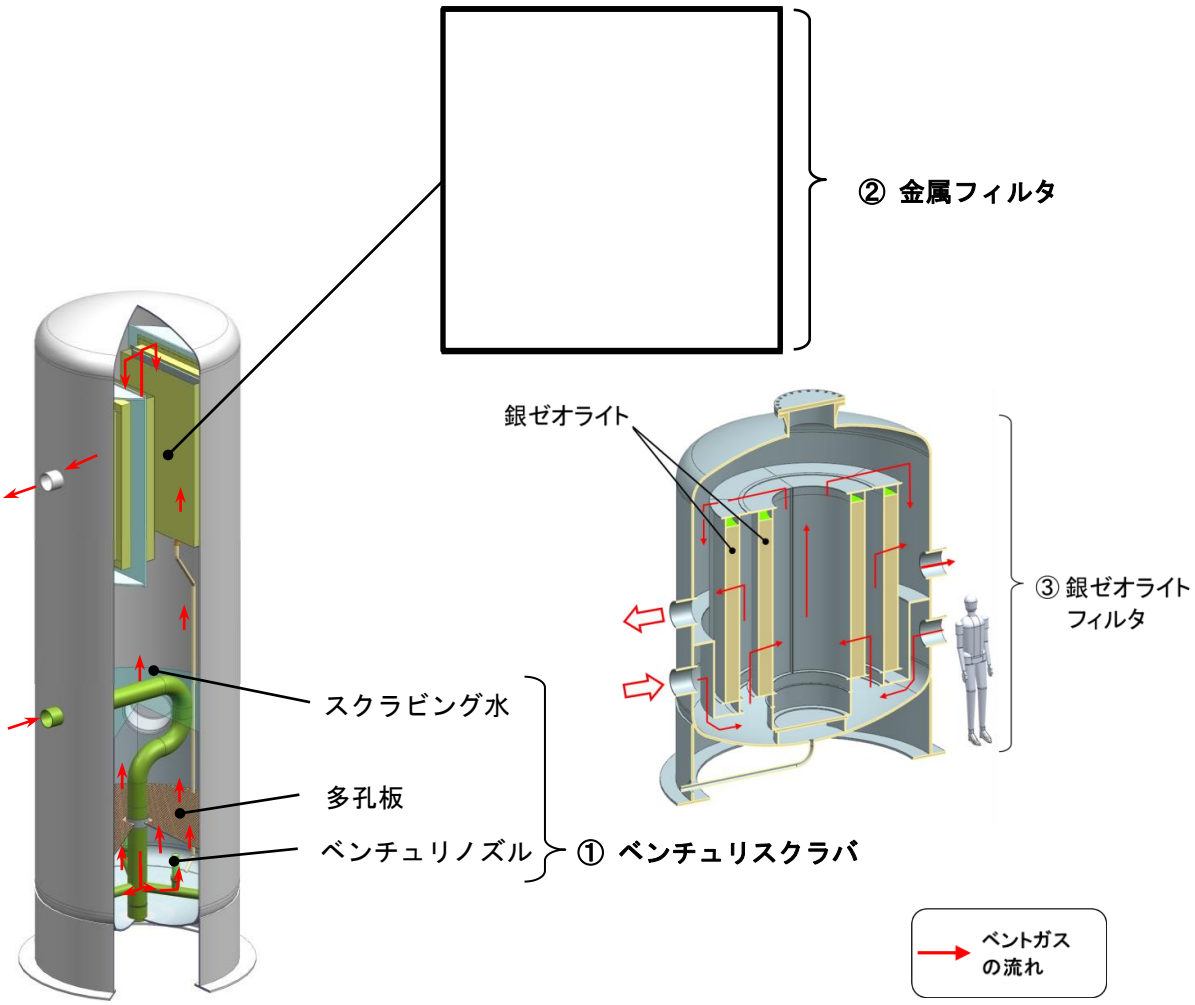


図１　フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図



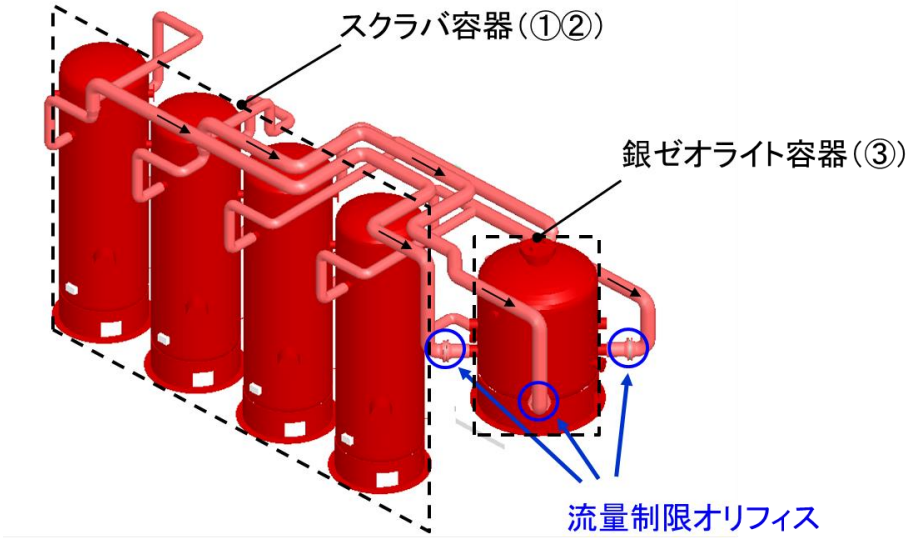


図２　フィルタ装置　概略構造図

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。

①ベンチュリスクラバの機能

1

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル　＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

[redacted]

フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

ベンチュリスクラバには以下の機能がある。

- 機能（1）・・・【エアロゾル，無機よう素の捕集】
  ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水（アルカリ性水溶液）を吸い込み，微細な液滴となったスクラビング水をベントガスと高速で接触させることにより，大部分のエアロゾル及び無機よう素（気体）をスクラビング水中に捕集する。
- 機能（2）・・・【エアロゾル，無機よう素の保持】
  捕集したエアロゾル及び無機よう素をスクラビング水中に保持する。
- 機能（3）・・・【崩壊熱の除去】
  放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。

①ベンチュリスクラバの機能（1）【エアロゾルの捕集】

2

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル　＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

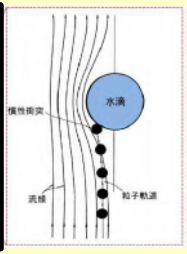
[redacted]

フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

ベンチュリノズルでは，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がベントガスと高速で接触することにより，大部分のエアロゾルを捕集する。

- 現象：
  ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み，ガス流中に液滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微細な液滴を形成させる。その際に，ベントガスと液滴の速度差により，液滴とベントガス中のエアロゾルが接触し，エアロゾルが液滴内に捕集される。
- 主な原理：
  慣性衝突効果
- 性能への主な影響因子：
  ガス流速，エアロゾル粒径

[redacted]

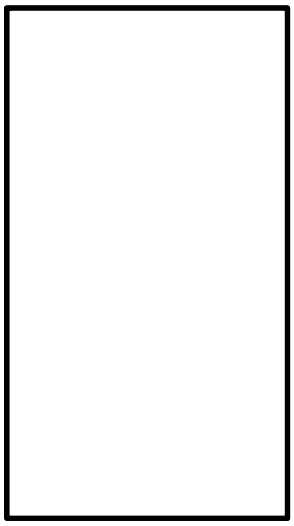


本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

3

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル　＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

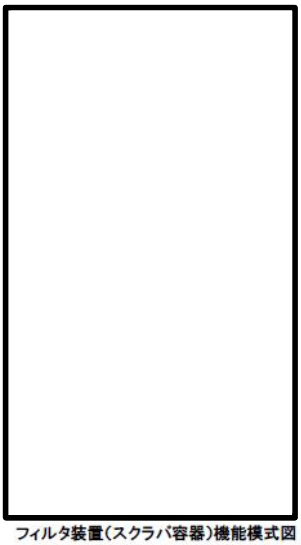
ベンチュリノズルでは，絞り部からスクラビング水を吸い込み，微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより，大部分の放射性無機よう素を捕集する。

- 現象：
  ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み，ガス流中に液滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微細な液滴の形成により単位体積当たりの表面積（界面）を大きくする。これにより，ベントガス中の無機よう素が効果的にスクラビング水[redacted]と接触し，化学反応により液滴中に溶け込む。
- 主な原理：[redacted]
- 性能への主な影響因子：[redacted]
- 設計上の考慮事項：[redacted]

①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】

4

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル　＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

ベンチュリノズル部で捕集したエアロゾルをスクラビング水中に保持する。

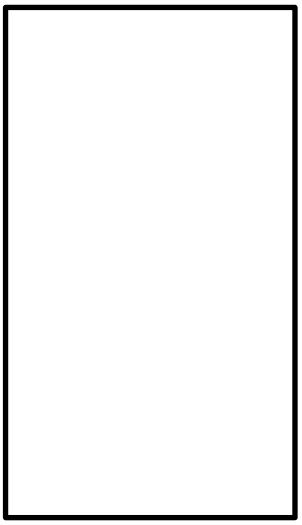
- 現象：[redacted]
- 設計上の考慮事項：[redacted]

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ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】

5

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

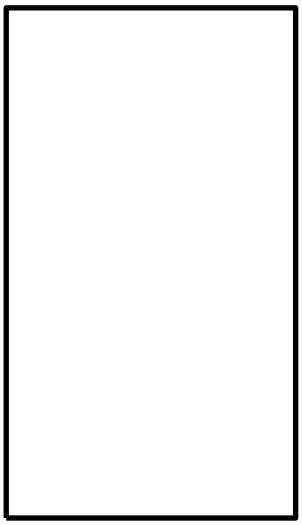
ベンチュリノズル部で捕集した無機よう素をスクラビング水中に保持する。

- 現象:
- 主な原理:
- 性能への主な影響因子:
- 設計上の考慮事項:

①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】

6

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。

- 現象:

  捕集された放射性物質の崩壊熱による発熱を，スクラビング水の蒸発によって除去し，発生した蒸気を系外へ放出することで熱を大気へ輸送する。

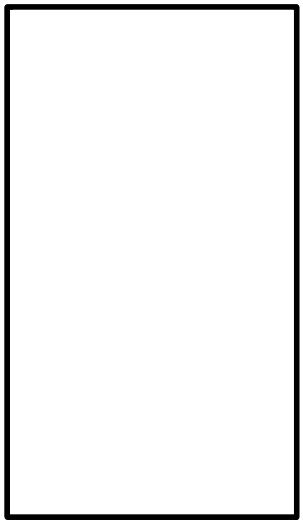
- 設計上の考慮事項:
  - ベントガスによるスクラビング水の蒸発や捕集された放射性物質の崩壊熱による発熱を考慮しても，待機時から一定期間ベントが継続できる水量を保有する。
  - スクラビング水の水位が確認できるように，水位計を設ける。
  - 水位が低下した場合においても，外部からの水の補給ができる設計とする。

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。

多孔板の機能

7

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） | 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） | 流量制限オリフィス | 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

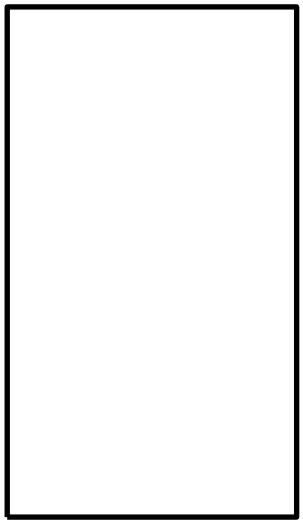
多孔板は，ベンチュリノズル以降の流れ全体を整流する。

- 設置目的
- 機構：
- 性能への影響：

ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】

8

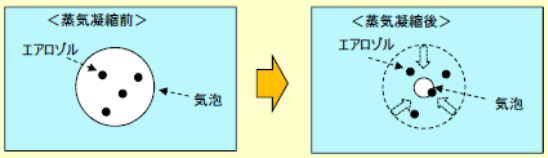
ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） | 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） | 流量制限オリフィス | 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

スクラビング水が未飽和状態の場合は，ベントガスの蒸気凝縮が考えられる。

- 現象：
  スクラビング水が未飽和状態の場合は，ベントガスの蒸気が凝縮する。
- 性能への影響：

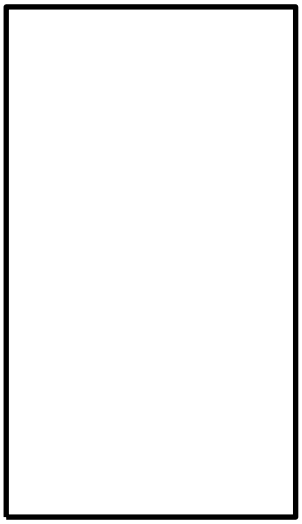


蒸気凝縮効果のイメージ図

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金属フィルタの機能

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） → **金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ）** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ



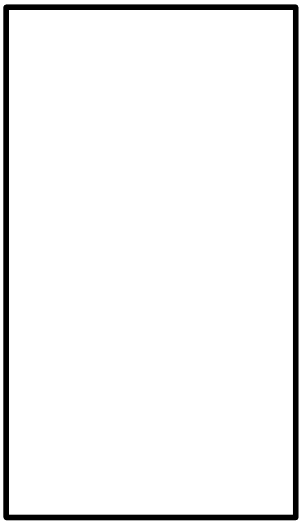
フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

金属フィルタには以下の機能がある。

- 機能（1）・・・【湿分分離】
  ベンチュリスクラバを通過したベントガスの湿分を分離する。
- 機能（2）・・・【エアロゾルの捕集】
  ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

②金属フィルタの機能（1）【湿分分離】

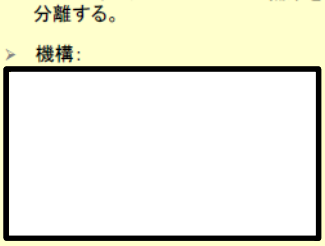
ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） → **金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ）** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

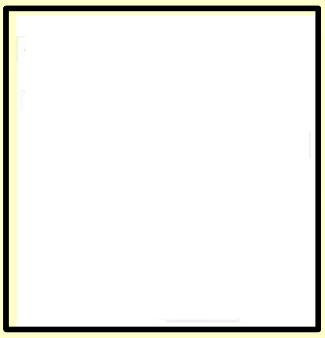


フィルタ装置（スクラバ容器）機能模式図

プレフィルタ及び湿分分離機構で，ベントガスに含まれる湿分を分離する。

- 設置目的：
  メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため，ベントガスの湿分を分離する。
- 機構：

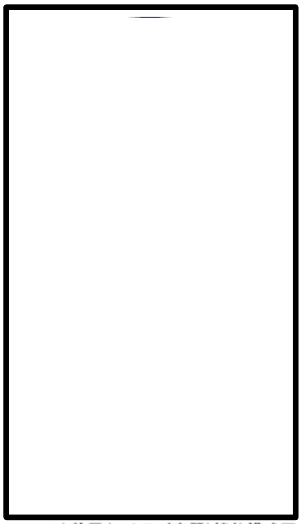




本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

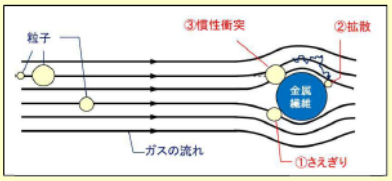
ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） | **金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ）** | 流量制限オリフィス | 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

金属フィルタは，ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

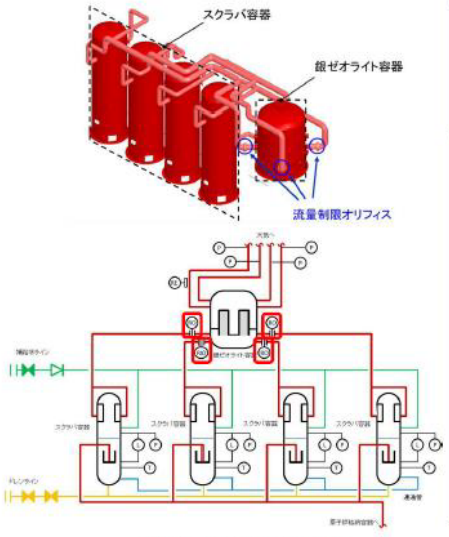
- 現象：
  エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで，金属表面に捕集される。
- 主な原理：
  ①さえぎり効果
  ②拡散効果
  ③慣性衝突効果



- 性能への主な影響因子：
  ガス流速，エアロゾル粒径
- 設計上の考慮事項：

流量制限オリフィスの機能

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） | 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） | **流量制限オリフィス** | 銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置廻り系統概要図

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために，金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。

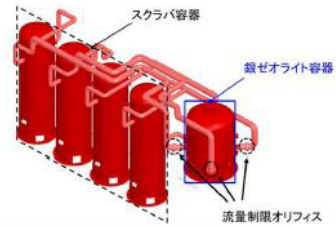
- 現象：
- 流量制限オリフィスの設置により，オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ，ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。

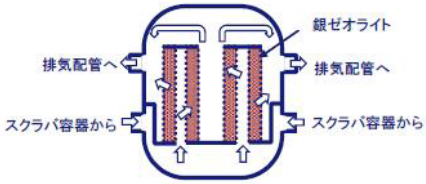
  ＜補足＞
  格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが，比容積が増加するため，体積流量（＝質量流量×比容積）はほぼ一定となる。
-

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銀ゼオライトフィルタの機能

ベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル ＋スクラビング水） → 金属フィルタ（プレフィルタ＋メインフィルタ） → 流量制限オリフィス → **銀ゼオライトフィルタ**





フィルタ装置（銀ゼオライト容器）機能模式図

銀ゼオライトフィルタでは，ガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）を捕集する。

- 現象：
  [redacted]とベントガス中のよう素を反応させて捕集する。
- 主な原理：
  [redacted]
- 性能への主な影響因子：
  [redacted]
- 設計上の考慮事項：
  - 適切な滞留時間となるように吸着材の充てん量を設定
  - 想定されるよう素量を捕集できるように吸着材の充てん量を設定

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）フィルタ装置におけるエアロゾル除去の物理現象

ａ．ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは，ベンチュリノズル，スクラビング水等で構成し，ベントガスに含まれるエアロゾルを捕集し，保持する。ベントガス中に含まれるエアロゾルは，ガス流速を大きくすることでスロート部に発生する負圧によって吸入されるスクラビング水と慣性衝突させることにより捕集する。ベンチュリノズルの概略を図１に示す。

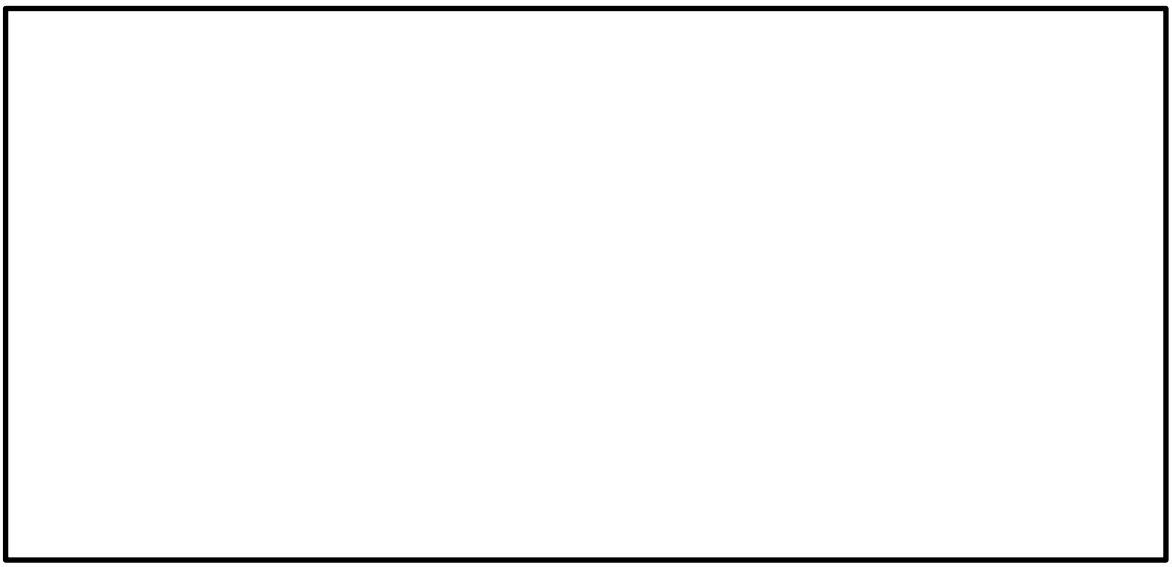


図１　ベンチュリノズルの概略図

エアロゾルの除去係数DFと透過率P_tは逆数の関係にあり，ベンチュリノズルを通過するエアロゾルの透過率について，以下のように表される。（参考図書１）

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^*}{V_L}\frac{Q_L}{Q_g}\right) \qquad \cdots\cdots（式１）$$

ここで，V^*はベンチュリノズル内に吸い込まれた液滴を通過するガス体積を表し，ベンチュリノズルを通過する時間で積分することにより，以下のとおり求めることができる。

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。

$$V^* = \int_0^T \eta_d \left| u_d - u_g \right| A_d dt \qquad \cdots\cdots \text{（式２）}$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{\left(1+0.7/K\right)^2} \qquad \cdots\cdots \text{（式３）}$$

$$K = \frac{2\tau_p \left| u_d - u_g \right|}{d_d} = \frac{2C\rho_p {d_p}^2 \left| u_d - u_g \right|}{18\mu d_d} \qquad \cdots\cdots \text{（式４）}$$

V^* ：液滴通過ガス体積　　τ_p ：緩和時間　　V_g ：ガス体積
A_d ：液滴断面積　　V_L ：液滴体積　　K ：慣性パラメータ
Q_g ：ガス体積流量　　C ：すべり補正係数　　Q_L ：液滴体積流量
μ ：ガス粘性係数　　η_d ：捕集効率係数　　ρ_p ：エアロゾル密度
u_g ：ガス流速　　d_p ：エアロゾル粒径　　u_d ：液滴速度　　d_d ：液滴径

式４で表される慣性パラメータKは，図２に示す曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数である。ストークス数が ０ のとき，エアロゾルは完全に流線に沿って移動し，ストークス数が大きくなるにしたがって，エアロゾルの運動方向を変化させにくくなることから，慣性衝突が起こりやすくなる。

式４から，慣性パラメータに影響を与える因子として，エアロゾル密度，エアロゾル粒径，液滴径，ガス粘性係数，ガスと液滴の速度差が挙げられる。

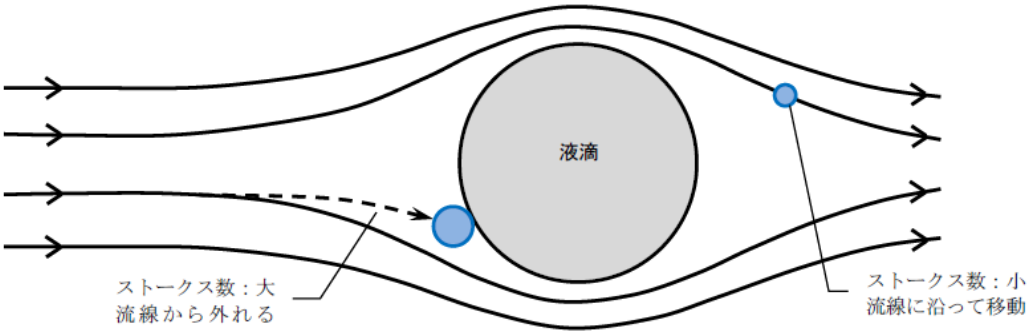


図２　ストークス数とエアロゾルの流れの関係

ベンチュリノズル入口ではガス流速が大きく液滴速度が小さいが，ベンチュリノズル内を通過する過程において次第に液滴速度が増加し，ガス流速を上回る。ベンチュリノズルでは，このガスと液滴の速度差を利用し，ガス中に含まれるエアロゾルと液滴を衝突させることによりエアロゾルを捕集する。

式1より，透過率はV^*/V_Lが影響し，補足するエアロゾル量（積算量）は，ベンチュリノズル入口近傍のガスと液滴の速度差の大きい領域において急速に増加し，その後，緩やかに増加していくことがわかる。この関係はベンチュリノズルの形状によって決まり，式４で表される慣性パラメータに影響を与える因子の液滴径，液滴とガスの速度差はガス流速に帰着される。エアロゾル密度，ガス粘性係数については，ベント実施中の変動幅が小さいため，慣性パラメータの変動は小さい。エアロゾル粒径については，粒径が小さくなるにつれて慣性パラメータが小さくなる変動幅が大きいことから，除去効率に与える影響を無視することができない。

したがって，ベンチュリノズルの除去効率に影響を与えるパラメータは，「ガス流速」と「エアロゾル粒径」である。

なお，Framatome社（旧AREVA社）では実機と同一形状のベンチュリノズルを使用してJAVA試験を行っており，実機の運転範囲を包絡するガス流量の範囲で試験を実施した結果から除去性能の評価を行っている。

b．スクラビング水

ベンチュリノズルを通過したベントガスは，気泡としてスクラビング水中を浮上する。気泡に含まれるエアロゾルの挙動を図３に示す。

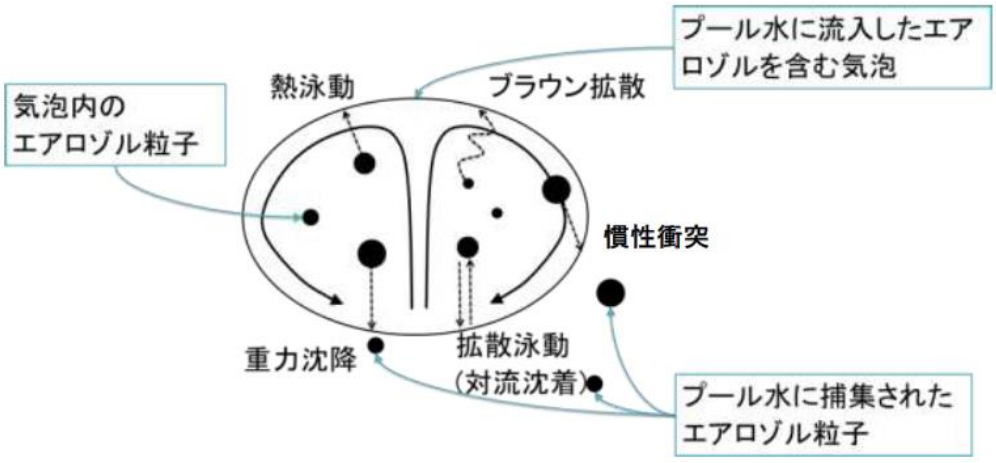


図３　スクラビング水中を浮上する気泡中のエアロゾル

重力沈降，慣性衝突については，粒径の大きいエアロゾルに対して効果的にはたらき，ブラウン拡散については，粒径の小さいエアロゾルに対して効果的にはたらき，拡散泳動（対流沈着），熱泳動については，気泡とスクラビング水の温度勾配が大きいときに効果的にはたらく。

c．金属フィルタ

金属フィルタは，プレフィルタ，湿分分離機構及びメインフィルタで構成され

ベンチュリスクラバを通過した気泡がスクラビング水の水面に達した際，細かい飛沫が生成される。この飛沫がベントガスに同伴して金属フィルタへ到達した際，

(a) プレフィルタ

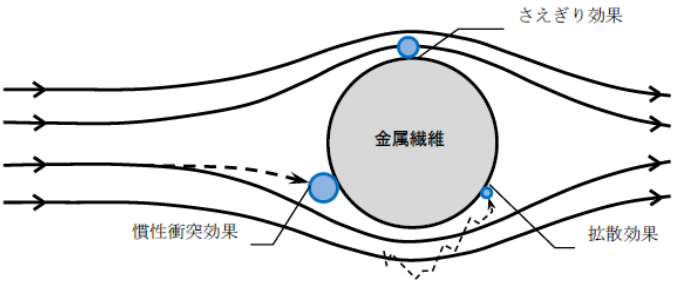


図４　プレフィルタにおける飛沫の分離

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) 湿分分離機構

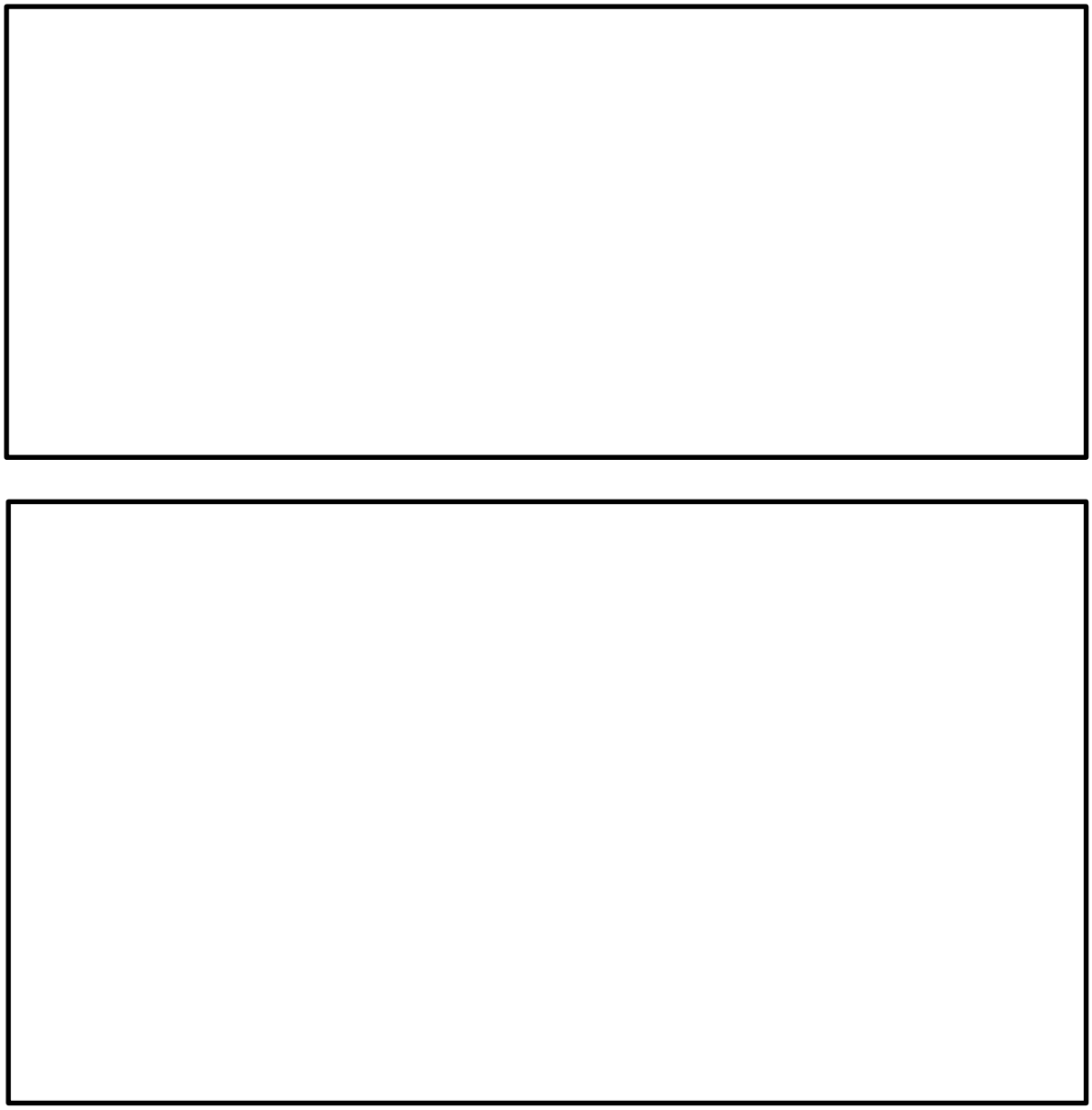


図５　湿分分離機構の概略図

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。

(c) メインフィルタ

[redacted]メインフィルタにおけるエアロゾルの捕集は図６に示すように，金属繊維表面への衝突と付着によって行われ，除去原理は「さえぎり効果」，「拡散効果」，「慣性衝突効果」によるものが主である。

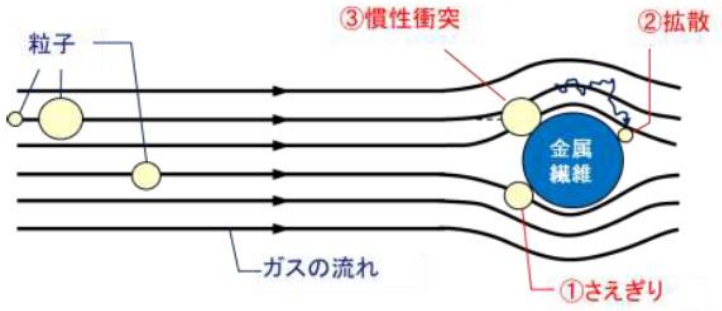


図６　金属フィルタ（メインフィルタ）における除去原理

① さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，金属繊維表面から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金属繊維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。

さえぎりによる捕集効率E_Rは，以下のように表すことができる。（参考図書２）

$$E_R = \frac{1}{2K}\left(2(1+R)\ln(1+R)-(1+R)+\left(\frac{1}{1+R}\right)\right) \quad \cdots\cdots \text{（式５）}$$

$$R = \frac{d_p}{d_f} \quad \cdots\cdots \text{（式６）}$$

$$K = -\frac{\ln(\alpha)}{2}-\frac{3}{4}+\alpha-\frac{\alpha^2}{4} \quad \cdots\cdots \text{（式７）}$$

d_f：繊維径　　d_p：エアロゾル粒径　　K：桑原の因子　　α：充填率

桑原の因子Kは他の繊維が近接していることにより生ずる，ある繊維のまわりの流れの場の変形の影響を含んだ無次元の係数であり，充填率αのみに依存し，また，繊維径d_f及び充填率は固有の定数である。さえぎりによる捕集効率に影響を与えるパラメータとして，「エアロゾル粒径」が挙げられる。

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。

② 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集はエアロゾルが金属繊維をさえぎらない流線上を移動しているときでも，金属繊維近傍を通過する際にブラウン運動によって金属繊維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，金属繊維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金属繊維に衝突する可能性が高まるため，拡散による除去効果は，ガス流速が遅い程大きくなる傾向にある。

拡散による捕集効率E_Dは，以下のように表すことができる。（参考図書２）

$$E_D = 2P_e^{-\frac{2}{3}} = 2\left(\frac{D}{d_f U_0}\right)^{\frac{2}{3}} \qquad \cdots\cdots \text{（式８）}$$

$$D = \frac{kTC_C}{3\pi\eta d_p} \qquad \cdots\cdots \text{（式９）}$$

d_p：エアロゾル粒径　　d_f：繊維径　　D：粒子の拡散係数
U_0：ガス流速　　k：ボルツマン定数　　T：ガス温度
C_c：すべり補正係数　　η：ガス粘性係数

ガス粘性係数ηはガス温度Tと共に上昇し，運転範囲における変動幅が小さく，互いを打ち消す。拡散による捕集効率に影響を与えるパラメータとして，「エアロゾル粒径」，「ガス流速」，「ガス粘性係数」が挙げられる。

③ 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は，エアロゾルがその慣性のために金属繊維の近傍で急に変化する流線に対応することができず，流線を横切って金属繊維に衝突するときに起こる。エアロゾル粒径が大きい場合，若しくは，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，金属繊維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，ガス流速が速い程大きくなる傾向にある。

慣性衝突による捕集効率E_Iは，以下のように表すことができる（参考図書２）。

$$E_I = \frac{JS}{2K^2} \qquad \cdots\cdots \text{（式 10）}$$

$$J = \left(29.6 - 28\alpha^{0.62}\right)R^2 - 27.5R^{2.8} \qquad \cdots\cdots \text{（式 11）}$$

$$S = \frac{\tau U_0}{d_f} = \frac{\rho_p d_p^2 C_c U_0}{18\eta d_f} \qquad \cdots\cdots \text{（式 12）}$$

$$R = \frac{d_p}{d_f} \qquad \cdots\cdots \text{（式 13）}$$

S：ストークス数　　K：桑原の因子　　α：充填率，

ρ_p：エアロゾル密度　　C_c：すべり補正係数　　U_0：ガス流速，

η：ガス粘性係数　　d_p：エアロゾル粒径　　d_f：繊維径

ストークス数Sは，前述のベンチュリノズルにおける除去原理と同様，エアロゾルの流線からの外れやすさを示している。慣性衝突による捕集効率に影響を与えるパラメータとして，「エアロゾル粒径」，「ガス流速」，「エアロゾル密度」，「ガス粘性係数」が挙げられる。

④ まとめ

以上から，さえぎり，拡散，慣性衝突効果では，ガス流速，エアロゾル粒径が主な影響因子であり，金属フィルタの除去効率に影響を与えるパラメータは，「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が挙げられる。

≪参考図書≫

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. W.C.ハインズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

（参考２）格納容器内におけるよう素の化学形態

a．格納容器内へ放出されるよう素の挙動

重大事故時に溶融炉心から格納容器内へ放出されるよう素は，以下に示す反応が支配的であるとされている。（参考図書１）

$$Cs(g) + I(g) \Leftrightarrow CsI$$
$$CsOH(g) + 1/2H_2(g) + I(g) \Leftrightarrow CsI + H_2O(g)$$
$$I_2(g) + H_2(g) \Leftrightarrow 2HI(g)$$

TMI事故以降のソースターム研究では，よう素は上記の反応により，主に粒子状よう素（CsI）の形態で格納容器に移行し，一部が無機よう素（I_2）及びよう化水素（HI）の形態で格納容器に移行すると考えられる。また，粒子状よう素のCsI は可溶性であり，格納容器内で発生する蒸気の移行に伴い，サプレッション・プール水中によう素イオン（I^-）として溶存する。サプレッション・プール水中に溶存したよう素イオン（I^-）は，以下に示す反応により，無機よう素（I_2）となる。（参考図書１）

$$2I^- + 2H^+ + (1/2)O_2 \Leftrightarrow I_2 + H_2O$$
$$2I^- \Leftrightarrow I_2 \text{（放射線場における酸化還元反応）}$$

b．有機よう素の発生メカニズム

上記の反応により生成された無機よう素（I_2）は，サプレッション・プール水中で有機不純物と反応し，気相に移行した無機よう素（I_2）は格納容器内表面の有機物を含む塗装材と反応することで，有機よう素が生成されると考えられている。（参考図書１）

≪参考図書≫

１．NEA/CSNI/R(2007)1 “STATE OF THE ART REPORT ON IODINE CHEMISTRY “, 23-Feb-2007

スクラビング水のｐＨについて

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ことから，スクラビング水の薬液として水酸化ナトリウムを初期添加することにより，薬剤の補給が不要な設計としている。

スクラビング水のｐＨを低下させる要因として，重大事故時に格納容器内において発生する酸性物質を含むベントガスのスクラバ容器への流入が挙げられる。

主な酸性物質としては，塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解による塩化水素，窒素が溶存するサプレッション・プール水の放射線分解による硝酸等が既往知見により知られている。原子炉圧力容器が破損した場合においては，溶融炉心による加熱でペデスタル内のケーブルが熱分解することによる塩化水素の発生，MCCIによるコンクリート骨材からの炭酸ガスの発生が考えられる（NUREG/CR-5950）。

また，スクラビング水量の変動に伴う希釈もｐＨ低下の要因となる。

以下に，水酸化ナトリウムの初期添加量の算定に資する酸性物質，希釈量についての評価を示す。

1. 格納容器内で発生する酸性物質生成量

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

格納容器内のケーブルについて，放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950 の放射線分解モデルに基づき評価した。なお，ケーブル量については，実機調査を行った（参考）。

また，窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（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）」において，ベント時（事象発生から 32 時間後）には約 [redacted] [mol]，７日後（168 時間後）では約 [redacted] [mol]，60 日後（1440 時間後）では約 [redacted] [mol]の酸性物質が格納容器内で生成されると試算した。

放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図１に示す。

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。

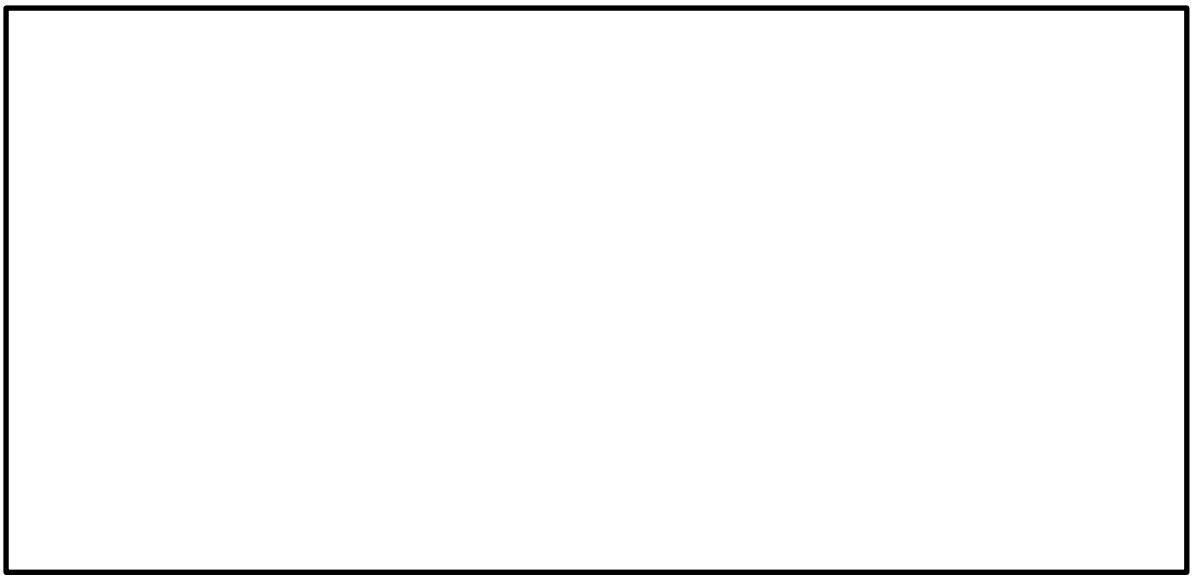


図１　放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが，ケーブルの熱分解は 200℃まではほとんど発生しないため，有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（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)」においては，熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。

原子炉圧力容器破損を想定した場合は，溶融炉心から熱を直接受けるケーブル，すなわちペデスタル内に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また，この際に生じる MCCI により発生する炭酸ガスの発生量は，十分小さく無視できる程度と考えられる。なお，ペデスタル内のケーブル量は，保守的にペデスタル内に接続されるケーブルの全長（ペデスタル外も含む）を集計した。

原子炉圧力容器破損が想定する際に，約 [redacted] ［mol］の酸性物質が熱分解により生成されると試算した。

・ペデスタル内ケーブルの熱分解による塩化水素生成量：約 [redacted] ［mol］（約 [redacted] kg）

(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量

スクラビング水に初期添加している [redacted] は，酸素が存在する環境下において，以下の反応により分解して塩基性物質を消費することが知られている。

[redacted]

ベント直後を除きスクラバ容器に流入するガスはほぼ 100%蒸気であるため，この影響は小さいと考えられるが，仮に全量の [redacted] が酸化分解されると想定して消費される塩基性物質は約 [redacted] ［mol］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。

2. スクラバ容器での塩基の消費量

重大事故時に格納容器内で発生した酸性物質は，スクラバ容器へ移行する前に格納容器内の自然沈着，格納容器スプレイ及びサプレッション・プールのスクラビング等の除去効果を受けるため，移行量は減少する。また塩酸や硝酸については格納容器内の液相への溶解も考えられる。

以上の事象影響を無視し，格納容器内で生成した酸性物質が保守的に全量移行したとすると，スクラバ容器の塩基の消費量は，７日後（168 時間）において約 [redacted] [mol]，60 日後（1440 時間）において約 [redacted] [mol]との試算となる。

【７日後（168 時間）の塩基の消費量（約 [redacted] [mol]）内訳】

・放射線分解による酸性物質生成量：約 [redacted] [mol]

・熱分解による酸性物質生成量：約 [redacted] [mol]

・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量：約 [redacted] mol

【60 日後（1440 時間）の塩基の消費量（約 [redacted] [mol]）内訳】

・放射線分解による酸性物質生成量：約 [redacted] [mol]

・熱分解による酸性物質生成量：約 [redacted] [mol]

・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量：約 [redacted] mol

3. 水位変動によるスクラビング水の希釈について

待機時のスクラビング水の通常水位における水量は約 [redacted] t である。スクラビング水の最大水量は約 [redacted] t であるため，ベントガスの凝縮により，スクラビング水の薬液濃度は [redacted] 倍に希釈される。

4. スクラビング水のｐＨ影響評価

スクラバ容器は無機よう素（I_2）を捕集及び保持するものであるため，２カ月でよう素は十分減衰することを考慮し，スクラビング水には保守的に設定した 60 日後（1440 時間後）の塩基の消費量（約 [redacted] [mol]）を考慮する。

スクラバ容器においては，上記に更に余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位（約 [redacted] t）において約 [redacted] とすることとしている。

[redacted]

通常水位における水酸化ナトリウム濃度が [redacted] のとき，酸性物質の移行量を考慮し，かつベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の水酸化ナトリウム 濃度は，

[redacted]

となり，十分にアルカリ性を維持できる。

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。

なお，放射性物質により水酸化ナトリウム水溶液が放射線分解してもｐＨはほとんど変化しない。（参考図書３）

事故後のスクラビング水のｐＨ挙動評価を図２に示す。

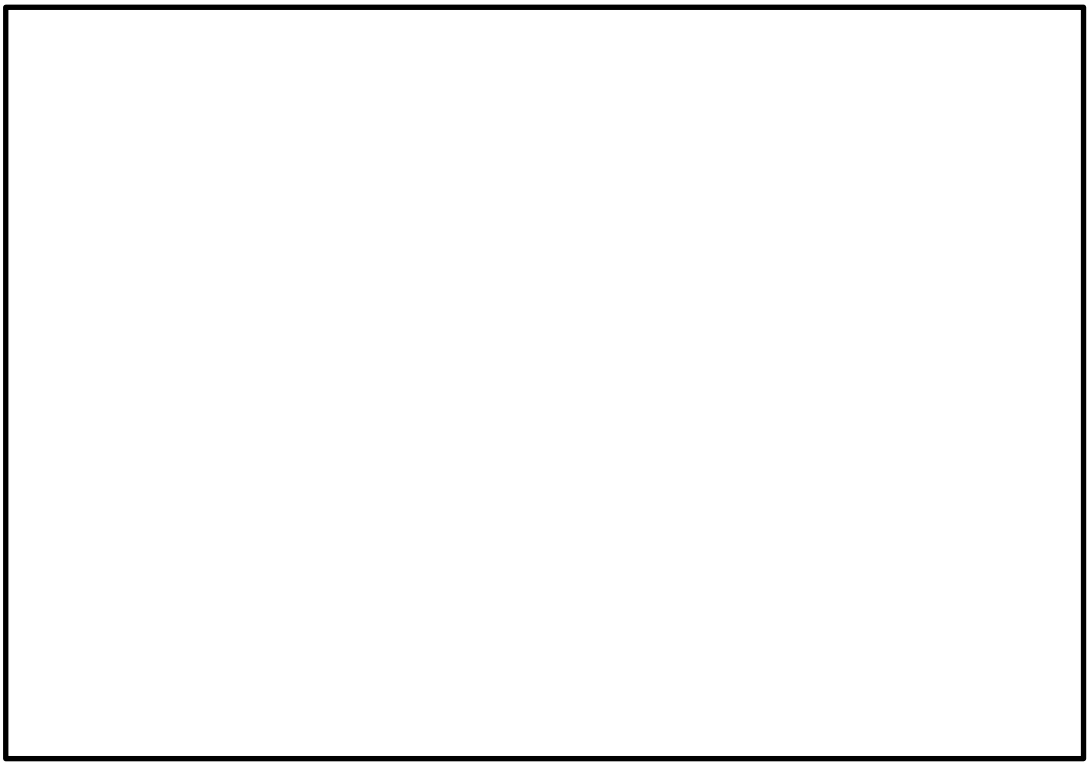


図２　事故後スクラビング水のｐＨ挙動評価

ここで，スクラビング水のｐＨ挙動への影響が小さいとして上記で考慮していない酸性物質について以下のとおり検討した。

格納容器内のケーブルに含まれるすべての酸性物質を想定した場合，追加される酸性物質の発生量は，約　　[mol]となる。

核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが，水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また，格納容器壁面の塗料等の有機物が水中へ溶出した場合は，有機酸を生成する可能性があるが，一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず，塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。

上記を更に保守的に考慮した場合でも，薬液タンクから薬剤を追加することで，ベント後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。

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. 薬液の劣化・濃度均一性

スクラビング水に添加する NaOH の水系の相平衡については，『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie,Natrium,8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より，図３の通り示されている。図３より，スクラビング水の添加濃度である NaOH [redacted][wt%]では，水温が０℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。スクラバ容器は第１ベントフィルタ格納槽内に設置しており，スクラビング水は０℃以上となる。よって，格納容器フィルタベント系の待機中に NaOH が析出することはない。

また， NaOH は非常に安定な化学種であり，格納容器フィルタベント系の待機中，スクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され，窒素雰囲気に置かれることから，格納容器フィルタベント系待機中において，薬液が変質することはない。

また，フィルタ装置を使用すると，ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ， NaOH は均一に拡散されると考えられる。

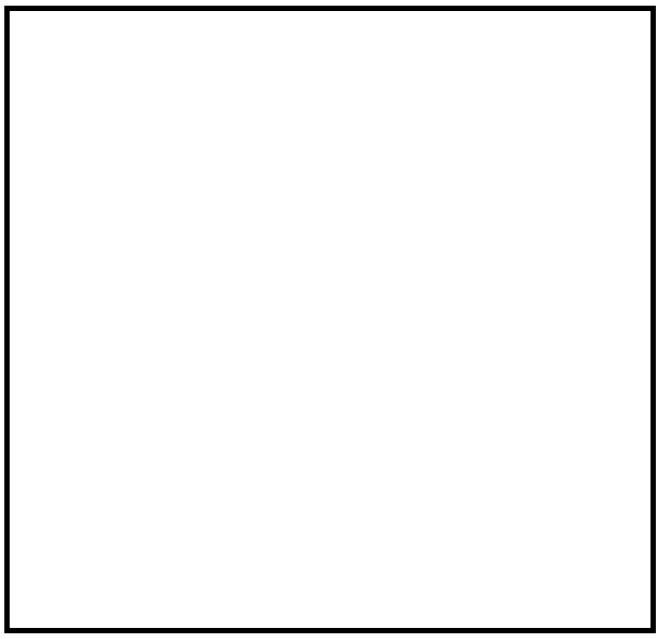


図３　NaOH の水系相平衡図

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。

6. スクラビング水の管理について

4.に記載したとおり，スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで，ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても，スクラビング水はｐＨ７以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラビング水の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

ａ．系統待機時の管理

・定期事業者検査時に水酸化ナトリウムの濃度が [redacted] であること及び [redacted] であることを確認する。

・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

ｂ．ベント中の管理

・スクラビング水の水位を監視し，水位低に至る場合においては，水を補給する。

・スクラビング水の水位を監視し，水位高に至る場合においては，スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送した後，薬剤の補給を行う。

ｃ．ベント停止後（隔離弁閉止後）

・ベント停止後において，スクラバ容器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（スクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

〈参考図書〉

1. ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992
2. ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992
3. 堂前 雅史等 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果，2016年3月（日本原子力学会　2016年春の大会）

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）島根原子力発電所２号炉 格納容器内ケーブル量調査

ｐＨ低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため，格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。

〔 格納容器内のケーブル量調査フロー 〕

①建設記録よりケーブル量を調査・集計
（線種，サイズ毎に本数と長さを集計）

↓

②工事記録におけるケーブル取替，敷設実績を調査・反映

↓

③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計
（ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計）

↓

④ケーブル被覆材毎に表面積，塩化水素含有量を算出
（今後の設備更新等を想定し，保守的に算出）

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表１に示す。

表１　格納容器内のケーブル量調査結果

（次頁に続く）

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。

（前頁の続き）

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。

金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

金属フィルタは,

金属フィルタの外形図を図１，主要仕様を表１に示す。

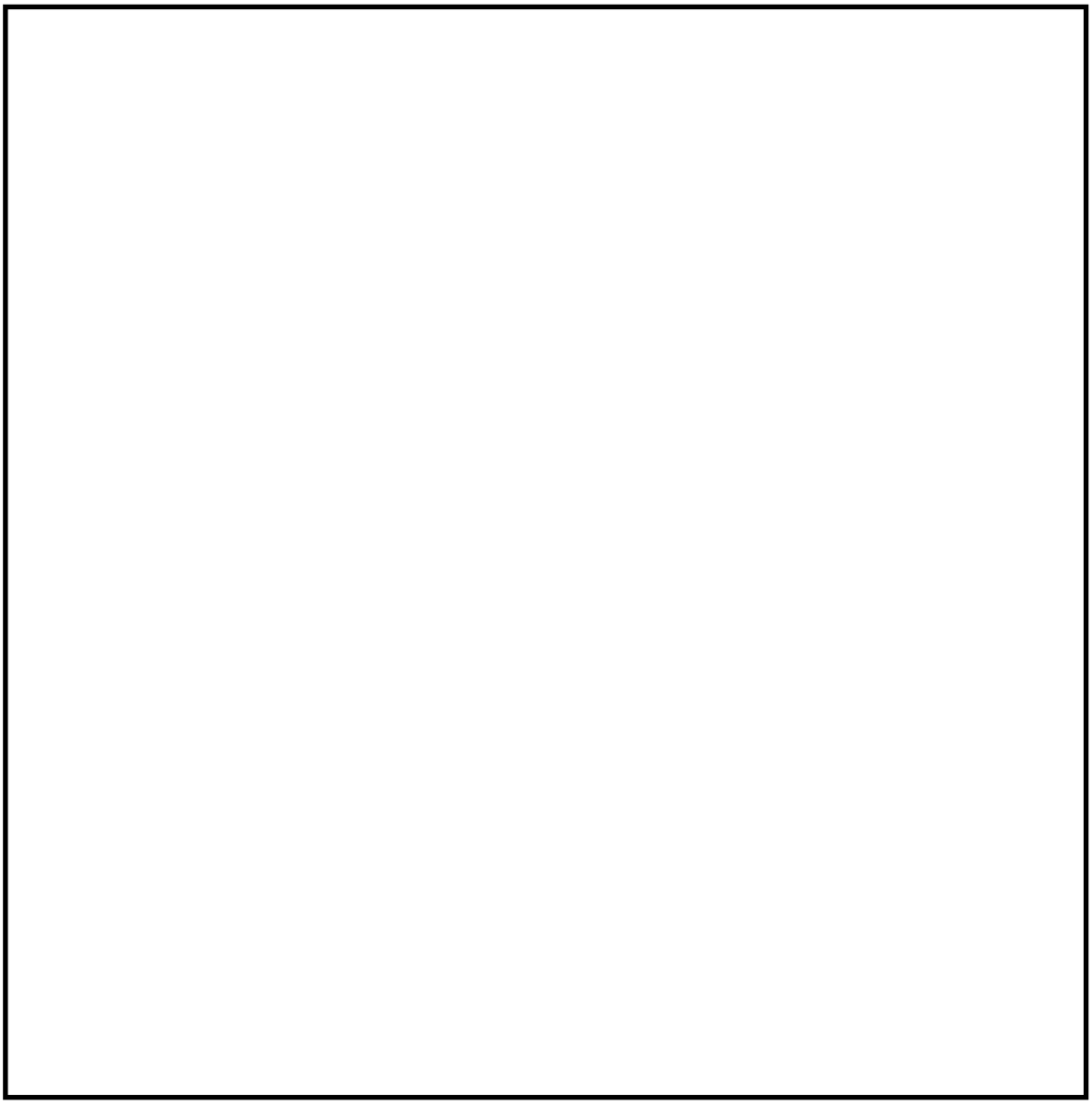


図１　金属フィルタの外形図

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。

表１　金属フィルタの主要仕様

種　　類	金属繊維型フィルタ
材　　料	ステンレス鋼
外径寸法	
線　　径	
フィルタ面積	
個　　数	

金属フィルタでは，メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため，ベントガス中の湿分を

湿分分離機構の概略構造図を図２，ドレン配管接続部の概略図を図３に示す。

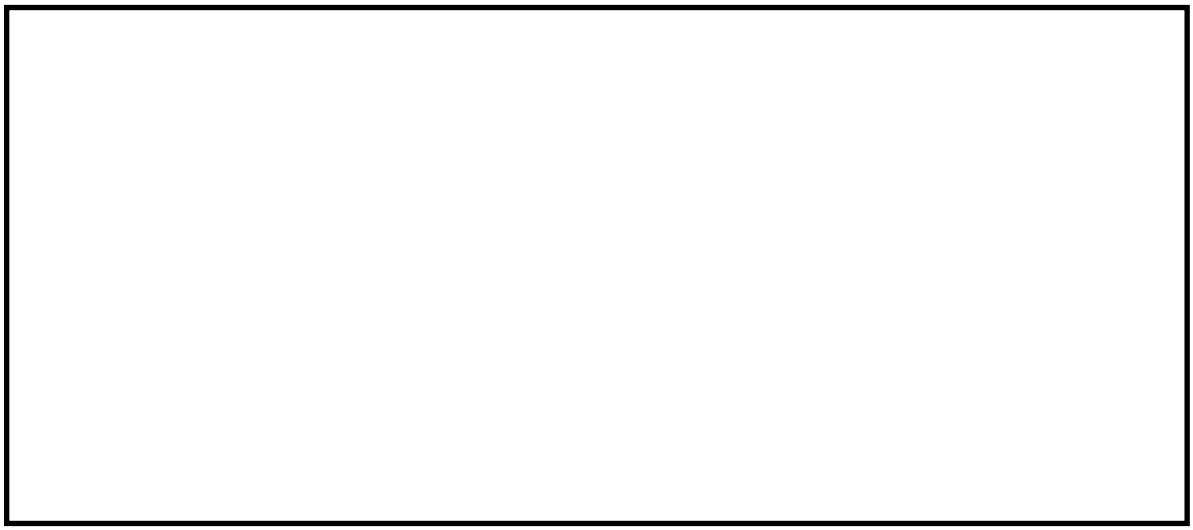


図２　湿分分離機構の概略構造図

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。

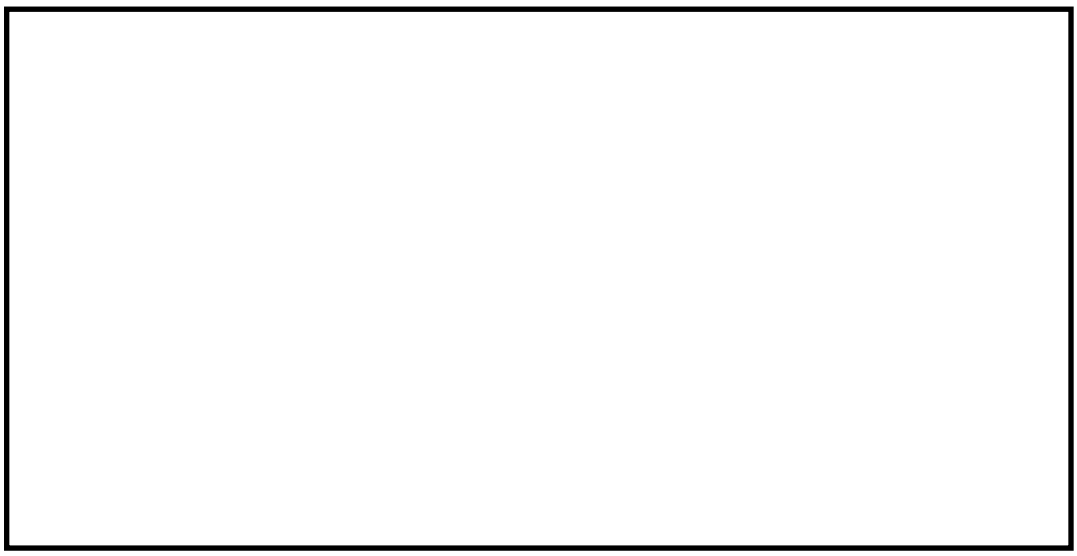


図３　ドレン配管接続部の概略図

ここで，金属フィルタのドレン配管において閉塞及び逆流が発生した場合，金属フィルタの機能に影響を与える可能性があることから，ドレン配管における閉塞及び逆流について評価した結果を示す。

(1) ドレン配管における閉塞

金属フィルタのドレン配管の口径は[redacted]であり，これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は[redacted]で極めて小さく，また，ドレンが排出できる十分な配管口径であることから，ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。

(2) ドレン配管における逆流

金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合，ドレン配管において逆流が発生し，金属フィルタ部にスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は[redacted]であり，ドレン配管における逆流を考慮しても，スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。

なお，スクラバ容器水位は，水位計により監視できる設計としている。スクラバ容器水位計の測定範囲を図４に示す。

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。

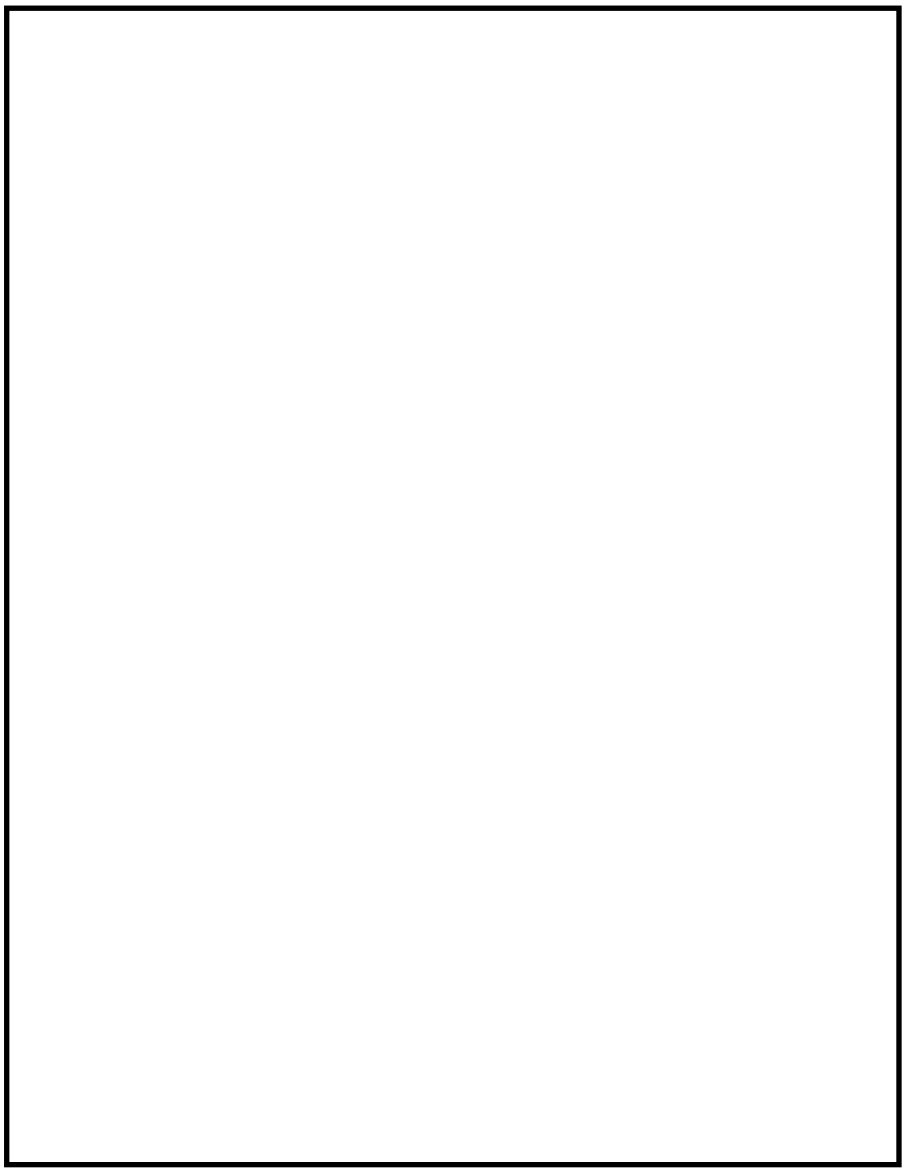


図４　スクラバ容器水位計の測定範囲

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。

流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器フィルタベント系は，格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

格納容器フィルタベント系では，格納容器圧力の上昇に伴い，ベントガスの質量流量が増加する場合においても，ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため，スクラバ容器の下流に流量制限オリフィスを設置することにより，体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

1. 流量制限オリフィスの設計手順

格納容器フィルタベント系の系統流量は，格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（１Pd）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以下のとおり設定する。

なお，格納容器圧力１Pd で必要量を排出可能な設計としているため，より差圧が大きくなる格納容器圧力２Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。



図１　１Pd ベント時の圧力勾配概念図

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. 流量制限オリフィスの圧力損失計算

(1) オリフィス上流側(格納容器からフィルタ装置(スクラバ容器))圧力損失計算

a．オリフィス上流側の計算式

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．計算結果

流量制限オリフィス入口圧力（上流側）Pi の計算結果を表１に示す。

表１　流量制限オリフィス入口圧力

(2) オリフィス下流側圧力損失計算

a．オリフィス下流側圧力の計算式

b．計算結果

流量制限オリフィス下流側圧力 Pa の計算結果を表２に示す。

表２　流量制限オリフィス出口圧力

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) 流量制限オリフィスの断面積の設定

上記より，格納容器圧力が１Pd 時に格納容器フィルタベント系で原子炉定格熱出力１％相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流側の圧力は［　　］，オリフィス下流側の圧力は［　　］である。

そこで，流量制限オリフィスは，上記のオリフィス上流及び下流側の圧力条件で，原子炉定格熱出力１％相当の蒸気が排出できるようにオリフィスの断面積を設定する。

ここで，オリフィス上流側圧力と下流側圧力の関係から，オリフィス部の流れが臨界流となっていることから， 必要な断面積の評価は以下の式に基づいて実施する。

図１に上記設計手順により算出される圧力損失結果から導かれる圧力勾配の概念図を示す。

［　　］

以上の手順でオリフィスの断面積を算出［　　］し，設定することにより，格納容器フィルタベント系によるベント開始時の格納容器圧力が１Pd の状態においても設計流量が確実に排気できるように設計している。

3. 格納容器圧力の変動に対する体積流量

(1) 格納容器圧力毎の圧力損失

格納容器フィルタベント系は格納容器圧力が１Pd～２Pd（427～853kPa[gage]）の場合において使用を開始し，格納容器圧力はベント後に圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態（約 100kPa[gage]）に至る。格納容器フィルタベント系は格納容器圧力１Pd（427kPa[gage]）において，設計流量

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。

9.8kg/s（原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気量）を排出できるよう，流量制限オリフィスの流出断面積を設定し，系統の圧力損失を計算している。

格納容器フィルタベント系の格納容器圧力に対する圧力損失等を表３，ベント時の圧力勾配概要を図２に示す。

なお，格納容器フィルタベント系ではフィルタ装置（スクラバ容器）のスクラビング水位に相当する水頭圧（約 30kPa）以上であれば格納容器内のガスを排気できる。

表３　格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	ｵﾘﾌｨｽ上流圧力損失 (kPa)	ｵﾘﾌｨｽ下流圧力損失 (kPa)	質量流量 (kg/s) (相対比) ※1	体積流量 (m^3/s) (相対比) ※1
853				
427				
100				

※１　格納容器圧力１Pd の時の圧力を基準とした値

(2) 設計の意図

格納容器フィルタベント系は，フィルタ性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてベントガス流速（体積流量）が挙げられるため，システム設計の観点からは，想定する圧力変動範囲で出来るだけ体積流量を一定にし，安定したベントガス流速となるよう設計上の配慮を行っている。具体的には，スクラバ容器下流に流量制限オリフィスを設け，オリフィス下流の排気経路は出来るだけ圧損が小さくなるようなルート選定を行っている。

格納容器圧力１Pd（427kPa[gage]）時にオリフィス部の流れが臨界流となることを配管設計上の目安としている。

格納容器フィルタベント系の流量特性を図３に示す。格納容器圧力の変動（約 100kPa[gage]～約 853kPa[gage]）に伴う体積流量は，[redacted]とほぼ一定の値となる。

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。

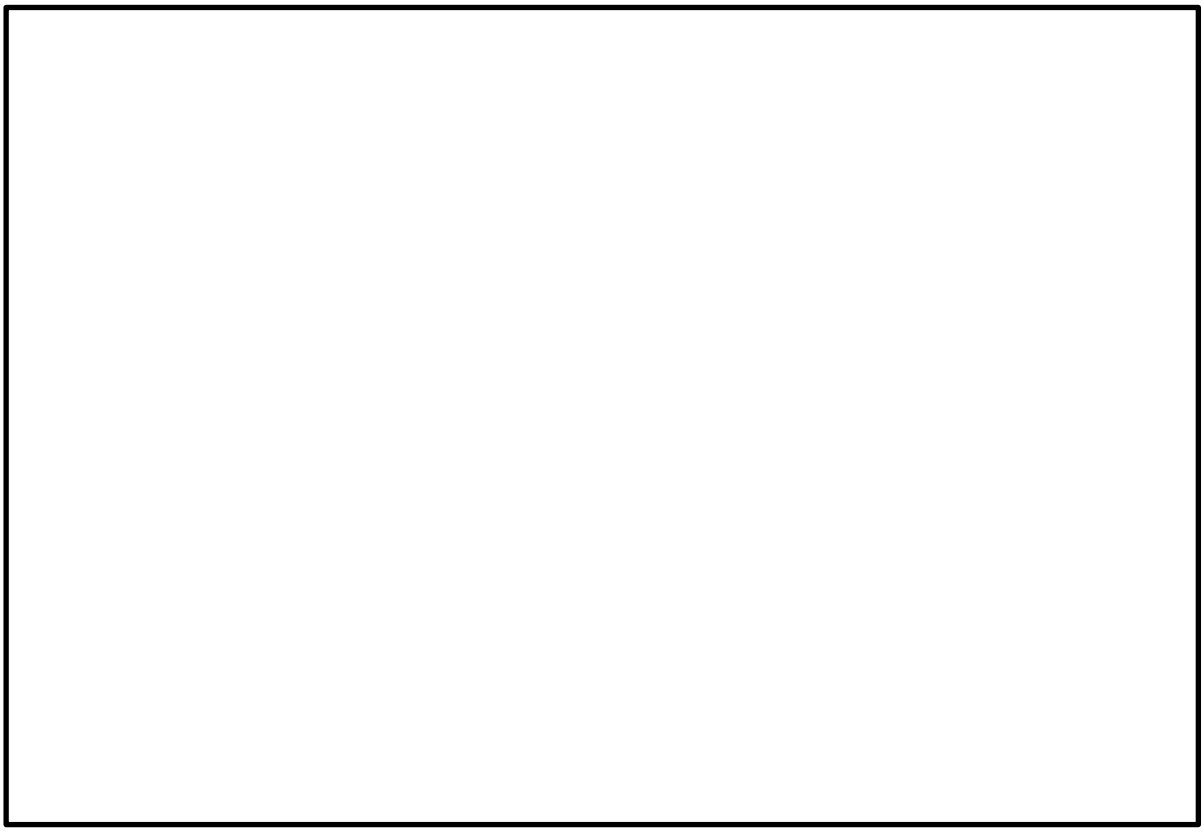


図２　圧力勾配概要

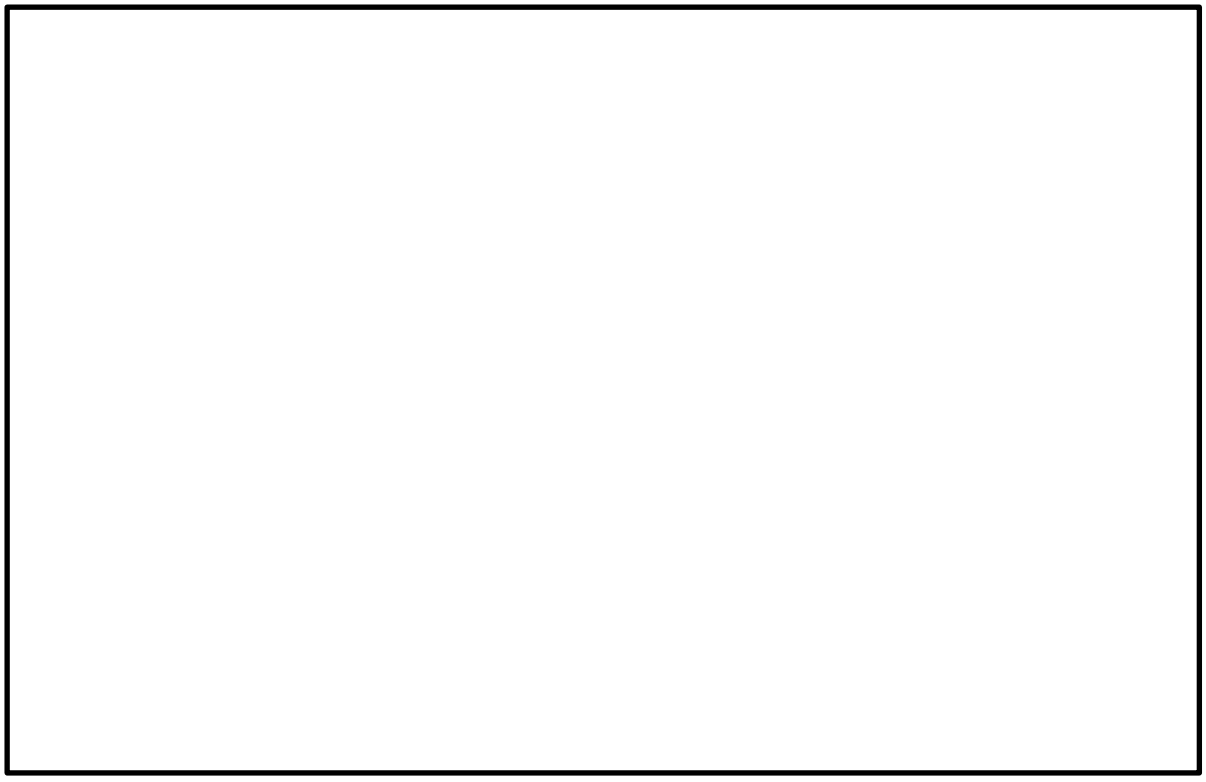


図３　格納容器フィルタベント系の流量特性

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）ベント時の蒸気流量の算出方法について

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１％相当（スクラム後２～３時間）の蒸気流量は以下のとおり算出している。

$$Wvent = 2436 \times 10^3 \times 0.01 / (h_s - h_w) \fallingdotseq 9.8 \ (kg/s)$$

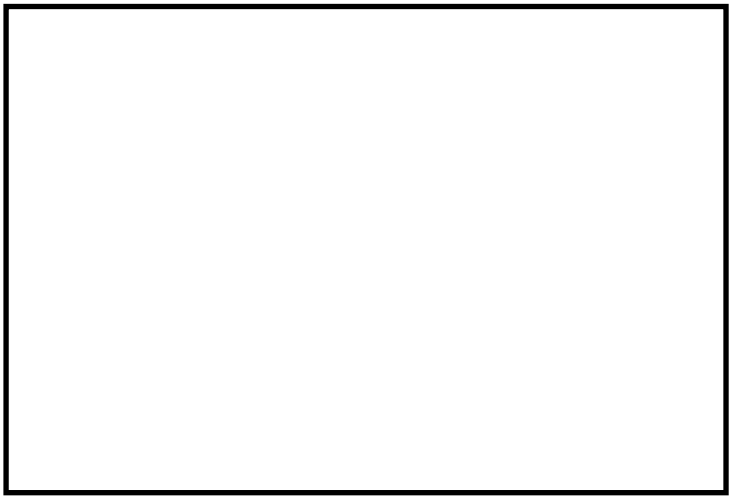
h_s：2750.55（kJ／kg）：飽和蒸気の比エンタルピ（427kPa[gage]条件）
h_w：251.15（kJ／kg）：飽和水の比エンタルピ（60℃条件）

ここでh_sについては，格納容器最高使用圧力１Pd(=427kPa［gage]）とし，h_wについては外部水源の水温に余裕をみて 60℃と設定した。また，比エンタルピは「1999 日本機械学会蒸気表」の記載値を用いた。

流量制限オリフィスの流出断面積は，格納容器圧力１Pd(=427kPa［gage]）において，9.8kg/s の蒸気流量が排出できるものを設定している。

設定した流出断面積のオリフィスを用いた場合における運転範囲（格納容器圧力 100kPa[gage]～853kPa[gage]）の体積流量は，以下の式１～４により計算できる。

○体積流量の計算式



・・・・・（式１）

・・・・・（式２）

・・・・・（式３）

$$V[m^3/s] = m_{システム}[kg/s] \times \sigma[m^3/kg]$$

・・・・・（式４）

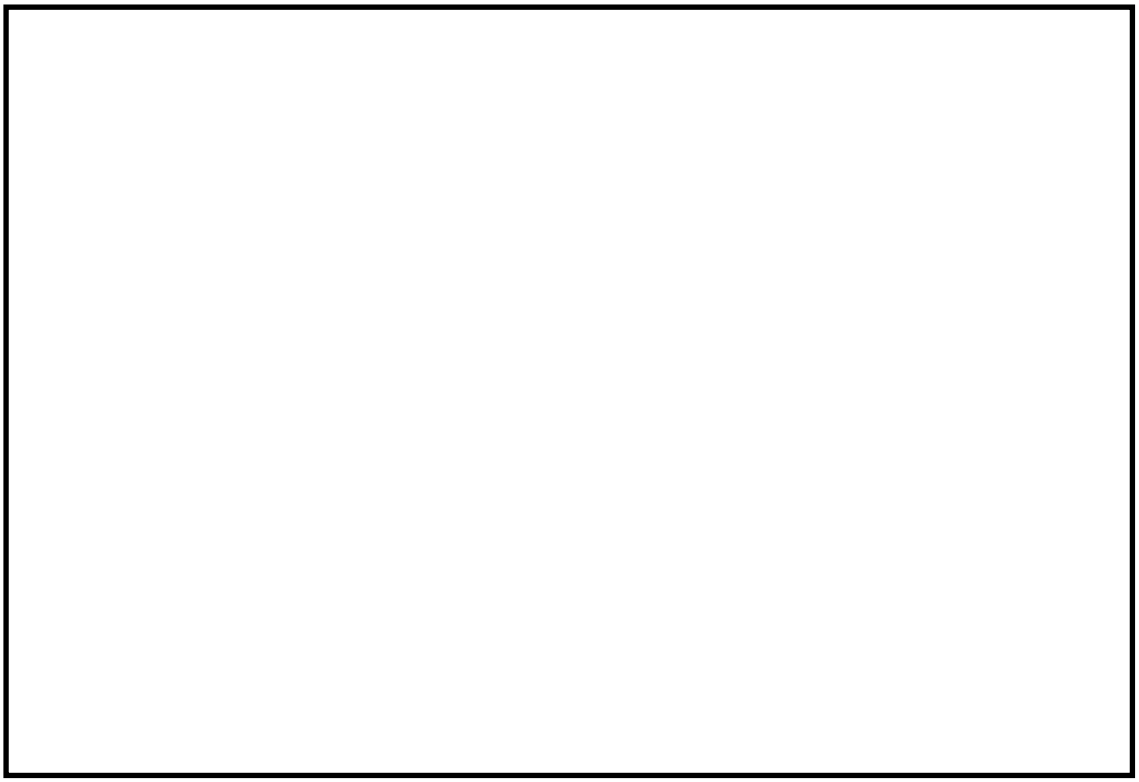
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ここで,

V　　：体積流量

m　　：質量流量

σ　　：比体積



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）有効性評価と実機モデルの圧損計算の違いについて

有効性評価（MAAP 解析モデル）では，格納容器と放出口（オリフィス）のモデルで評価している。一方，実機の圧力損失計算においては，オリフィス以外にも，配管，容器等のベントラインの機器を想定して評価している。

MAAP 解析モデルと実機設計に用いた圧力損失計算モデル（実機モデル）の比較を図１に示す。

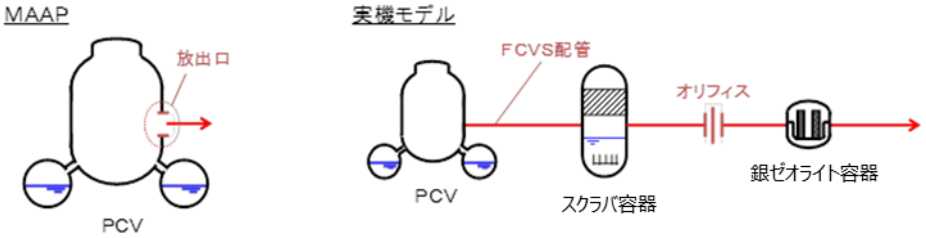


図１　MAAP 解析モデルと実機モデルの比較

いずれのモデルにおいても，「格納容器圧力１Pd においてベントガス流量 9.8kg/s がベント可能」となるようにオリフィス穴径等を設定している。このため，MAAP 解析モデルでは，放出口（オリフィス）において格納容器フィルタベント系の系統圧損も考慮するため，オリフィス穴径の大きさは実機モデルに比べて小さくしている。MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量を表１に示す。

表１　MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量

格納容器圧力	ベントガス流量	
	MAAP 解析モデル	実機モデル
１Pd（427kPa[gage]）	9.8kg/s	9.8kg/s
２Pd（853kPa[gage]）	[redacted]	[redacted]

以上により，有効性評価の解析においては，格納容器の圧力が１Pd においてベントガス流量が 9.8kg/s となるよう放出口（オリフィス）の穴径を設定することで，表１に示すとおり，２Pd でベントする場合のベントガス流量についても実機モデルと同等となる。

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。

（参考３）低圧・低流速状態でのフィルタ性能について

フィルタ装置（スクラバ容器）はベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せでエアロゾルを除去するものであり，図１に示すとおり，フィルタ装置（スクラバ容器）全体の性能検証試験範囲（①）は全域にわたって [redacted] 以上を満足する。

ベント戦略の変更による低圧・低流速状態でのベント実施においてフィルタ性能が要求されるケースとしては，アーリーベント後に炉心損傷する場合が考えられるが，この場合に該当するシナリオとして，仮に TQUV シナリオでアーリーベント後に炉心損傷する場合を想定すると，事故後７日間のベンチュリノズル部のベントガス流速は図中②に示す範囲となり，全範囲にわたり性能検証試験範囲（①）内であるため，フィルタ装置（スクラバ容器）は十分な性能があると評価できる。

なお，アーリーベント後にベンチュリスクラバの設計上考慮している運転範囲（③）を下回る範囲で炉心損傷する場合，金属フィルタの負荷量が大きくなることが考えられるが，仮に有効性評価のうち炉心損傷する代表的な事故シナリオである格納容器過圧・過温破損におけるエアロゾル移行量の全量が金属フィルタに移行すると想定した場合でも，金属フィルタの閉塞が発生することはない。

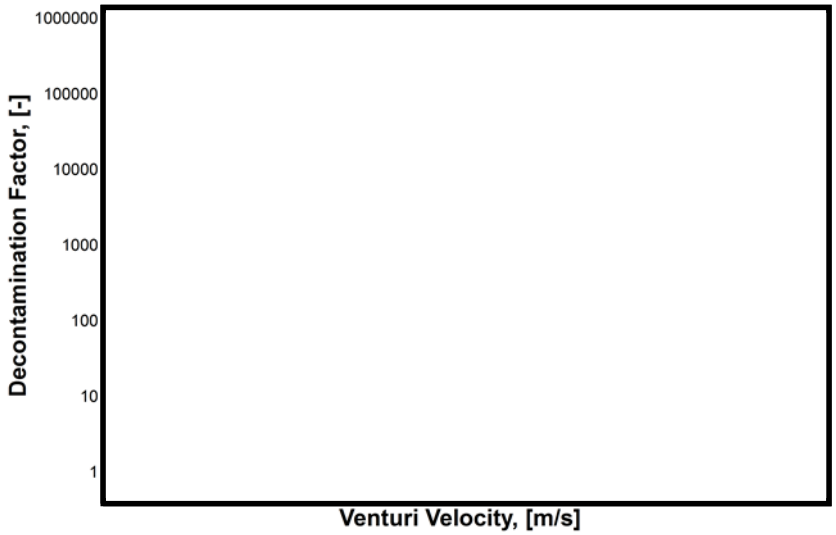


図１　性能検証試験結果（ベンチュリノズル部におけるベントガス流速に対する除去係数）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表１　格納容器圧力に対する質量流量，ベントガス流速

格納容器圧力 (kPa[gage])	質量流量 (kg/s)	ベントガス 流速※2 (m/s)	備考
853			ベンチュリスクラバの設計上 考慮している性能範囲上限 【図中①の上限】
427			
100			ベンチュリスクラバの設計上 考慮している性能範囲下限 【図中①の下限】
54※1	2.9※1		TQUV シナリオにおける 事故後７日時点 【図中③の下限】
			性能確認試験範囲下限 【図中②の下限】

※１　ベンチュリノズル部におけるベントガス流速

※２　有効性評価（MAAP）計算結果

＜金属フィルタの閉塞について＞

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の計装設備の網羅性について

格納容器フィルタベント系の計装設備については，以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

①格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で，系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。

②上記の各状態において，管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

(1) 確認すべき項目について

格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記ａ～ｅに抽出し，各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを表１に示す。(「2.8.1　計装設備」の記載内容の一部再掲)

ａ．系統待機時の状態

待機時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(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，待機時の設定範囲（1,700㎜～1,900㎜）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発揮できることを確認することで把握できる。

系統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ことで把握できる。(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[　　]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ことで把握できる。

ｂ．系統運転時の状態

運転時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置（スクラバ容器）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ことで把握できる。

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。

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ことで把握できる。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 [redacted] 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ことで把握できる。

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ことで把握できる。

c．事故収束時の状態

事故収束時の状態が，以下のとおり把握可能である。

(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，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ことで把握できる。

(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の指示値が上昇傾向にないことを確認する。（別紙 17）

d．フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整時の確認

格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時に，フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整の確認

スクラバ容器水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できる。

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) フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の水質管理

スクラバ容器水位計にて，フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に，フィルタ装置の水位を把握できるとともに，必要な追加薬液量の把握ができる。

また，スクラバ水ｐＨ計にて，フィルタ装置へ薬液を補給する際に，スクラビング水のｐＨを把握できる。

ｅ．想定される機能障害の把握

格納容器フィルタベント系の運転時に，想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の閉塞

・スクラバ容器圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が，低下傾向を示さないことを確認することで，フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。

・スクラバ容器温度計にて，ベント開始により待機状態から温度が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ことにより把握できる。

・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しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

・第１ベントフィルタ出口放射線モニタにて，ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が，低下傾向を示さないこと及びスクラバ容器圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで，金属フィルタの閉塞を把握できる。

(c) フィルタ装置（スクラバ容器）入口配管の破断

・スクラバ容器圧力計にて，ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが，フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の漏えい

・スクラバ容器水位計にて，タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。

・漏えい検知器により，第１ベントフィルタ格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。（別紙 18）

(2) 計測範囲について

格納容器フィルタベント系の待機時，運転時，事故収束時の各状態で確認すべき項目について，管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表２に示す。

表１　格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a．系統待機時	(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	①スクラバ容器水位 ②スクラバ水ｐＨ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(b)系統不活性状態の確認	①フィルタ装置出口配管圧力 ②スクラバ容器圧力	①②で多様性あり ①②は多重性あり
b．系統運転時	(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	①スクラバ容器圧力 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(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	①スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(c)ベントガスが放出されていることの確認	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①は多重性あり
c．事故収束時	(a)系統内に水素が滞留していないことの確認	①第１ベントフィルタ出口水素濃度	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認	①スクラバ容器水位 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
d．フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整時	(a)フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整の確認	①スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(b)フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の水質管理	①スクラバ容器水位 ②スクラバ水ｐＨ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
e．想定される機能障害	(a)フィルタ装置（スクラバ容器）の閉塞	①スクラバ容器圧力 ②スクラバ容器温度 ③第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(b)金属フィルタの閉塞	①スクラバ容器圧力 ②第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(c)フィルタ装置（スクラバ容器）入口配管の破断	①スクラバ容器圧力 ②第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(d)フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の漏えい	①スクラバ容器水位 ②漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

別紙26-5

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。

表２　格納容器フィルタベント系 計装設備の計測範囲の網羅性ついて

監視パラメータ※1	測定範囲	計測範囲の根拠
①スクラバ容器水位	[redacted]	系統待機時における水位の範囲（1,700㎜～1,900㎜）及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [redacted] を計測可能な範囲とする。
②スクラバ容器圧力	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853kPa[gage]（２Pd）が監視可能。また，系統待機時に，窒素置換 [redacted] [gage]程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③スクラバ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度（200℃）を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa[gage]	系統待機時に，窒素置換 [redacted] [gage]程度）が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤第１ベントフィルタ出口水素濃度	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。
⑥第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	高レンジ：10^{-2}～10^{5}Sv/h	系統運転時(炉心損傷している場合)に,想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約3×10^{2}Sv/h）を計測可能な範囲とする。
	低レンジ：10^{-3}～10^{4}mSv/h	系統運転時(炉心損傷していない場合)に,想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。
⑦スクラバ水ｐＨ	pH 0～14	系統待機時に，フィルタ装置スクラビング水のｐＨ（pH 0～14）が計測可能な範囲とする。

※１　監視パラメータの数字は第 2.8.1－2 図の○数字に対応する。

格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。また，現場（第１ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図１「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

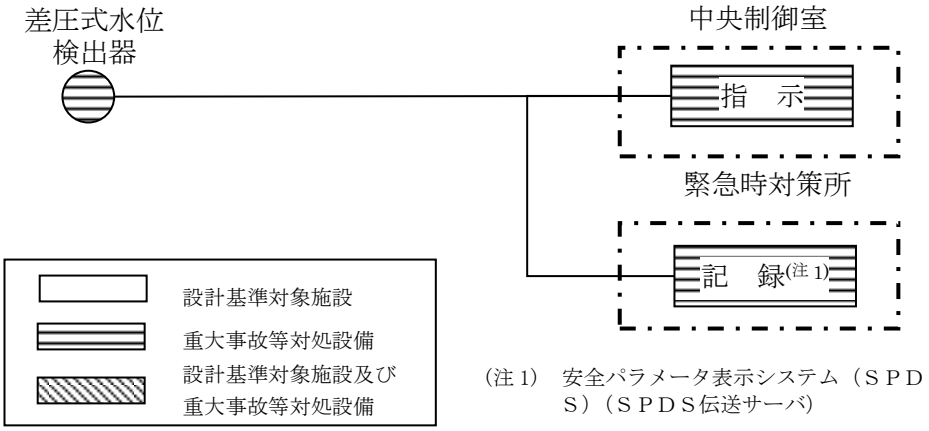


図１　スクラバ容器水位の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図２「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

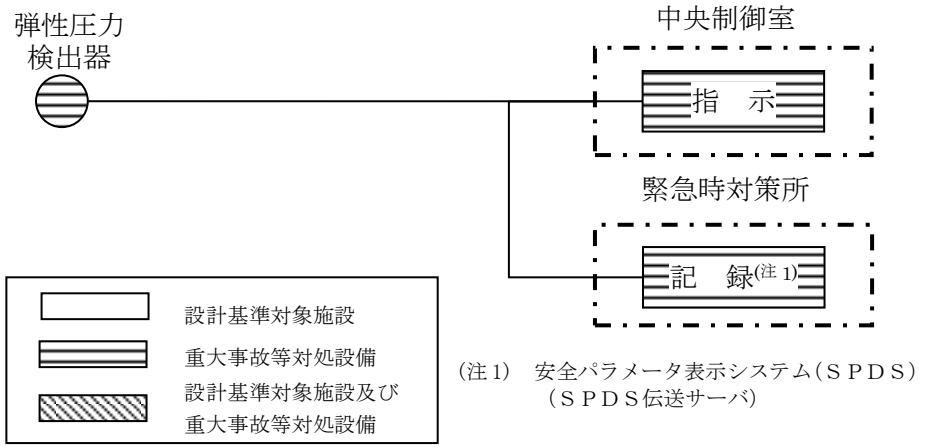


図２　スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器温度の検出信号は，熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図３「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。）

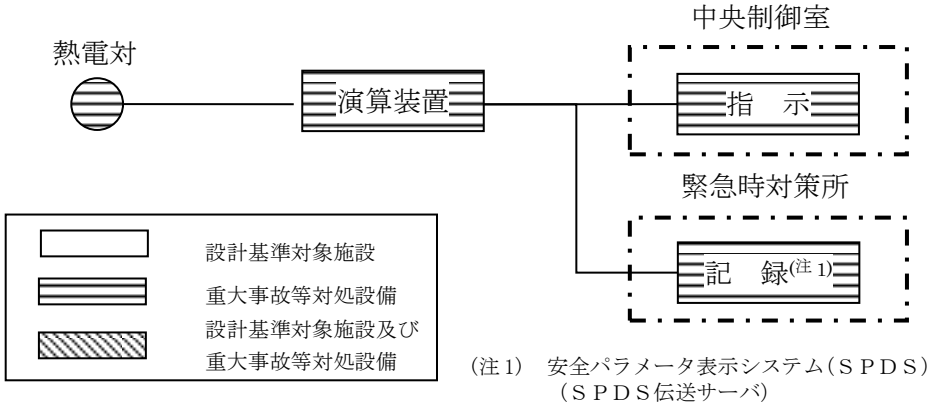
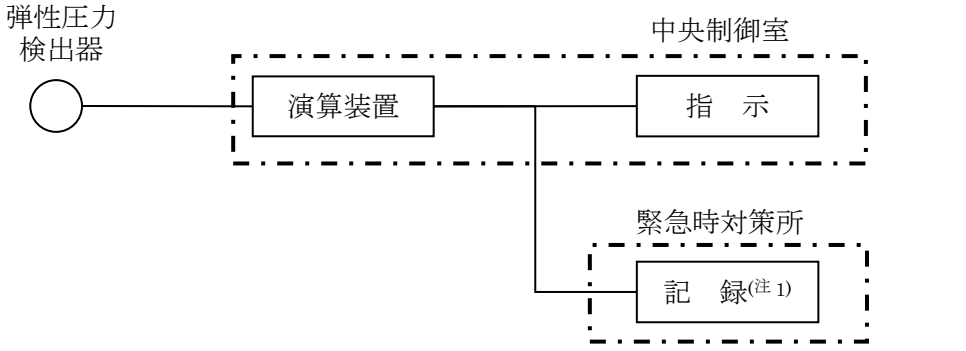


図３　スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図４「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）

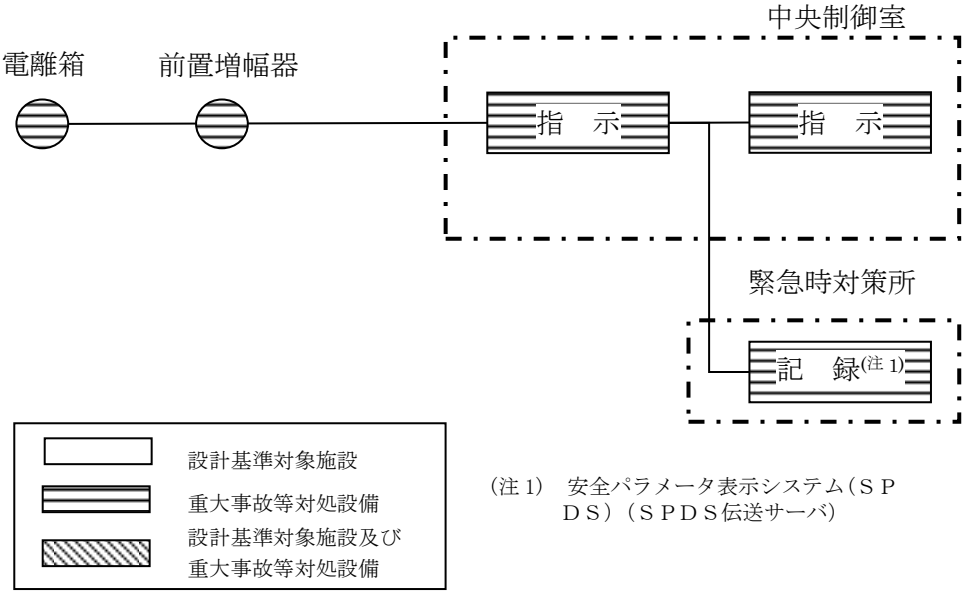


（注1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）
（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

図４　フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図５「第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



（注1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

図５　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(6) 第１ベントフィルタ出口水素濃度

第１ベントフィルタ出口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，第１ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図６「第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図」，図７「第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図及び図８「第１ベントフィルタ出口分析車の構成図」参照。）

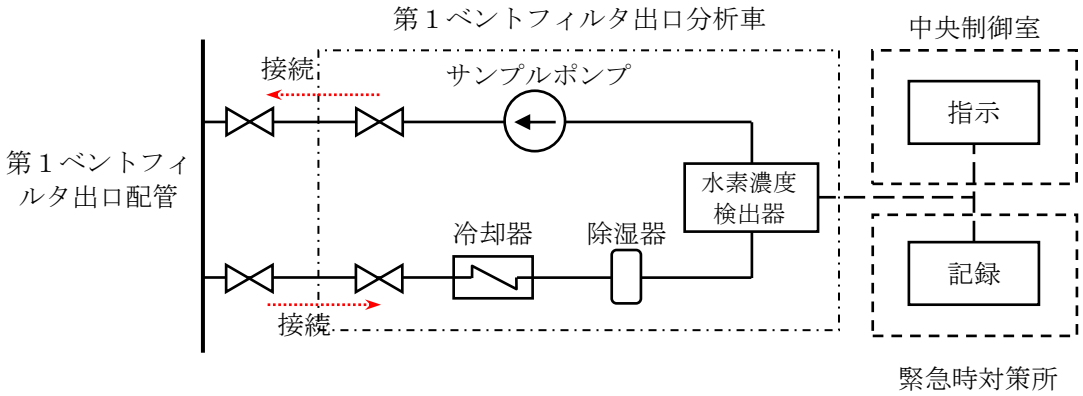


図６　第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図

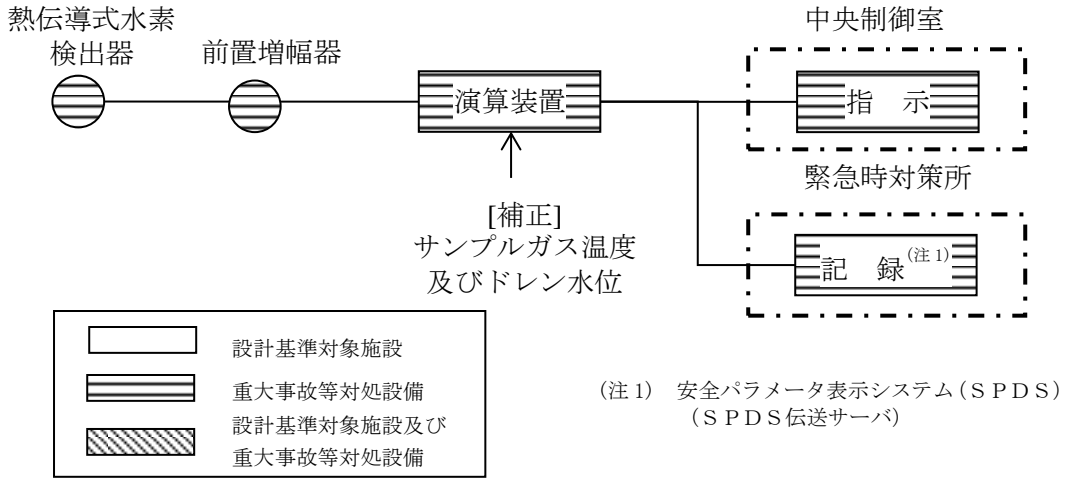


図７　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

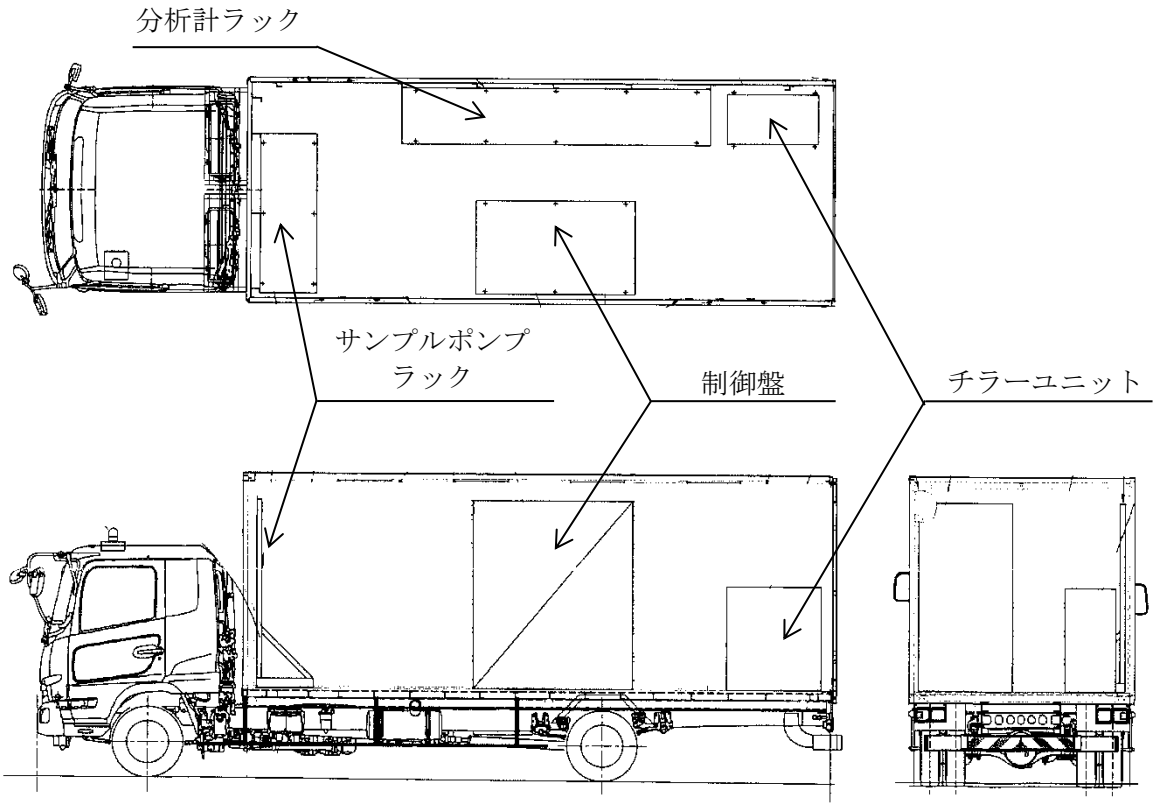


図８　第１ベントフィルタ出口分析車の構造図

(7) スクラバ水ｐＨ

スクラバ水ｐＨは，スクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み，ｐＨ検出器により計測する。

スクラバ水ｐＨは，（自主対策設備）の検出信号は，ｐＨ検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてｐＨ信号へ変換する処理を行った後，スクラバ水ｐＨを中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図９「スクラバ水ｐＨ　システム概要図」及び図 10「スクラバ水ｐＨの概略構成図」参照。）

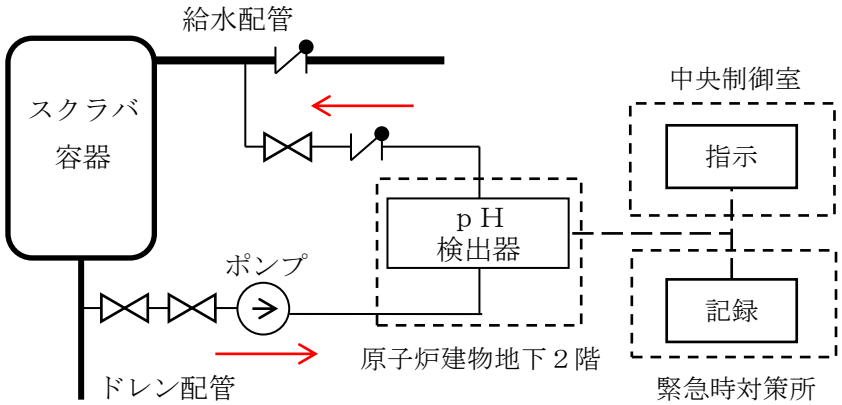
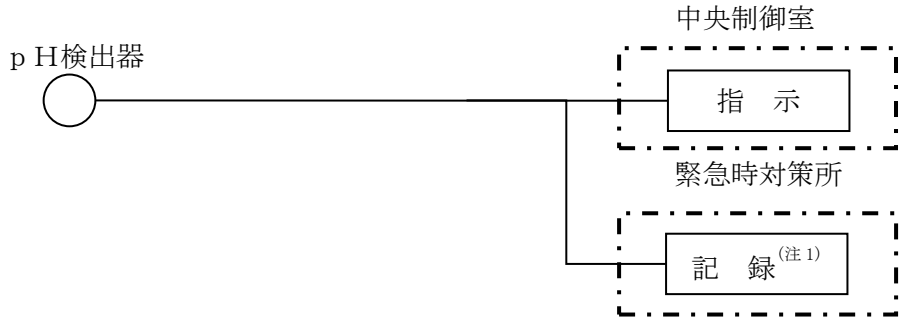


図９　スクラバ水ｐＨシステム概要図



（注 1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

図 10　スクラバ水ｐＨの概略構成図

参考　格納容器フィルタベント系　計装設備の機器配置図

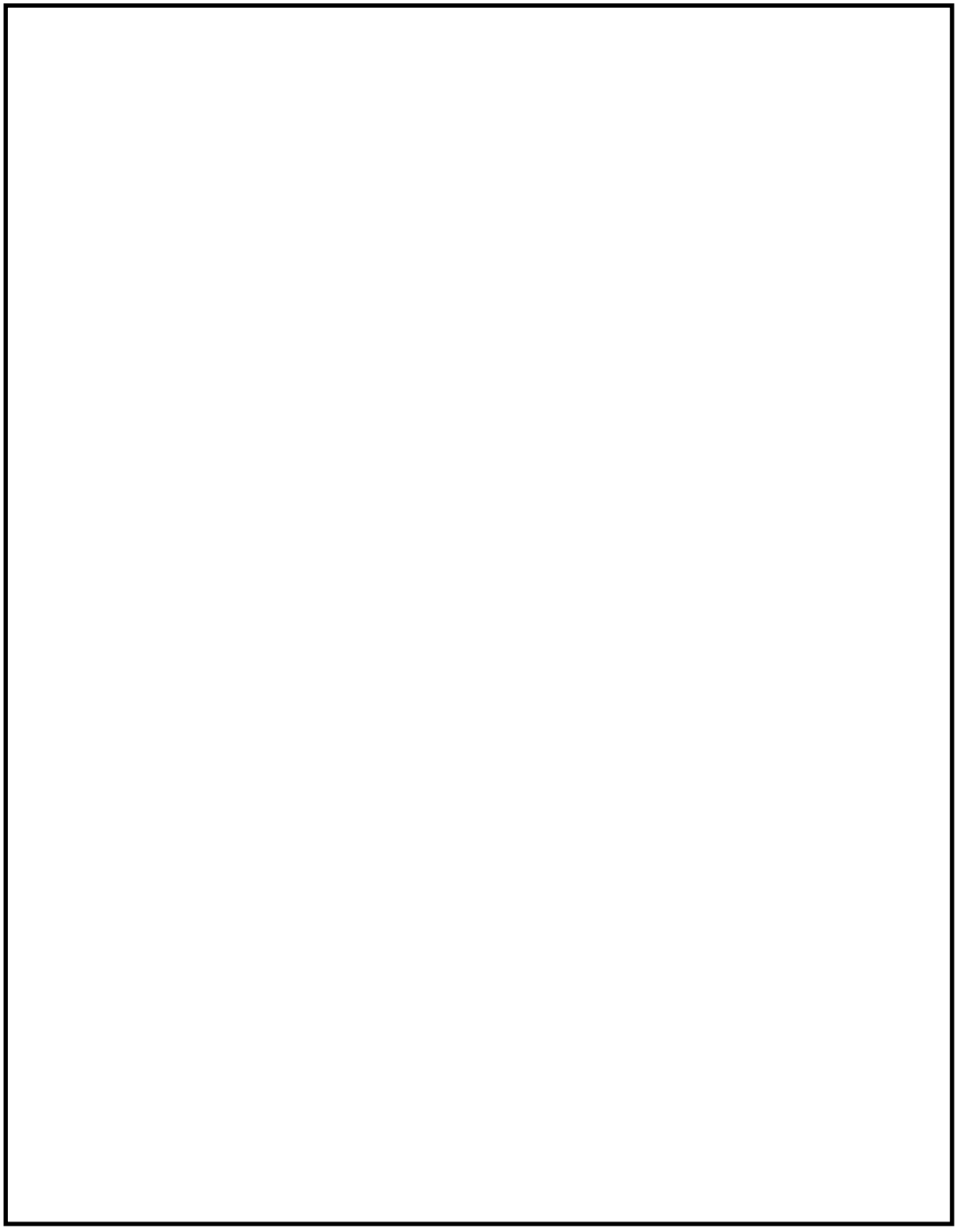


図 11　機器配置図（原子炉建物地下２階）

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。

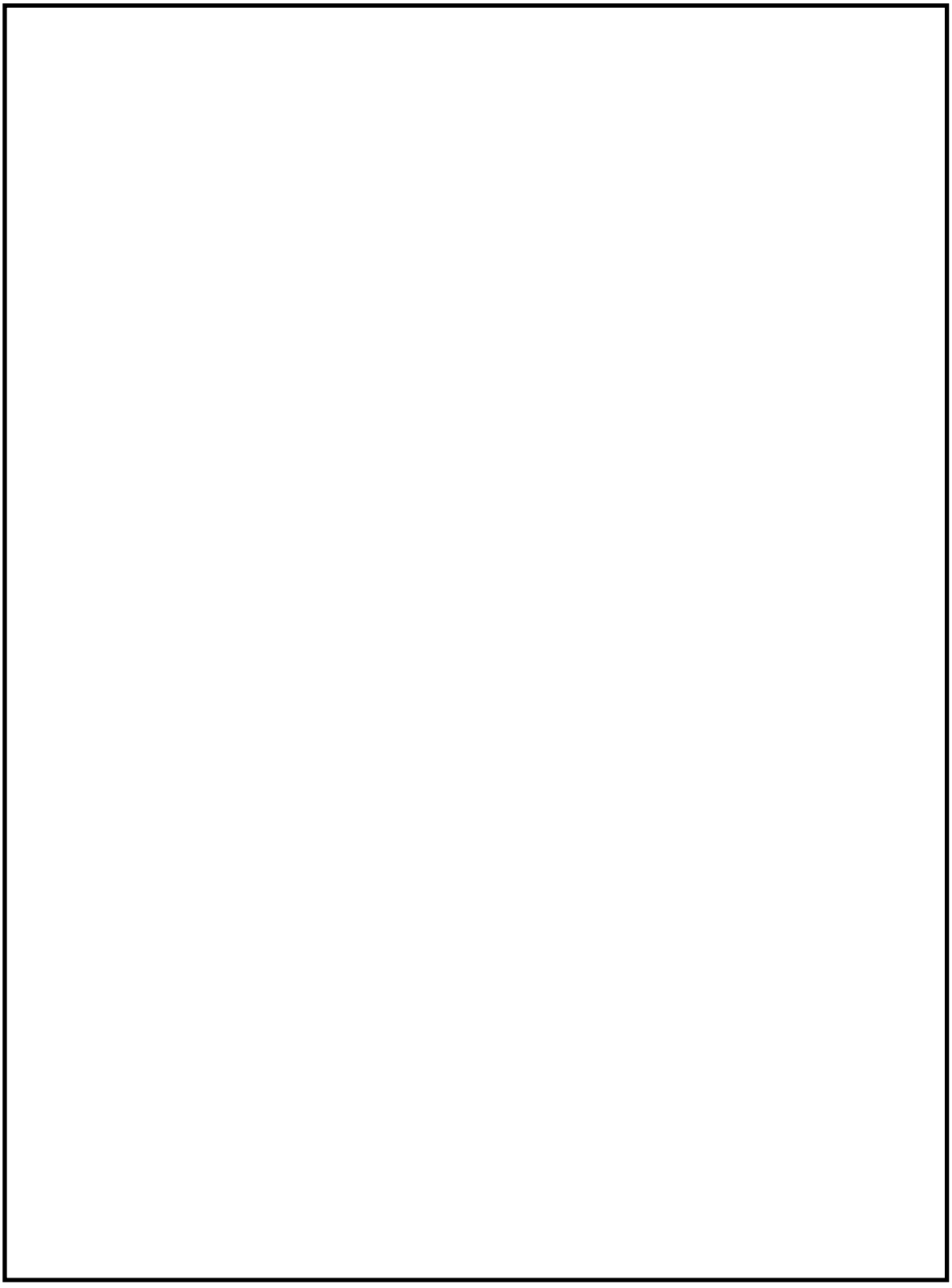


図 12　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽）（１／２）

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。

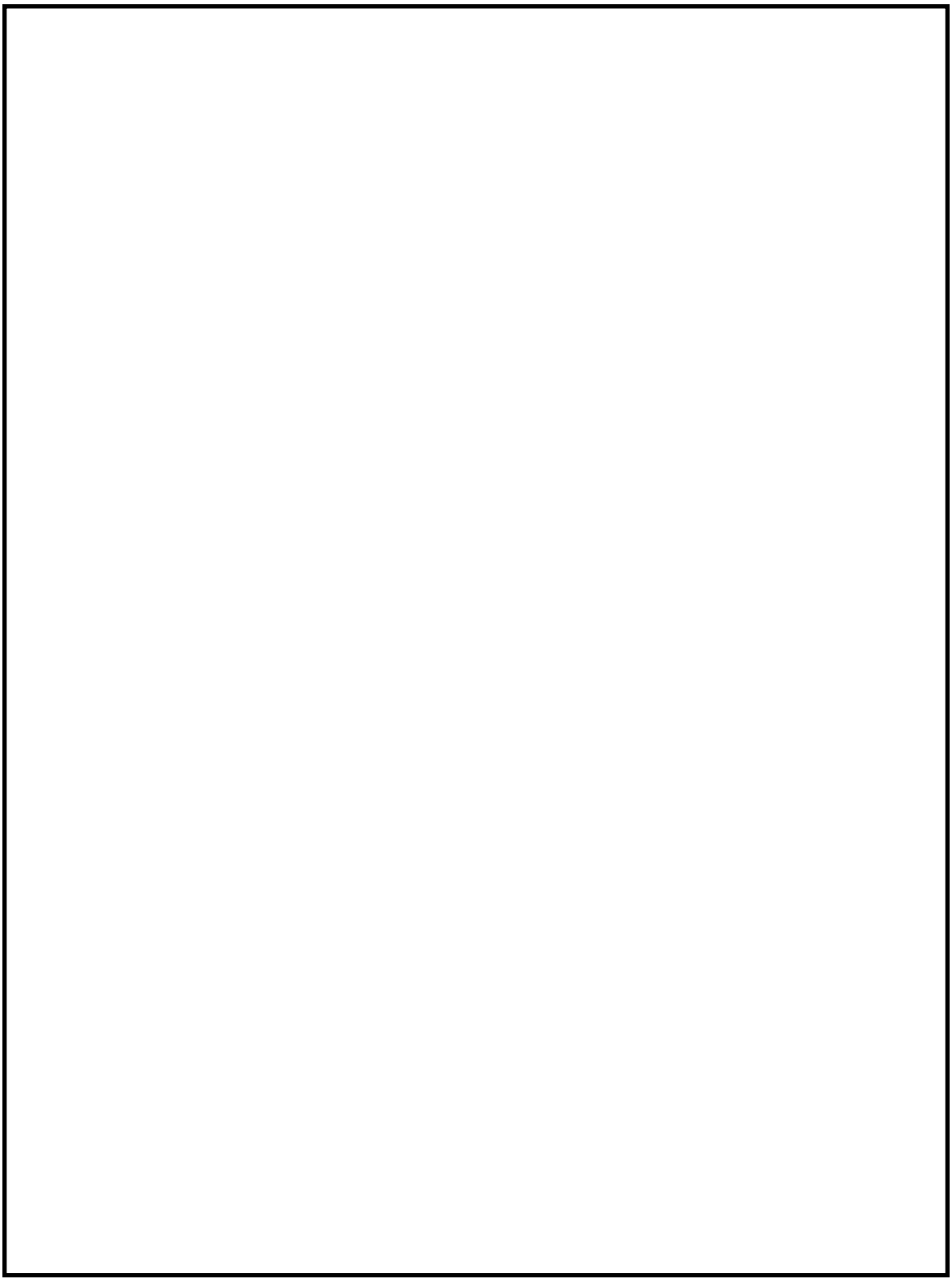


図 13　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽）（２／２）

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。

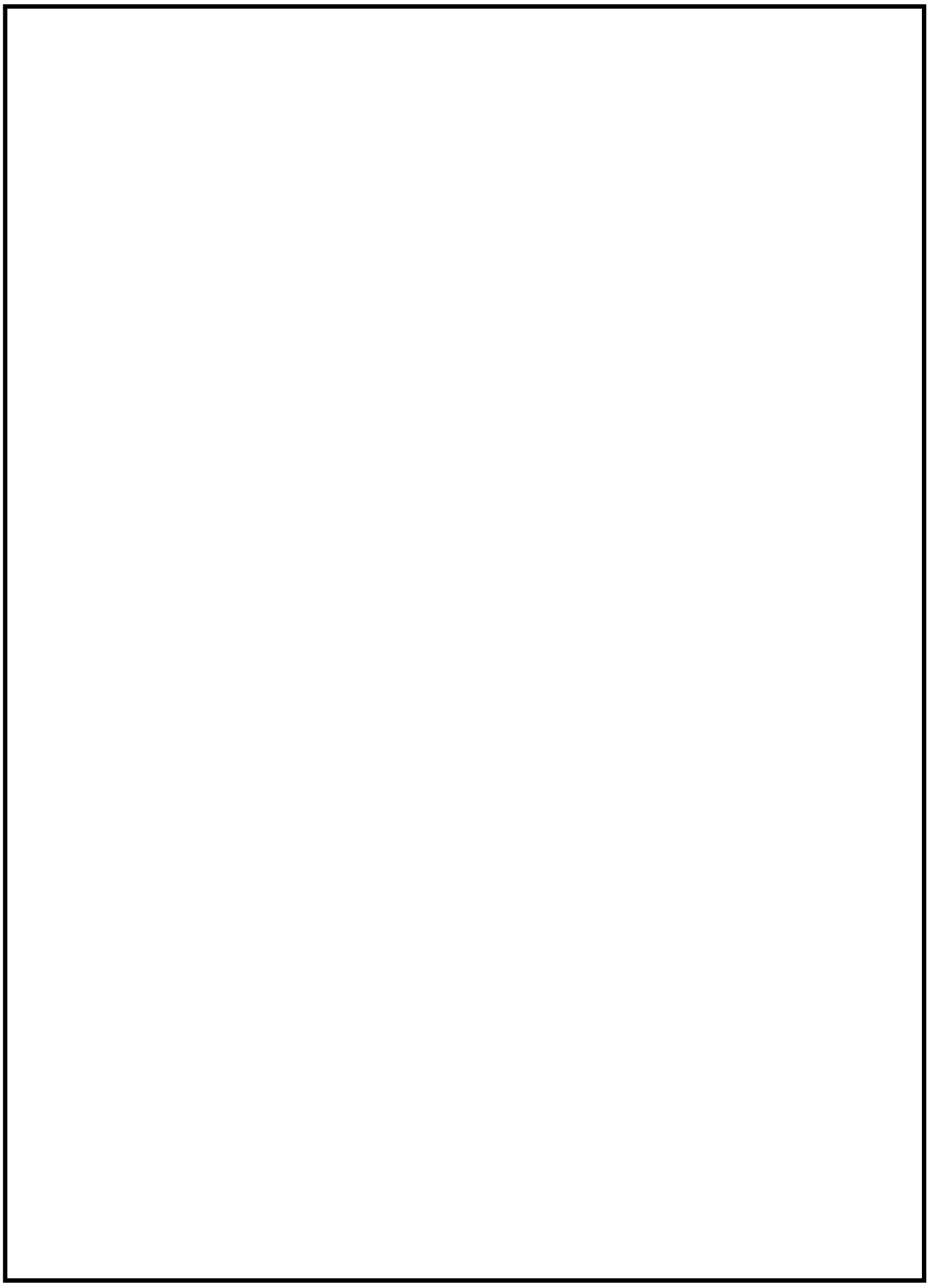


図 14　機器配置図（屋外）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第１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

第１ベントフィルタ出口水素濃度は，格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため，第１ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器フィルタベント系の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置で水素濃度信号に変換し，中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。

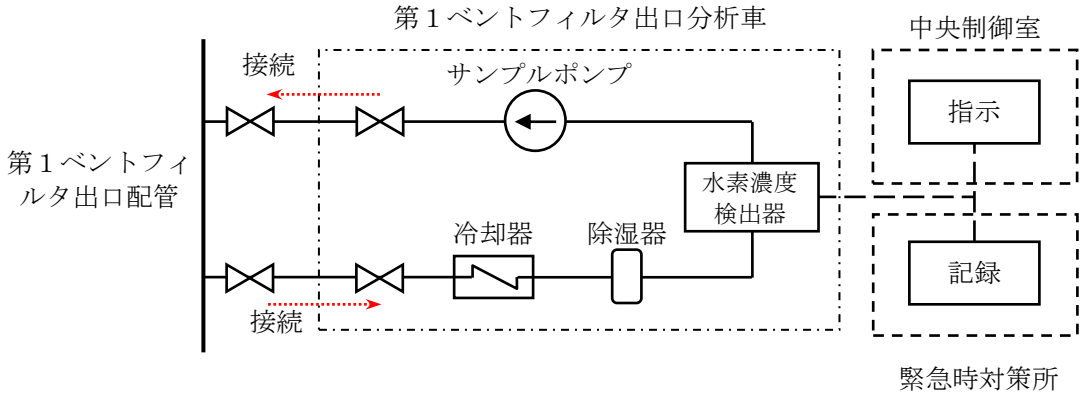


図１　第１ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

なお，第１ベントフィルタ出口配管内のガスのサンプリング点は，フィルタ装置出口配管の集合部であり，そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約46m
・サンプリング配管の内容積：11.25×10^{-3} m^3
・サンプルポンプの定格流量：約1L／min（約1×10^{-3} m^3/min）
・時間遅れ（配管内容積÷流量）：約11.25 min

なお，ガスは標準状態（0℃，101.325kPa［abs］）として算出。

表１　第１ベントフィルタ出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約12分

＜参考＞

ａ．水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は，熱伝導度式であり，図１に示すとおり，検知素子と補償素子（サーミスタ）及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，サンプリングされたガスが流れるようになっており，補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを加熱した状態で，検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと，測定ガスが熱を奪い，検知素子の温度が低下することにより抵抗が変化する。

この検知素子の抵抗の変化によりブリッジ回路の平衡が失われ，図１のＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

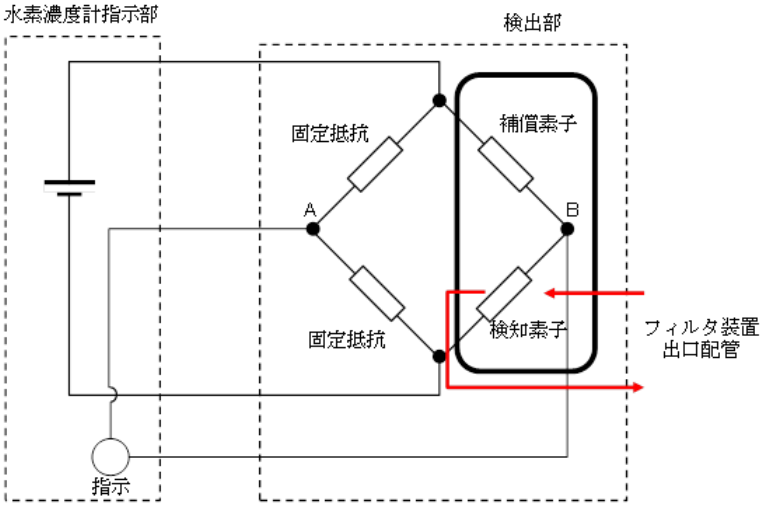


図１　水素濃度計検出回路の概要図

ｂ．水素濃度の測定

水素濃度検出器は「ａ．」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり，酸素，窒素などの空気中のガスに対し，水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約0.18W／（m･K）at27℃である一方，酸素，窒素は，約0.02W／（m･K）at27℃と水素より1桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

ｃ．水素濃度測定のシステム構成

第１ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み，除湿器で水分が除去されて，ドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。また，測定されたドライ条件の水素濃度からウェット条件の水素

濃度への補正を行う。

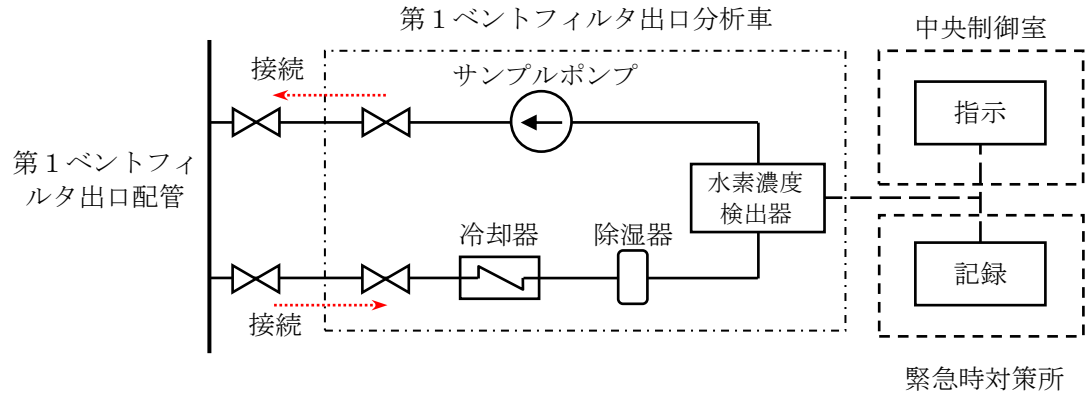


図２　第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図

ｄ．水素濃度計の仕様

種　　類　　熱伝導式水素検出器
計測範囲　　0～20vol％/0～100vol％
個　　数　　１（予備１）
設置場所　　屋外

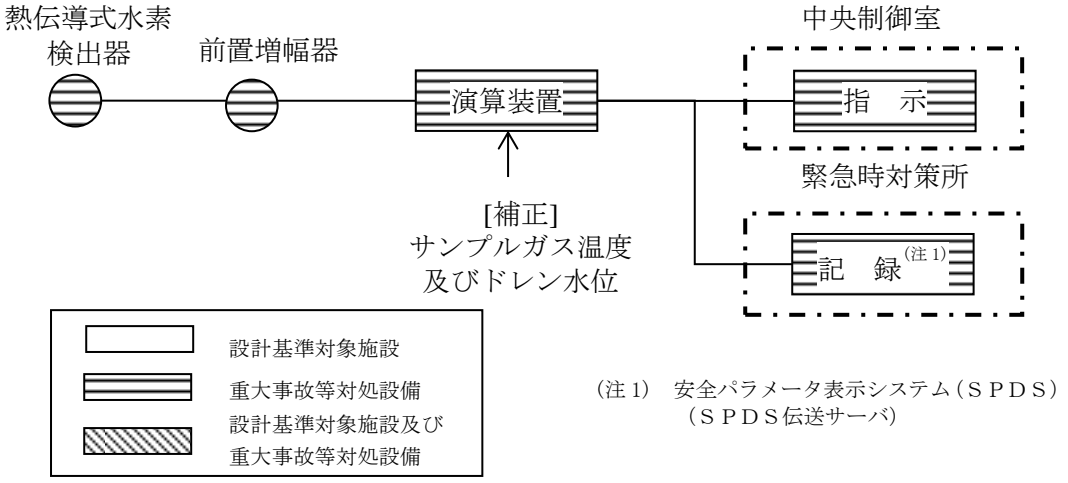


図３　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0～100vol％において，計器仕様は最大±3.0vol％の誤差を，計測範囲0～20vol％に切り替えた場合は±0.6vol％の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移，傾向（トレンド）を監視していくことができる。

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

(1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

・スクラバ容器水位
・スクラバ容器圧力
・スクラバ容器温度
・第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）

(2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表１に，計装設備概略構成図を図１に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，スクラバ容器水位は，スクラビング水の補給・移送操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する。

別紙29-2

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。

表１　格納容器フィルタベント系の代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ※1	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
①スクラバ容器水位	8	中央制御室 緊急時対策所 現場	[redacted]	スクラバ容器性能維持のための水位監視	①スクラバ容器水位	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルのスクラバ容器水位により測定する。
②スクラバ容器圧力	4	中央制御室 緊急時対策所	0～1MPa[gage]	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	①スクラバ容器圧力 ②ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルのスクラバ容器圧力により測定する。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
③スクラバ容器温度	4	中央制御室 緊急時対策所	0～300℃	スクラバ容器の温度監視	①スクラバ容器温度	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルのスクラバ容器温度により推定する。
④フィルタ装置出口配管圧力※3	2	中央制御室 緊急時対策所	0～100kPa[gage]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	－※4	－※4
⑤第１ベントフィルタ出口水素濃度	1 （予備1）	中央制御室 緊急時対策所	0～20vol％/ 0～100vol％	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	①第１ベントフィルタ出口水素濃度（予備） ②格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（ＳＡ）	①第１ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は，予備の第１ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから，格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。
⑥第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2	中央制御室 緊急時対策所	高レンジ： 10^{-2}～10^{5}Sv/h	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタ※2 ②モニタリング・ポスト又は可搬式モニタリング・ポスト	①第１ベントフィルタ出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルの第１ベントフィルタ出口放射線モニタにより測定する。 ②第１ベントフィルタ出口の放射能は系統外に放出されるため，モニタリング・ポスト又は可搬式モニタリング・ポストから放射線線量率を推定する。
	1		低レンジ： 10^{-3}～10^{4}mSv/h			
⑦スクラバ水ｐＨ※3	2	中央制御室 緊急時対策所	pH 0～14	スクラバ容器性能維持のためのｐＨ監視	－※4	－※4

※１：監視パラメータの数字は図１の○数字に対応する。
※２：第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）のみ多チャンネルにより計測する。
※３：自主対策設備　　※４：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

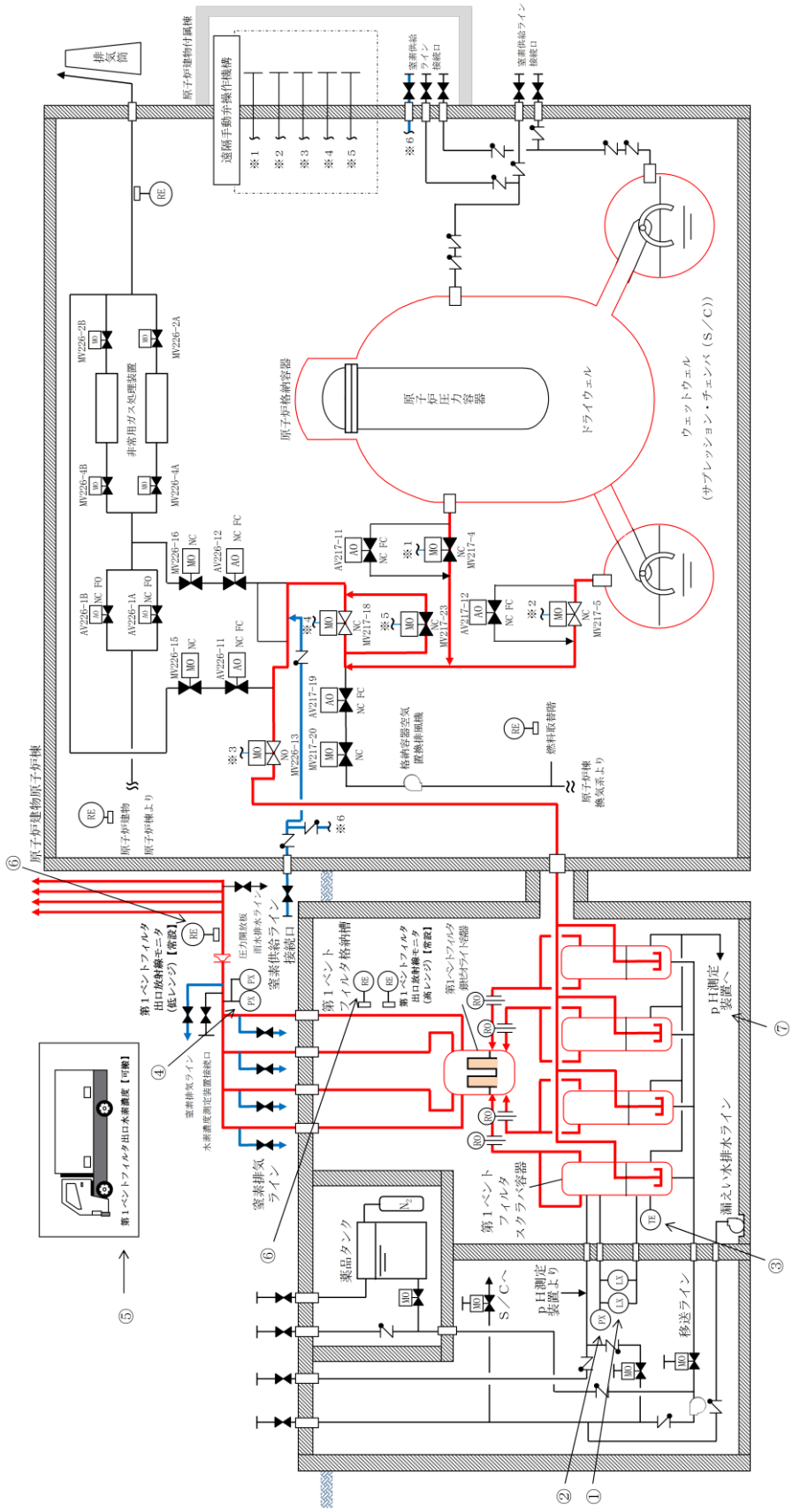


図１　格納容器フィルタベント系　計装設備概略構成図

ベント実施時の放射線監視測定の考え方について

(1) 第１ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲

第１ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定の考え方は，表１のとおりである。

表１　計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定の考え方
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	第１ベントフィルタ格納槽内	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため，想定される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する。なお，高レンジ用は炉心損傷している場合に，低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	屋外	

ａ．ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を表２に示す。また，表２の評価条件に基づく評価結果を表３に示す。第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である 1.0×10^{5}Sv／h は，ベント実施時に想定される最大線量率 1.6×10^{1}Sv／h に対し，余裕があり，計測可能である。

表２　評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類（Kr-83m，Kr-85m，Kr-85，Kr-87，Kr-88，Xe-131m，Xe-133m，Xe-133，Xe-135m，Xe-135，Xe-138）	大気に放出される放射性物質のうち，線量率が支配的となる核種を選定 （後述ｂ項参照）
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合（希ガス）	100％	ＭＡＡＰ解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建物への漏えい	考慮しない	格納容器フィルタベント系による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から１時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため，保守的に設定
評価モデル	図１のとおり	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の設置位置（図２）をモデル化
線量評価コード	ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ	現行許認可（添十）と同じ

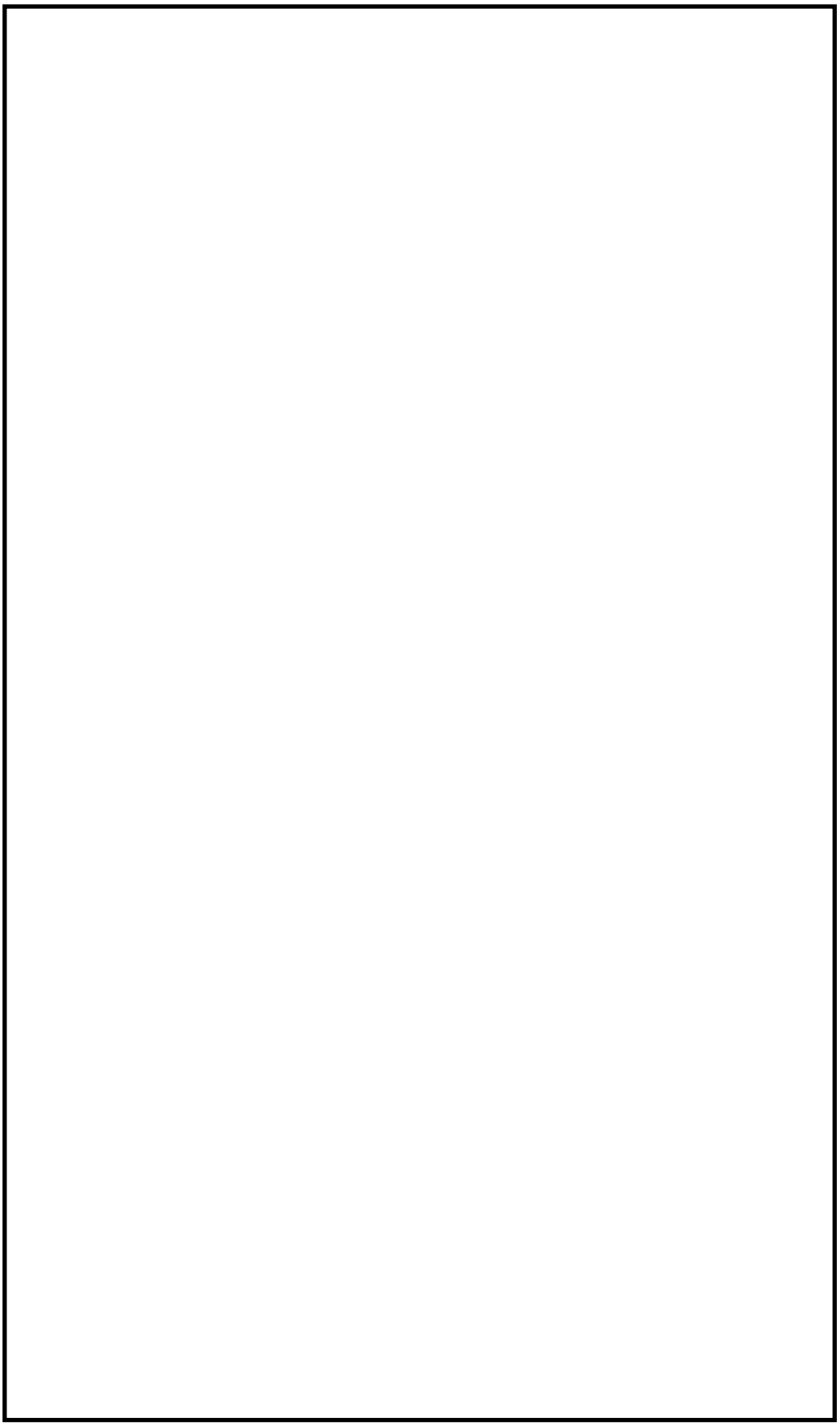


図１　評価モデル

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。

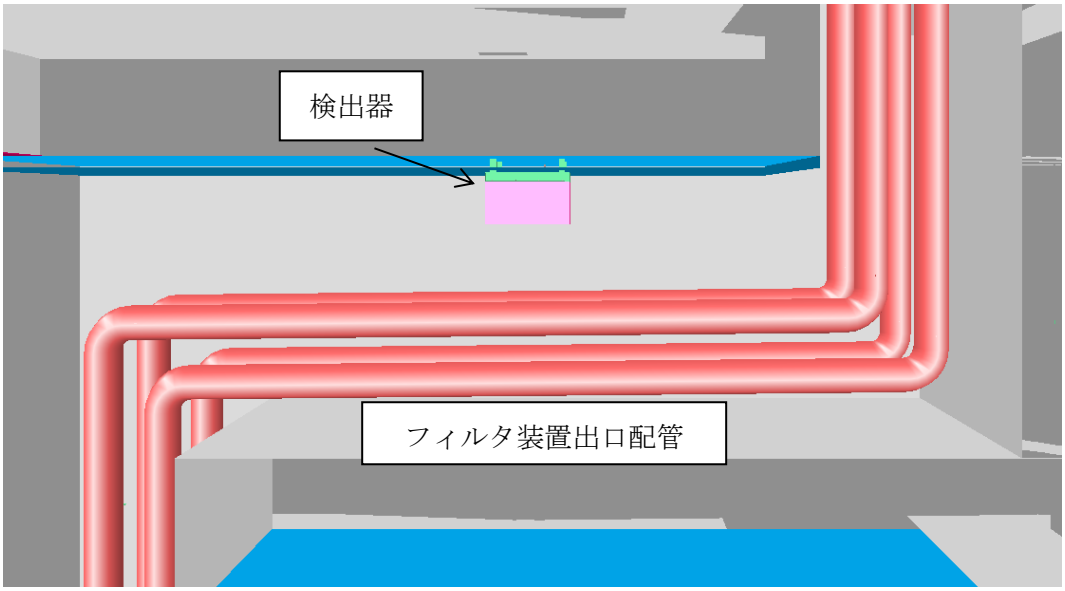


図２　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

表３　評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv／h)
Kr-83m	1.9E-19
Kr-85m	6.0E-01
Kr-85	4.4E-04
Kr-87	2.1E+00
Kr-88	8.7E+00
Xe-131m	4.3E-04
Xe-133m	1.9E-02
Xe-133	1.6E-01
Xe-135m	1.4E+00
Xe-135	2.1E+00
Xe-138	8.8E-01
合　計	1.6E+01

ｂ．評価対象核種の考え方

格納容器フィルタベント系を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際，希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため，大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。

表４に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果，表５のとおり希ガスの線量率は，よう素に比べて 60 倍程度高く，放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため，希ガスを評価対象核種とする。

表４　評価条件（1／2）

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「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」（残留熱代替除去系を使用しない場合）	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして，ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心（サイクル末期）	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類：Kr-83m，Kr-85m，Kr-85，Kr-87，Kr-88，Xe-131m，Xe-133m，Xe-133，Xe-135m，Xe-135，Xe-138 よう素：Ｉ-131，Ｉ-132，Ｉ-133，Ｉ-134，Ｉ-135	大気に放出される放射性物質のうち，線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス：100％ よう素：80％	ＭＡＡＰ解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素　：4％ 無機よう素　：91％ 粒子状よう素：5％	Ｒ．Ｇ．1.195※1に基づき設定
格納容器内での除去効果（希ガス及び有機よう素）	考慮しない	保守的に設定

項目	評価条件	評価条件の考え方
格納容器内での除去効果（無機よう素）	沈着による除去係数：200	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2※2 に基づき設定
	サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数：5	Standard Review Plan 6.5.5※3 に基づき設定
格納容器内での除去効果(粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいが，保守的に無機よう素と同じとする。

表４　評価条件（2／2）

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 32 時間後	ＭＡＡＰ解析結果
ベントフィルタ除去係数	希ガス　　：１ 有機よう素　：50 無機よう素　：100 粒子状よう素：1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	図１のとおり	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の設置位置（図２）をモデル化
線量評価コード	ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒ	現行許認可（添十）と同じ

※１　Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003

※２　Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※３　Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

表５　評価結果

ベント 開始時間	希ガス 線量率① (Sv／h)	よう素 線量率② (Sv／h)	①／②
事象発生から 32 時間後	1.4×10^{0}	2.2×10^{-2}	6.4×10^{1}

(2) フィルタを通過した放射性物質が第１ベントフィルタ出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

第１ベントフィルタ出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため，フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため，ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し，ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

表４の評価条件（希ガスは配管付着しないため，よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10%が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は，9.6mSv／h である。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

第１ベントフィルタ出口放射線モニタでの計測値（ガンマ線強度）は，フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ，フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により，換算係数を定めておくことで，事故時の第１ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

表４の評価条件において評価した第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を表６に示す。なお，換算係数の算出過程を以下に示す。

① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。

② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。

③ 格納容器空間体積（12,600m^3）から核種ごとの希ガス量を除し，核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。

④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ線線源強度と図１の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。

⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで，換算係数を算出する。

表６　換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	32 時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq／cm^3)	線量率④ (Sv／h)	換算係数 ((Bq／cm^3) ／ (Sv／h))
1.6×10^{19}	5.7×10^{18}	4.5×10^{8}	1.4×10^{0}	3.3×10^{8}

表６の換算係数は，原子炉停止から 32 時間後にベントを開始した場合の換算係数であり，核種の減衰により換算係数は変化するため，同様の手法で算出した換算係数の時間変化は図３のグラフのとおりとなる。実際の運用では，手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また，建屋外の第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）についても，同様の方法で換算係数を算出し，上記の評価ができるように準備する。

なお，事故後に当該事故の状態を詳細に把握し，換算係数の再評価を実施することにより，第１ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値（Sv／h）の記録から，より精度の高い放射性物質濃度（Bq／cm^3）を評価することが可能である。

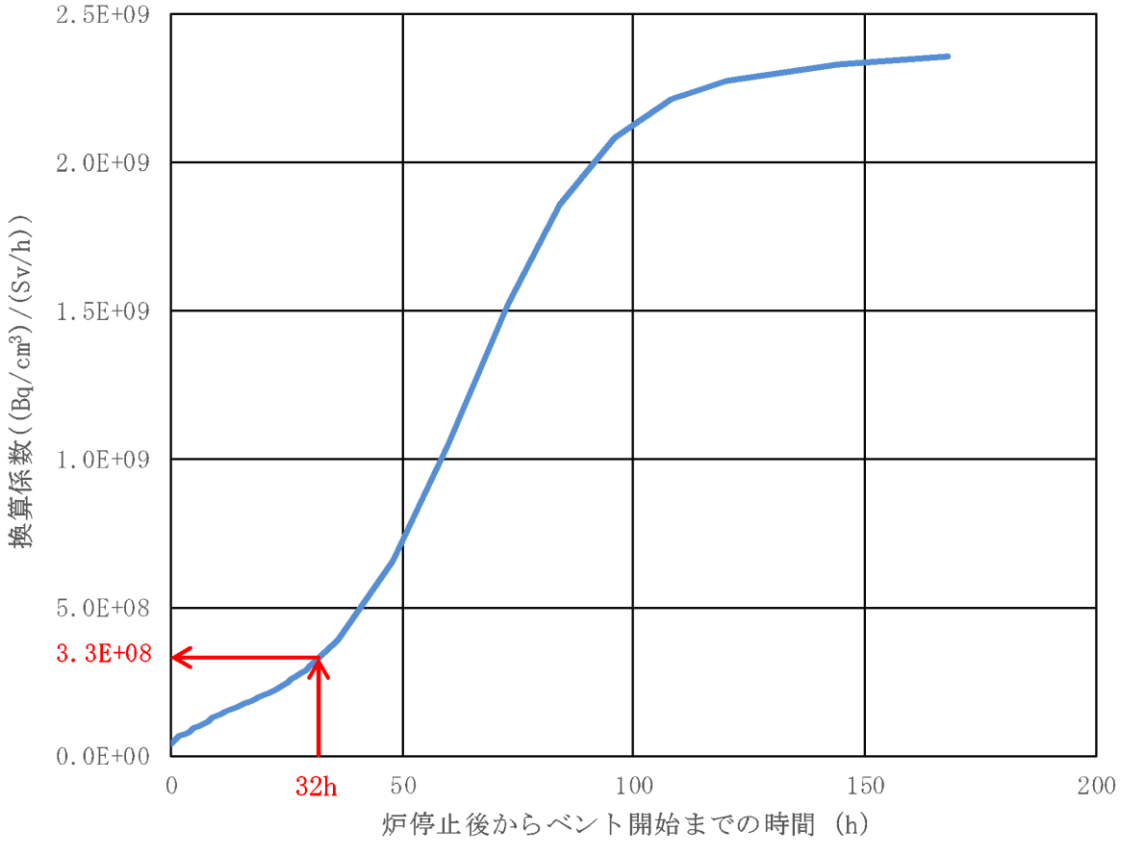


図３　換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a．格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは，格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には，気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており，ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで，放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。

② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。

③ ＭＡＡＰコードを用い，代表的な重大事故時想定※1における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合，沈着割合）を求め，①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射能量（Bq）及び気相部の放射能量（Bq）を評価する。

④ 検出器位置周辺に沈着した放射能量（Bq）及び気相部の放射能量（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv／h）について，検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。

⑤ 上記の評価結果を用い，「格納容器気相部に存在する放射能量（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv／h)」をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

① プラントデータを確認し，事前に評価する代表的な重大事故時想定※1の中より最も事象進展が近いものを選定する。

② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値（Sv／h）に対し，事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射能量（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv／h)」を基に，格納容器気相部に浮遊する放射能量（Bq）を比例計算にて求める。

③ ②より求めた格納容器気相部内の放射能量（Bq）に格納容器フィルタベント系，サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射能量（Bq）を求める。

※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として，格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するＬＯＣＡの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し，評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお，上記手順は，格納容器フィルタベント系の使用の可能性がある場合において，その影響（概算）を早期に確認するための手法で

ある。そのため，詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展，データを用いて確認する必要がある。

ｂ．第１ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法

第１ベントフィルタ出口放射線モニタは，フィルタ装置出口配管に設置されており，ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベントガス流量を把握することで，放射性物質の放出量を推定する。以下に第１ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

(3)項で示す手法で算出した「換算係数（(Bq／cm^3）／（Sv／h))」をあらかじめ用意する。なお，核種の減衰により換算係数は変化するため，代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。

○放射性物質の推定方法

① 第１ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値（Sv／h）に対し，事前に評価した「換算係数（(Bq／cm^3）／（Sv／h))」を乗じ，放射性物質濃度（Bq／cm^3）を求める。
② ①で求めた放射性物質濃度（Bq／m^3）に格納容器圧力から推定されるベントガス流量（m^3／h）を乗じ，放出速度（Bq／h）を求める。
③ ②の放出速度（Bq／h）をベント実施期間で積分することにより，放出放射能量（Bq）を求める。
④ 事故後に換算係数を再評価し，また，配管付着分のバックグランドを差し引くことで，より精度の高い放出放射能量（Bq）を求める。

電源構成の考え方について

(1) 電源系統の構成

格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は，以下のとおり。

ａ．常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として，ガスタービン機関及び発電機を搭載したガスタービン発電機を設置する。本設備は，ガスタービン発電機の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

ｂ．可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として，ディーゼル機関及び発電機を搭載した高圧発電機車を配備する。本設備は，常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は，原子炉建物の西側，南側及びガスタービン発電機建物の南側に位置的分散を考慮して設置することで，共通要因により接続することができなくならないようにする。

ｃ．常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として，ＳＡ用 115V 系蓄電池を設置する。本設備は，重大事故等対処設備専用の蓄電池であり，所内常設蓄電式直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器フィルタベント系の計装設備に，24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

ｄ．可搬型直流電源設備

可搬型直流電源設備として，高圧発電機車及び常設充電器を配備し電源を給電する。

(2) 電源種別ごとの電源給電範囲

ａ．常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により，ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ１次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，フィルタ装置周り計装設備，第１ベントフィルタ出口水素濃度，スクラバ水ｐＨ及び第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

電源給電範囲を図１～図２に，負荷一覧を表１に示す。

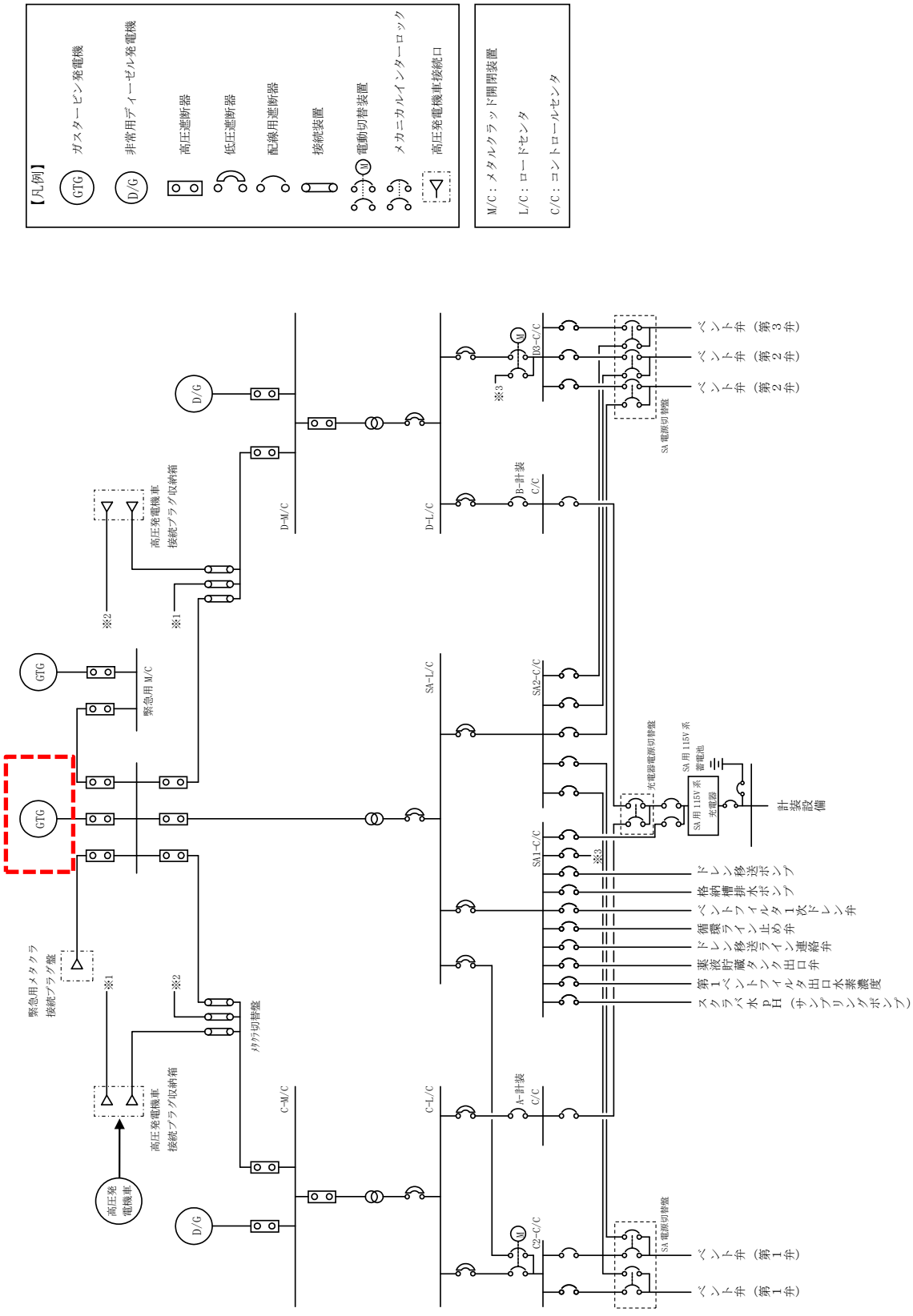


図１　常設代替交流電源設備による電源給電範囲（交流電源）

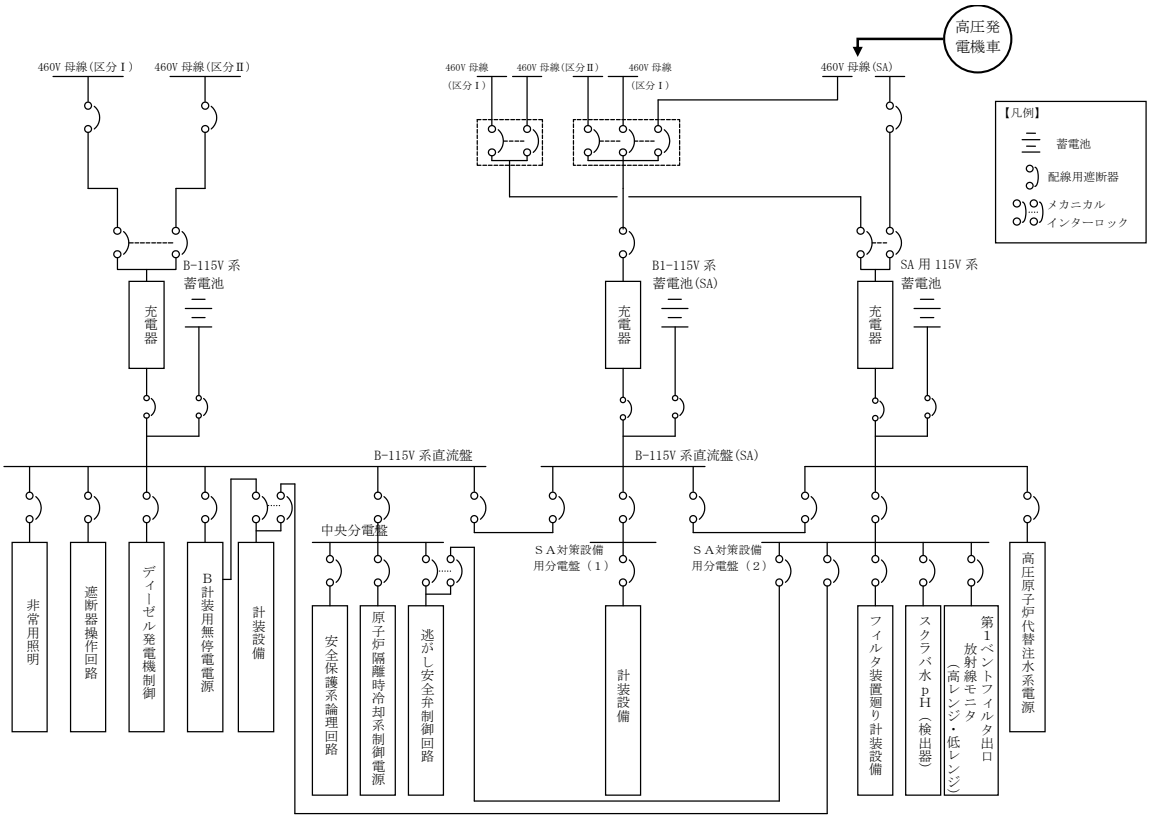


図２　常設代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

表１　常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 （交流（kW））	備考
1	ベント弁（第１弁：MV217-4）	1.4kW	
2	ベント弁（第１弁：MV217-5）	1.4kW	
3	ベント弁（第２弁：MV217-18）	0.72kW	
4	ベント弁（第２弁：MV217-23）	0.72kW	
5	ベント弁（第３弁：MV226-13）	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ１次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第１ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水ｐＨ	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	約 0.2kW	
合　計		約 95kW※1	

※1　常設代替交流電源設備の設備容量は 4,800kW（6,000kVA）とし，負荷容量約 95kW に対して必要十分な容量とする。

ｂ．可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により，ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ１次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，フィルタ装置周り計装設備，第１ベントフィルタ出口水素濃度，スクラバ水ｐＨ及び第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

電源給電範囲を図３～図４に，負荷一覧を表２に示す。

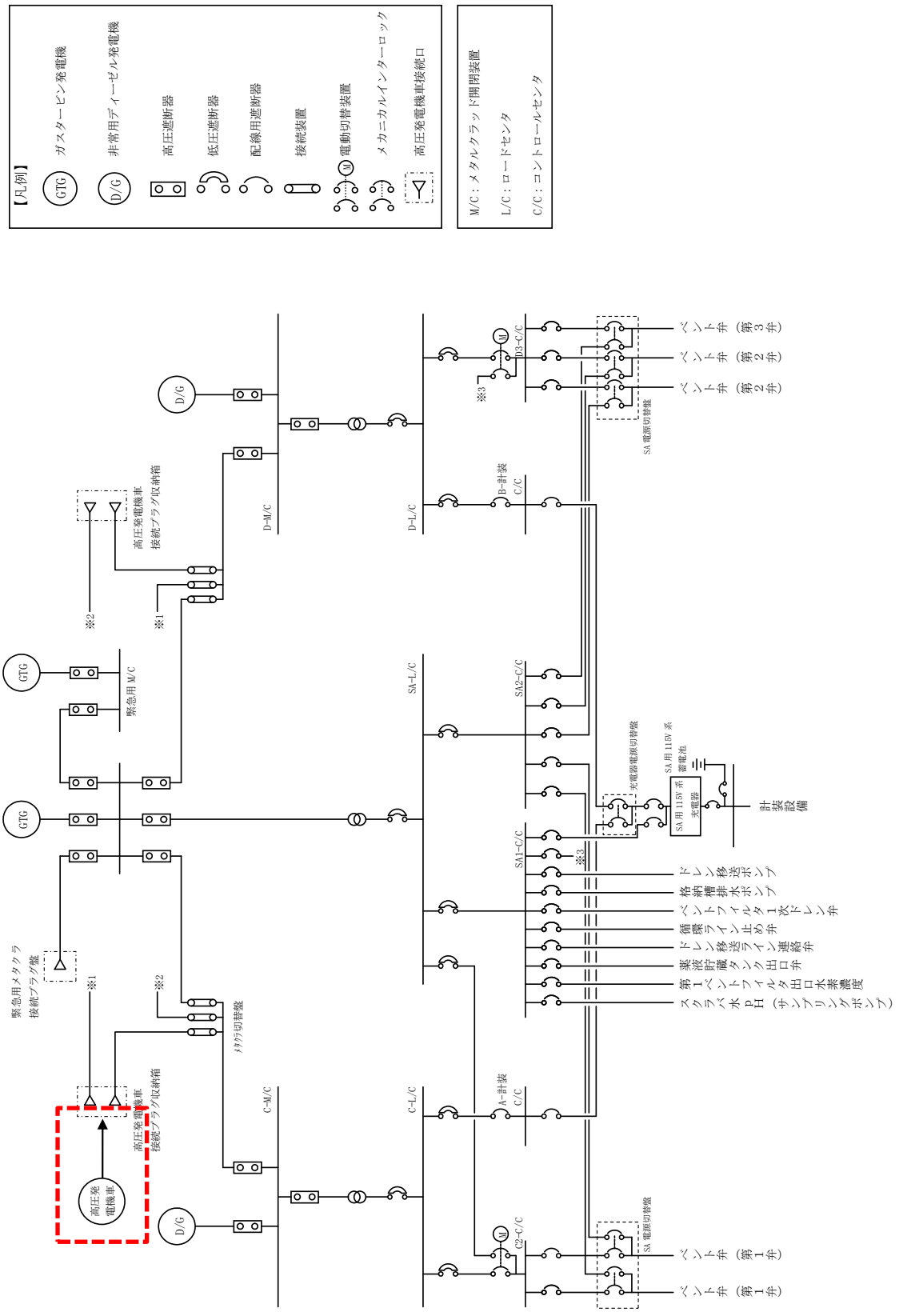


図３　可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（交流電源）

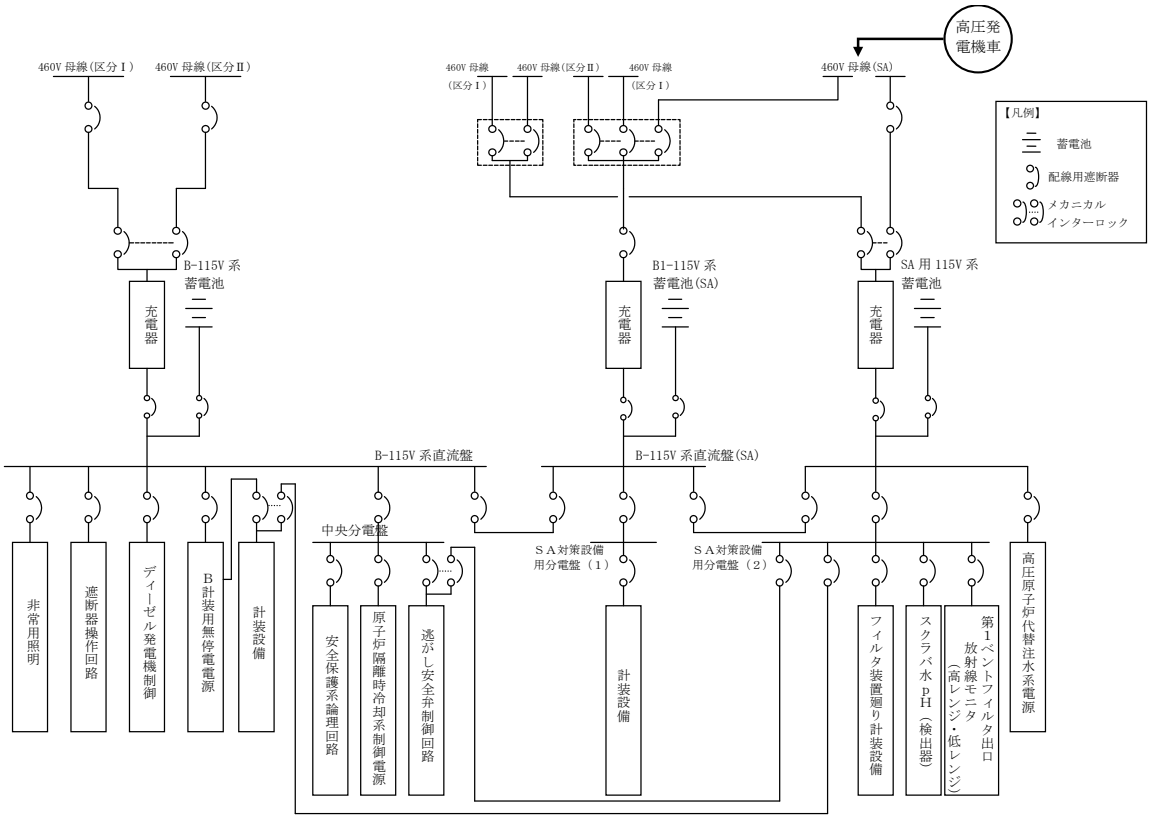


図４　可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

表２　可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 （交流（kW））	備考
1	ベント弁（第１弁：MV217-4）	1.4kW	
2	ベント弁（第１弁：MV217-5）	1.4kW	
3	ベント弁（第２弁：MV217-18）	0.72kW	
4	ベント弁（第２弁：MV217-23）	0.72kW	
5	ベント弁（第３弁：MV226-13）	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ１次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第１ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水ｐＨ	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	約 0.2kW	
合　計		約 95kW※1	

※1　可搬型代替交流電源設備の設備容量は，高圧発電機車３台分の 1,200kW（1,500kVA）とし，負荷容量約 95kW に対して必要十分な容量とする。

ｃ．常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及び第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ１次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，第１ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水ｐＨについては交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ，排水ポンプ及び第１ベントフィルタ出口水素濃度については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，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が十分可能である。また，スクラバ水ｐＨについては，系統待機時及び事故収束時に使用すること，ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13）については，遠隔手動弁操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図５に，負荷一覧を表３に示す。

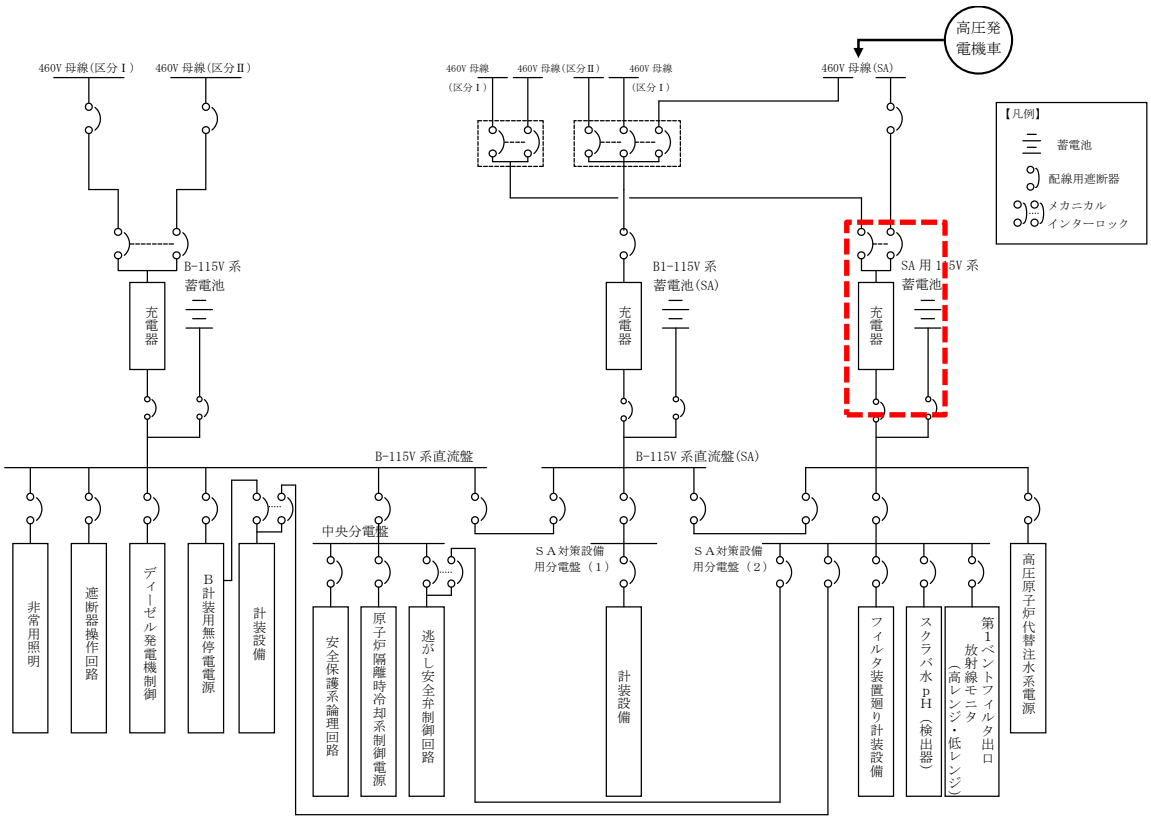


図５　常設代替直流電源設備による電源給電範囲

表３　常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量（交流（kW））	備考
1	ベント弁（第１弁：MV217-4）	－	
2	ベント弁（第１弁：MV217-5）	－	
3	ベント弁（第２弁：MV217-18）	－	
4	ベント弁（第２弁：MV217-23）	－	
5	ベント弁（第３弁：MV226-13）	－	
6	ドレン移送ポンプ	－	
7	格納槽排水ポンプ	－	
8	ベントフィルタ１次ドレン弁	－	
9	循環ライン止め弁	－	
10	ドレン移送ライン連絡弁	－	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	－	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約１A	
13	第１ベントフィルタ出口水素濃度	－	
14	スクラバ水ｐＨ	－	サンプリングポンプ含む
15	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	約２A	
合　計		約３A	約 90Ah※1

※1　24 時間使用した場合の容量
常設代替直流電源設備の設備容量は 1,500Ah とし，負荷容量 90Ah に対して必要十分な容量とする。

d．可搬型直流電源設備による電源給電範囲

可搬型直流電源設備により，フィルタ装置周り計装設備及び第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ１次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，第１ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水ｐＨについては交流機器であり，可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ，排水ポンプ及び第１ベントフィルタ出口水素濃度については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，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が十分可能である。また，スクラバ水ｐＨについては，系統待機時及び事故収束時に使用すること，ベント弁（第１弁：MV217-4，第１弁：MV217-5，第２弁：MV217-18，第２弁：MV217-23，第３弁：MV226-13）については，遠隔手動弁操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図６に，負荷一覧を表４に示す。

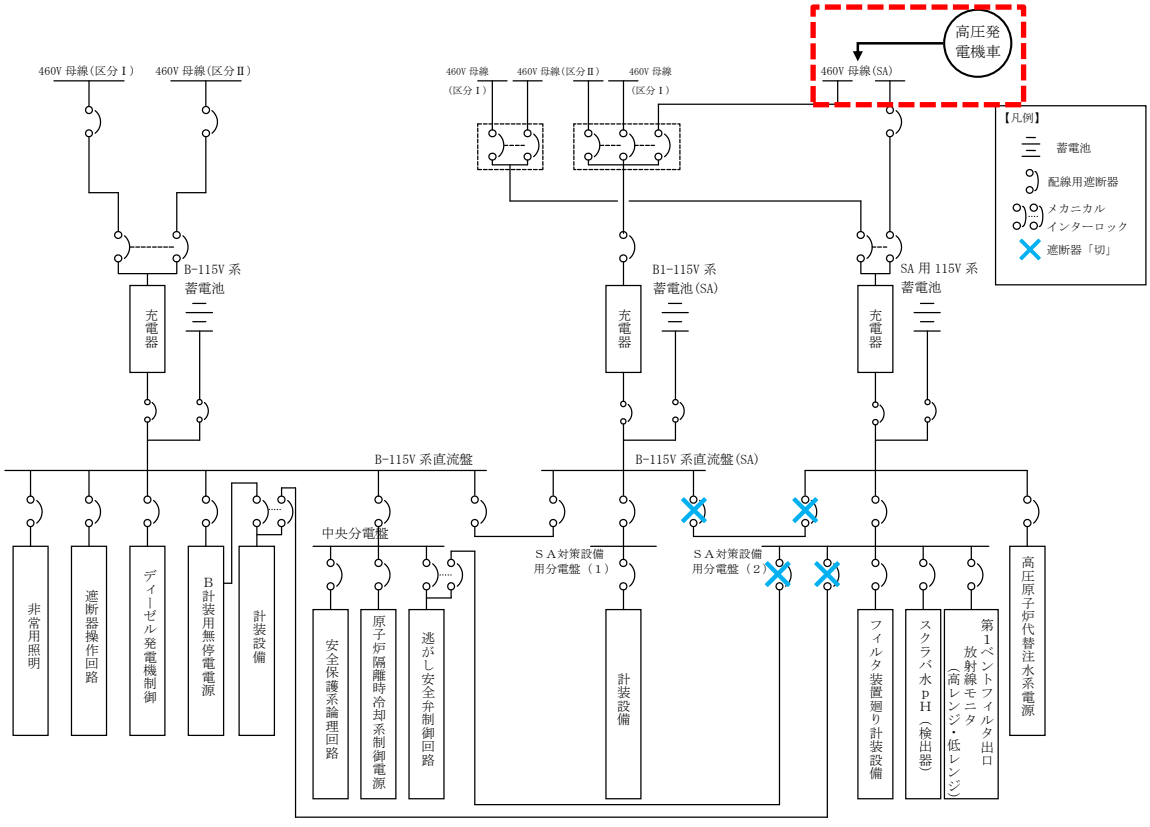


図６　可搬型直流電源設備による電源給電範囲

表４　可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量（交流（kW））	備考
1	ベント弁（第１弁：MV217-4）	－	
2	ベント弁（第１弁：MV217-5）	－	
3	ベント弁（第２弁：MV217-18）	－	
4	ベント弁（第２弁：MV217-23）	－	
5	ベント弁（第３弁：MV226-13）	－	
6	ドレン移送ポンプ	－	
7	格納槽排水ポンプ	－	
8	ベントフィルタ１次ドレン弁	－	
9	循環ライン止め弁	－	
10	ドレン移送ライン連絡弁	－	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	－	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約１A	
13	第１ベントフィルタ出口水素濃度	－	
14	スクラバ水ｐＨ	－	サンプリングポンプ含む
15	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	約２A	
合　計		約３A	約 90Ah※1

※1　可搬型直流電源設備の設備容量は，常設充電器の定格出力 200A とし，負荷容量３A に対して必要十分な容量とする。

(3) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替電源設備である高圧発電機車のアクセスルートについては，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から使用箇所まで複数のアクセスルートを確保している。

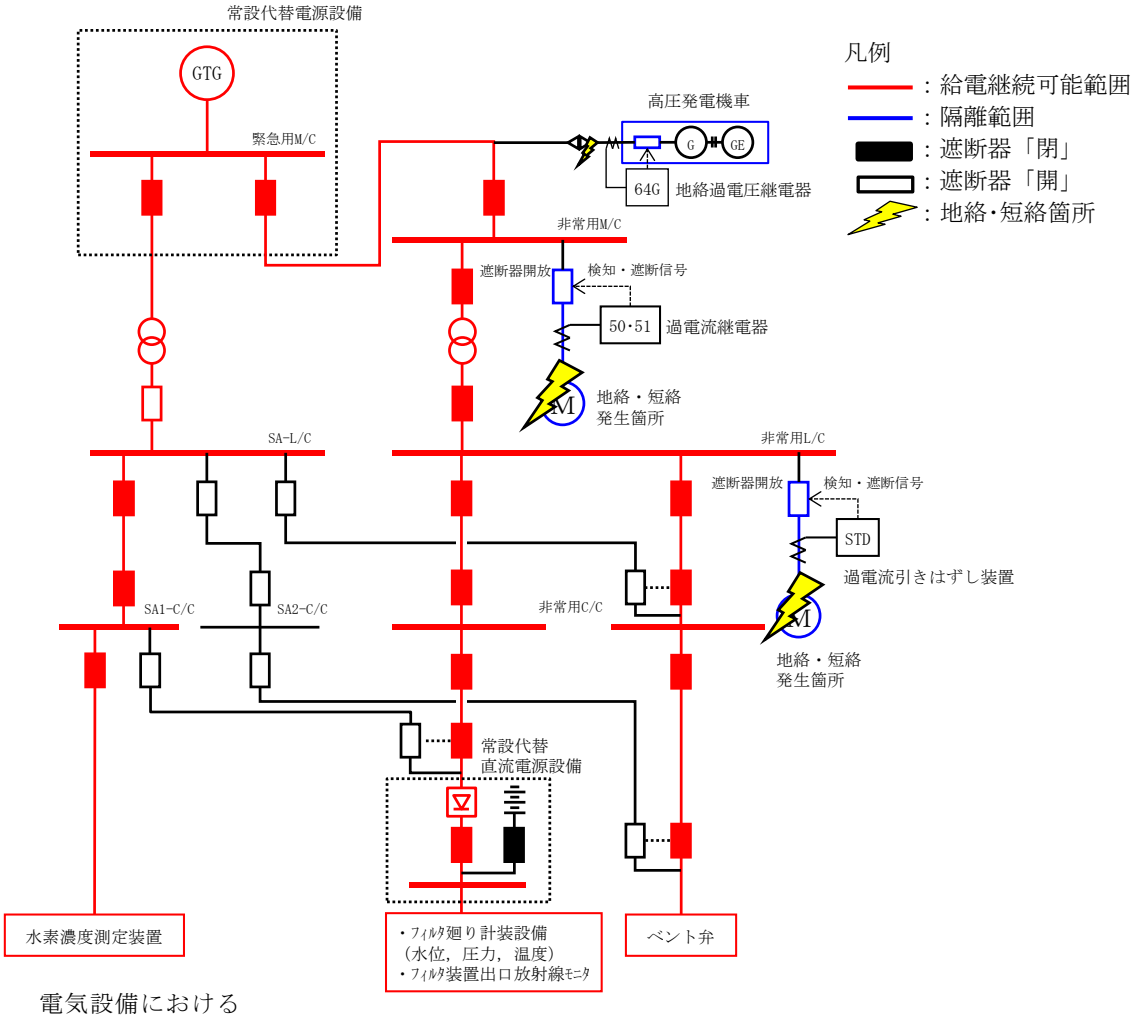
常設設備との接続部についても，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，原子炉建物西側並びに南側の異なる場所に分散配置している。

(4) 電気設備の地絡・短絡対策

電気設備には，ベントに必要な隔離弁及び計測設備とは別の負荷にて地絡又は短絡が発生した場合にも，その影響がベントに必要な隔離弁及び計測設備へ波及しないように保護継電器を設け，地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。（図７）

高圧発電機車を使用している場合に，短絡・地絡や過負荷による過電流が発生した時は，高圧発電機車に設置している地絡過電圧継電器により検知・遮断する設計としている。

保護継電器は，接続先である所内電気設備と保護協調を図った設計としている。



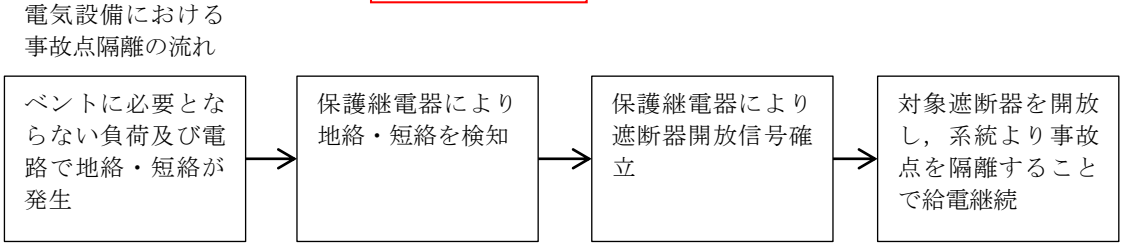


図７　電源設備の地絡，短絡対策

(5) 常設設備との接続部の浸水対策について

発電所は防波壁等を設置することで，基準津波に対して防護されており，基準津波が敷地に遡上して，高圧発電機車の保管場所及び接続口が浸水することはない。

なお，接続口は屋外盤に収納されており，ケーブル接続時も接続口へ雨水等の被水はない設計としている。

窒素供給装置の容量について

可搬式窒素供給装置の窒素容量は，下記①②を考慮して設定している。

① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合，可搬式窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入し，酸素濃度を５％（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため，窒素の供給を行い，格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4％（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5％（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表１に示す。

表１　可搬式窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約100 Nm^3／h
窒素純度	約99.9vol％
窒素供給圧力	0.6MPa以上

以下に，可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし，残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において，設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図１及び図２に示す。事象発生 12 時間後にドライウェルへの窒素供給を開始し，100Nm^3/h にて窒素供給を実施する。事象発生約 85 時間後にドライウェルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol％にと達すれば，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって，原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し，事象発生から 168 時間後においても，原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol％に到達することはない。

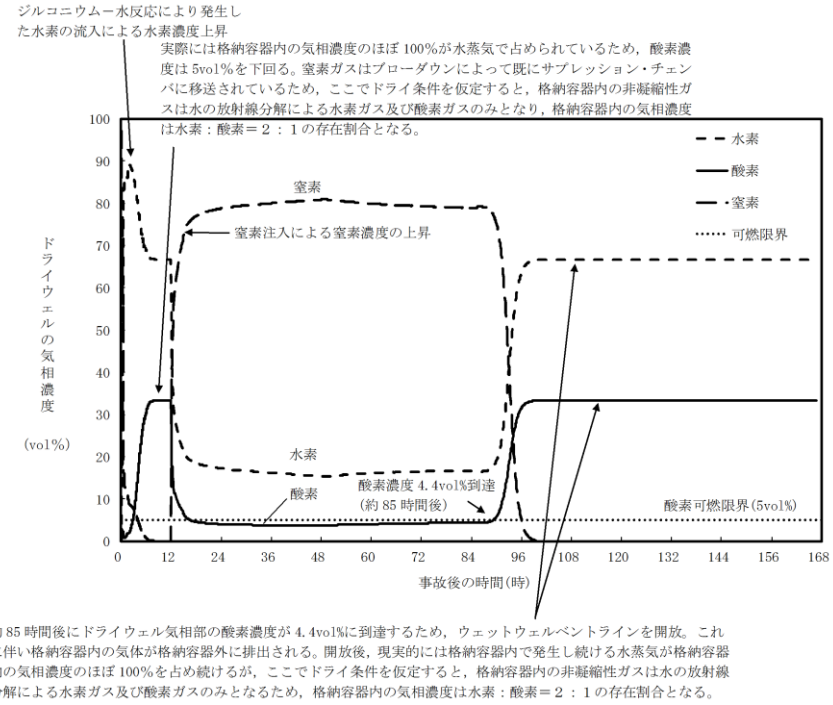


図１　「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値を採用した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

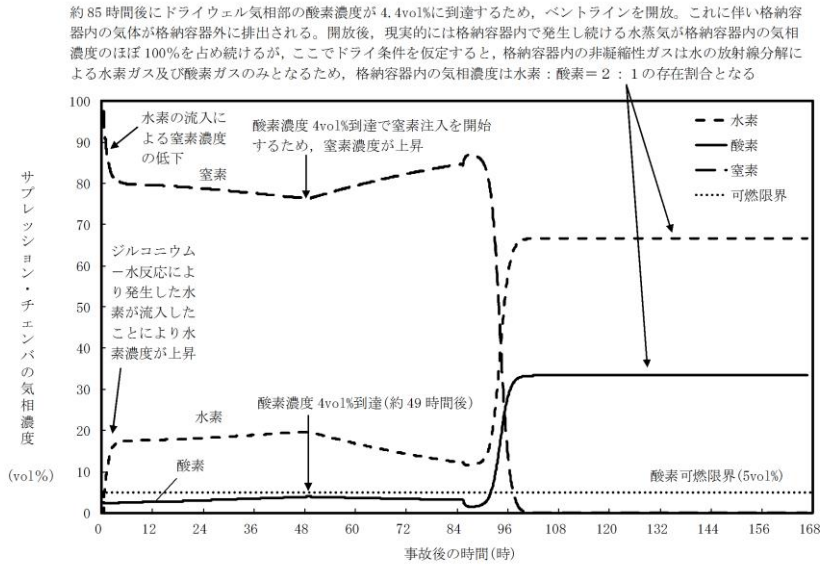


図２　「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 格納容器フィルタベント系における可搬型窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は，格納容器過圧・過温破損シーケンス（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）における格納容器内の水素発生量に対して，系統内の水素濃度を可燃限界である４%未満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

・水素発生量は事象発生７日後を想定し，約 1.3 Nm^3/h とする。

・酸素発生量は事象発生７日後を想定し，約 0.65 Nm^3/h とする。

必要窒素供給量＝(水素発生量－水素発生量×0.04－酸素発生量×0.04)/0.04

＝（1.3－1.3×0.04－0.65×0.04）/0.04

＝ 30.6 (Nm^3/h)

可式窒素供給装置の容量は，上記の必要窒素供給量に余裕を見込み，100Nm^3/hと設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため，十分保守的な設定である。

なお，系統内の全空間容積は約 202 m^3 であり，窒素供給量 100 Nm^3/h で約７時間通気することで，系統内の酸素濃度を５％から１％まで低下させることが可能である。

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

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は，ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせてエアロゾルを捕集するが，このうちベンチュリスクラバは，慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから，エアロゾルの密度によって，除去効率への影響があらわれることが考えられる。しかし，重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して，ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書１）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果，エアロゾルの密度の変化（[redacted] g/cm^3）に対する除去効率の変化は小さいと評価できること，また，JAVA 試験で複数の種類のエアロゾル（[redacted] g/cm^3）を用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから，Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a．エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは，ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し，慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書１において，ベンチュリスクラバにおける除去効率は，以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^*}{V_L}\frac{Q_L}{Q_g}\right) \quad \cdots\cdots\cdots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d \left|u_d - u_g\right| A_d dt \quad \cdots\cdots\cdots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{\left(1+0.7/K\right)^2} \quad \cdots\cdots\cdots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p \left|u_d - u_g\right|}{d_d} = \frac{2C\rho_p {d_p}^2 \left|u_d - u_g\right|}{18\mu d_d} \quad \cdots\cdots\cdots (4)$$

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。

ここで,

P_t	：透過率		
V^*	：液滴通過ガス体積	τ_p	：緩和時間
V_g	：ガス体積	A_d	：液滴断面積
V_L	：液滴体積	K	：慣性パラメータ
Q_g	：ガス体積流量	C	：すべり補正係数
Q_L	：液滴体積流量	μ	：ガス粘性係数
η_d	：捕集効率係数	ρ_p	：エアロゾル密度
u_g	：ガス速度	d_p	：エアロゾル粒径
u_d	：液滴速度	d_d	：液滴径

これらから，透過率 P_t（除去係数 DF の逆数）は，慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は，曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり，その大きさは，エアロゾル密度 ρ_p，エアロゾル粒径 d_p，液滴径 d_d，ガス粘性係数 μ，液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると，慣性パラメータ K が増加し，除去効率は増加する。

b．重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は，エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表１のとおり [　　] g/cm^3 となる。

表１　格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In- Vessel	Ex-vessel	Late-In- vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO_2,Sb※		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO,SrO※		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO_2		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO_2		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La_2O_3		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm^3)						

※複数の代表化合物を持つグループでは，各化合物の平均値を使用した

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。

ここで，各化合物の密度は，以下の通り

CsI：4.5g/cm^3（参考図書２）
CsOH：3.7g/cm^3（参考図書４）
TeO_2：5.7g/cm^3（参考図書３）
Sb：6.7g/cm^3（参考図書２）
BaO：6.0g/cm^3（参考図書５）
SrO：5.1g/cm^3（参考図書２）
MoO：6.4g/cm^3（参考図書２）
CeO_2：7.3g/cm^3（参考図書２）
La_2O_3：6.2g/cm^3（参考図書２）

c．エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数η_dの変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は，前記 b. のとおり［　　］g/cm^{3}付近であるが，ここでは，エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から，エアロゾル密度ρ_{p1}が［　　］g/cm^{3}のときの捕集効率係数η_{d1}と，エアロゾル密度ρ_{p2}が［　　］g/cm^{3}のときの捕集効率係数η_{d2}との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^{\,2}}{K_2^{\,2}} \frac{(K_2+0.7)^2}{(K_1+0.7)^2} \fallingdotseq [\quad\quad]$$

ここでは，

［　　］

とした。この結果から，密度の変化（［　　］）に対して捕集効率係数変化（ ≒［　　］）は非常に小さく，除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

これは，格納容器フィルタベント系の運転範囲において，ベンチュリノズル部における液滴・ガス速度差が大きいことから，重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では，速度差が支配的となるためと考えられる。

JAVA 試験では，複数の種類のエアロゾルで試験が行われている。それぞれの化合物の密度を以下に示す。

［　　］g/cm^3（参考図書２）
［　　］g/cm^3（参考図書６）

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。

以上より，重大事故時における密度の変化が，フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく，その除去性能の評価は質量中央径（MMD），空気力学的質量中央径（AMMD）どちらを用いても変わらない。

(2) JAVA 試験での除去効率

a．JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した の質量中央径（MMD）の範囲は となっているが，これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を図１に示す。

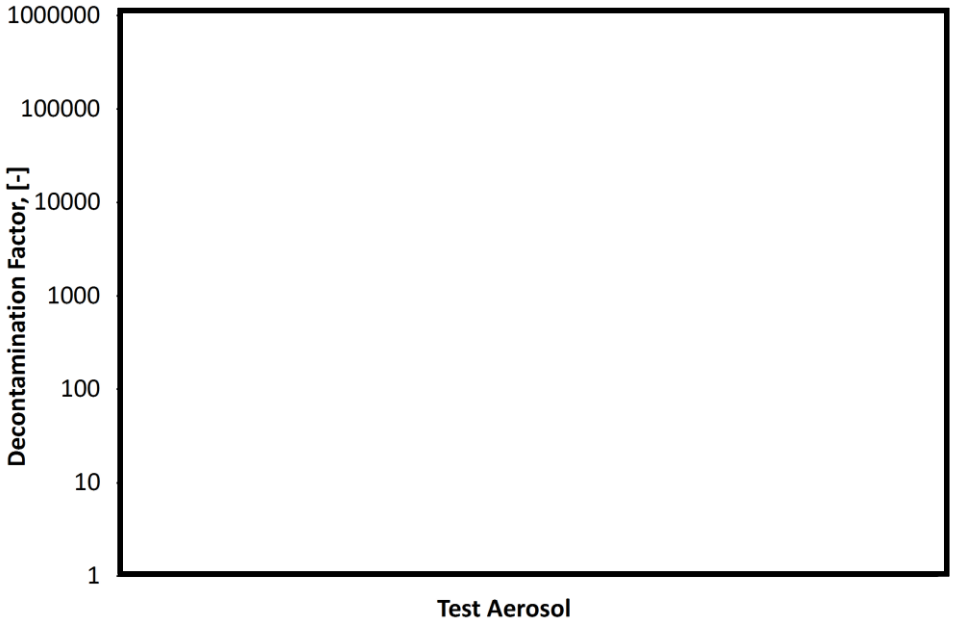


図１　エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 試験用エアロゾルと想定されるエアロゾルの空気力学径の比較

・質量中央径（MMD）

全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ,残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

・空気力学径（AMMD）

その粒子と同じ沈降速度を持つ単位密度（１g/cm^3）の球の直径であり，形状と密度について基準化したもの

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。

MAAP コードによる評価では MMD を用いることから，以下の式により AMMD を MMD に換算する。

AMMD＝ ρ_p MMD

ここで ρ_p はエアロゾルの密度（g/cm^3）である。

MAAP 解析により得られた MMD と AMMD の関係を表２に，JAVA 試験で使用した試験用エアロゾルの MMD と AMMD の関係を表３に示す。この結果，試験用エアロゾルの MMD（約[redacted]）と AMMD（約[redacted]）は，実機に想定される MMD（約[redacted]）と AMMD（約[redacted]）のいずれについても，よく代表していると言える。

表２　実機想定エアロゾルの MMD と AMMD

想定エアロゾル	MMD（d_p）	密度（ρ_p） g/cm^3	AMMD（$d_p\sqrt{\rho_p}$）
[redacted]	サプレッション・チェンバからのベント：約[redacted]	4.5	[redacted]
		3.7	
		5.7	

表３　試験用エアロゾルの MMD と AMMD

試験用エアロゾル	MMD（d_p）	密度（ρ_p）g/cm^3	AMMD（$d_p\sqrt{\rho_p}$）
[redacted]			

《参考図書》

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009)
2. 理化学辞典第４版
3. 理化学辞典第４版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第３版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P.Kulkarni, P.A.Baron, and K.Willeke (2011)

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）エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数（以下，「ＤＦ」という。）は，フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合，ＤＦはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

エアロゾルは一般的に，単一粒径ではなく，粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を図１に示す。

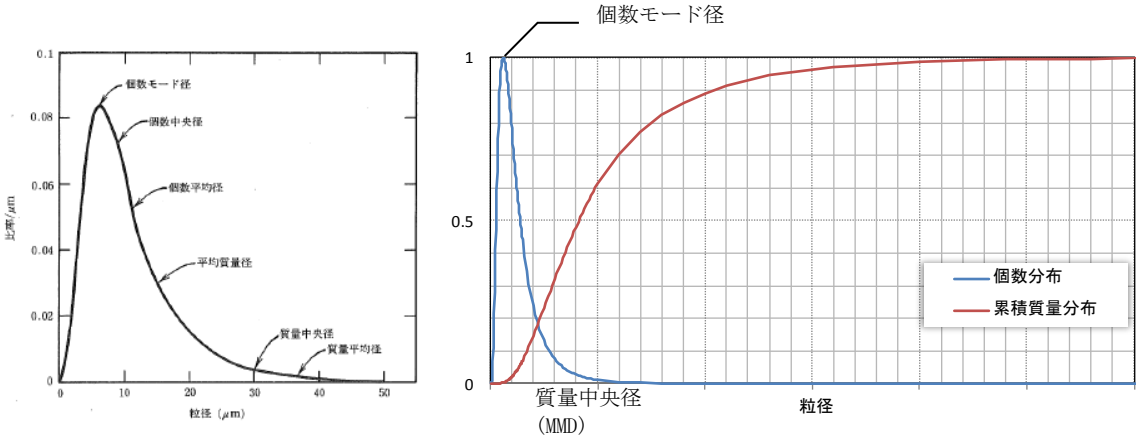


図１　個数分布と累積質量分布

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

ここで，

個数モード径	最も存在個数の比率の多い粒径
質量中央径（MMD）	全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ，残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。図１のような粒径分布の場合，小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが，総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって，大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルがＤＦに与える影響は小さい。

(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

ベンチュリスクラバでは，慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており，重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても，慣性衝突効果によるＤＦへの影響は小さいと評価している。また，Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置では，慣性衝突効果，さえぎり効果，拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり，JAVA 試験において，小さい粒径のエアロゾルを含む [redacted] を使用した場合においても，高い除去効率を発揮することを確認している。

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。

（参考２）質量中央径（MMD）と空気力学的質量中央径（AMMD）

分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として，質量中央径（MMD）を使用する場合と，空気力学的質量中央径（AMMD）を使用する場合があるが，カスケードインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合にはAMMDで測定され，[redacted]のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合にはMMDで測定される。Framatome社（旧AREVA社）製のフィルタは，慣性衝突効果の他に，さえぎり効果，拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており，フィルタ装置の除去性能の評価にはMMDを使用している。

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。

（参考３）想定する事故シナリオについて

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「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」を選定する。

1. 事象の概要（格納容器ベント時）

(1)大破断ＬＯＣＡが発生し，格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。

(2)更に非常用炉心冷却系（以下，　ＥＣＣＳという。）喪失，全交流動力電源喪失（以下，ＳＢＯという。）を想定するため，原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。

(3)その後，原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約 32 時間後に外部注水量制限値に到達し，格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

2. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い，起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後，重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

(1) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震，津波，その他自然現象）をそれぞれ分析し，事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象についてはプラントの外乱となる事象として，従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また，原子炉の運転に影響を与える事象として，非常用交流電源母線の故障，原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については，地震・津波に加え，地震・津波以外の自然現象の 53 事象から地域性等を考慮して 12 事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災，高潮）を選定する。また，設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で，プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は，考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表１のとおりグループ別に分類する。

表１　運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	ＬＯＣＡ時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2)で分類した事故シナリオのうち，出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，原子炉停止機能喪失については，炉心損傷に至らないため，重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，ＬＯＣＡ時注水機能喪失のみとなる。

以上より，炉心損傷が発生するＬＯＣＡ時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお，想定事故シナリオにおいてはサプレッション・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。）を実施した場合と，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。）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また，発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器フィルタベント系が性能を発揮できることを確認するために，原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオで更に事象が進展し，炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にＤ／Ｗベントを実施した場合）（※１）についても参考として示す。

※１　高圧・低庄注水機能喪失シナリオを選定した理由

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペデスタルに落下すると，溶融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成さ

れ，格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。

溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは，ペデスタルに落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。表１に示す各事故シナリオグループのうち，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失シナリオは，高圧の状態が維持されることから，参考ケースから除外した。

崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは，重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延を仮定した場合において，格納容器が先行して破損するシナリオであり，格納容器フィルタベント系の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため，参考ケースから除外した。

ＬＯＣＡ時注水機能喪失は，ペデスタルへの原子炉冷却材の流入の可能性があることから，溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため，参考ケースから除外した。

以上のことから，格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り，また，ペデスタルへの原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは，重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが，ここでは，原子炉圧力容器内の注水に失敗し，さらに溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため，あえて原子炉圧力容器破損前のペデスタルへの水張りも行わない状態を想定する。また，原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペデスタルに落下した後は，ペデスタルへの注水を行った後にＤ／Ｗベントを実施するものとする。

なお，本評価では，コリウムシールドがない状態を仮定し，保守的に溶融炉心からプールへの熱流束は 800kW/m^2 相当で一定（圧力依存なし）としている。

（参考４）発生するエアロゾルの種類について

格納容器ベント実施時には，核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート，構造材の一部が格納容器フィルタベント系に流入する。これらは格納容器フィルタベント系に流入する際は，希ガスや気体状のよう素を除き，固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を表１に示す。また，想定事故シナリオ（D／Wベント）時や，原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を表２に示す。

表１　想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ（W／Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	炉内内蔵量[kg]（安定核種を含む）※1	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量[kg]（安定核種を含む）※2
希ガス	Xe,Kr		—
CsI	CsI, RbI		約 1.3×10^{-4}
TeO_2, Te_2※3, ※4	TeO_2, Te_2		約 1.2×10^{-4}
SrO	SrO		約 4.7×10^{-5}
MoO_2	MoO_2, RuO_2, TcO_2, RhO_2		約 4.4×10^{-5}
CsOH	CsOH,RbOH		約 1.9×10^{-3}
BaO	BaO		約 6.7×10^{-5}
La_2O_3	La_2O_3,Pr_2O_3,Nd_2O_3,Sm_2O_3,Y_2O_3, ZrO_2, NbO_2, AmO_2, CmO_2		約 5.6×10^{-6}
CeO_2	CeO_2, NpO_2, PuO_2		約 1.3×10^{-5}
Sb	Sb		約 1.6×10^{-6}
UO_2	UO_2		約 1.4×10^{-3}
コンクリート/構造材	-		約 2.1×10^{-5}

※1 炉内内蔵量[kg]は，ORIGENコードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき，評価した値

※2 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量は，炉内内蔵量[kg]と，格納容器フィルタベント系への放出割合（MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正）から評価した。想定シナリオ（W/Wベント時）ではTe_2及びUO_2の放出割合のMAAP解析結果はゼロであるこ

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。

とから，後述するMAAP解析の保守性は顕在化しておらず，NUREG-1465の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら，ここでは，格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を保守的に評価するためにTe_2及びUO_2の放出割合としてMAAP解析結果（ゼロ）そのものではなく，MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※3 表中のTe_2の炉内内蔵量[kg]は，Teの全量がTe_2の形態で存在する場合の値に相当する。

※4 ここではTeO_2とTe_2の存在比率を考慮せず，TeO_2とTe_2の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を評価した（Teの停止時炉内内蔵量を，ORIGENコードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応）。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから，このような保守的な評価方法を採用した。なお，放出放射能量の評価に当たっては，より現実的な想定として停止時炉内内蔵量はORIGENコードを用いて評価した値そのものを採用している。

表２　想定事故シナリオ（Ｄ／Ｗベント）時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量

核種グループ	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量（安定核種を含む）※1	
	想定事故シナリオ（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）（Ｄ／Ｗベント）	原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオ）（Ｄ／Ｗベント）
希ガス	—	—
CsI	約 9.7×10^{-2}	約 3.9×10^{-6}
TeO2，Te_2※2	約 2.0×10^{-1}	約 8.1×10^{-5}
SrO	約 7.9×10^{-2}	約 3.1×10^{-5}
MoO2	約 7.3×10^{-2}	約 2.9×10^{-5}
CsOH	約 3.2	約 1.3×10^{-3}
BaO	約 1.1×10^{-1}	約 4.4×10^{-5}
La2O3	約 9.4×10^{-3}	約 3.7×10^{-6}
CeO2	約 2.1×10^{-2}	約 8.3×10^{-6}
Sb	約 2.7×10^{-3}	約 1.1×10^{-6}
UO2	約 2.3	約 9.1×10^{-4}
コンクリート／構造材	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-7}

※1 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量は，炉内内蔵量[kg]と，格納容器フィルタベント系への放出割合（MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正）から評価した。

想定シナリオ(W/W ベント時)では Te_2 及び UO_2 の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから，後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず，NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら，ここでは，格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を保守的に評価するために Te_2 及び UO_2 の放出割合として MAAP 解析結果(ゼロ)そのものではなく，MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO2 と Te2 の存在比率を考慮せず，TeO2 と Te2 の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を評価した(Te の停止時炉内内蔵量を，ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから，このような保守的な評価方法を採用した。なお，放出放射能量の評価に当たっては，より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

a．炉心状態の想定

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾルを評価する際は，炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の（a)，(b）に示す通り，平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量を評価することで，その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

このことから，格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量の評価を行う際，炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。

(a) 停止時炉内内蔵量

停止時炉内内蔵量は，平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は，運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため，平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は，その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b)崩壊熱

溶融炉心からの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり，崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。（a）と同様の理由により，平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため，平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の，溶融炉心からの放射性物質の放出割合は，他の炉心状態を想定した場

合の放出割合を包絡する値を示す。

b．評価に用いる放出割合

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量は，炉内内蔵量[kg]と，格納容器フィルタベント系への放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量［kg］は，ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき評価しており，放出割合は，MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは，格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し，放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており，格納容器フィルタベント系への放出割合を MAAP 核種グループごとに評価している。

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（W/Wベント）での MAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後時点）を表４に示す。ただし，以下に示すとおり，表４の値は格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

表４によると，高揮発性核種（CsI や CsOH）の放出割合(10^{-6} オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい(10^{-5} オーダー）という結果となっている。

一方，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から，事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は，よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり，中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

表５は，TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが，希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で，中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに，表６は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが，最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり，多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また，燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より，各元素の放出挙動は以下のように整理されており※1，希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し，それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I,Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb,Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また，被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr,Mo,Ru,Rh,Ba：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

Ce,Np,Pu,Y,Zr,Nb：高温状態でも放出速度は低い。

※1「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究(JAEA-Review2013-034，2013 年 12 月）」

表４評価結果は，これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは，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は，MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては，炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも，溶融炉心表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや，炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI からも，再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru 及び Mo）の放出について，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
・Mo の放出量評価について，NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については，炉心溶融初期に炉心外に放出されるため，上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから，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中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単に MAAP 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで，格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際は，MAAP 解析による放出量の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，

TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお，事故シーケンス「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」において，原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における，炉心損傷開始から，原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展（格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは，当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない）と NUREG-1465 の想定の比較は表３のとおりであり，NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく，本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表７に示す。

表３　MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定の比較

	燃料被覆管の損傷が開始し，ギャップから放射性物質が放出出される期間	炉心溶融が開始し，溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
MAAP	約５分～約28分※1	約28分～約3.3時間※2
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

※1　炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2　原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ，CsI グループ，CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては，MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお，Cs の放出割合は，CsI グループと CsOH グループの放出割合※1※2，及び，I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より，以下の式を用いて評価する（詳細は別紙 50 参照）。

$$F_{CS}(T)=F_{CsOH}(T)+M_I/M_{Cs}\times W_{Cs}/W_I\times\ (F_{CsI}(T)-F_{CsOH}(T))$$

ここで，

$F_{CS}(T)$ ：時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$ ：時刻 T における CsOH グループの放出割合

F_{CsI} (T) ：時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I：I 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs}:Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I：I の原子量　　W_{Cs}：Cs の原子量

※1　MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており，各グループの放出割合は，当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2　各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価
② ①の結果をもとに，同位体の重量を足し合わせ，各元素の重量を評価する。
③ ②の結果を MAAP コードにインプットし，MAAP コードにて，各元素の化合物の重量を評価する。
④ 各化合物は表１に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は，当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

(b)それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては，MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず，MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と，希ガスグループの放出割合，及び，NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで，放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし，Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は，168 時間経過時点において，NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表８及び表９に，NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$Fi(T) = F_{noble\ gass}(T) \times \gamma i / Y_{Cs} \times F_{Cs}(168hr) / F_{noble\ gass}(168hr)$

Fi(T)　：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{noble\ gass}(T)$　：時刻 T における希ガスグループの放出割合

γi：NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γCs：NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※1　中・低揮発性の核種グループは，事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く，事故初期に格納容器内に放出され，格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は，「各

時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

表４　MAAP 解析による放出割合の評価結果
(エアロゾル量の評価に使用しない)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約9.0×10^{-1}
CsI	約3.5×10^{-6}
TeO_2	約1.3×10^{-8}
SrO	約1.6×10^{-4}
MoO_2	約9.5×10^{-7}
CsOH	約6.5×10^{-6}
BaO	約7.6×10^{-5}
La_2O_3	約2.1×10^{-5}
CeO_2	約2.5×10^{-5}
Sb	約3.0×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
Cs※1	約6.3×10^{-6}

※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は別紙 50 参照）

表５　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水,気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合　計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のＩ濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため，ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって，ここに保持されたＩのインベントリーはCsと同等であると考える。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡会偵祐，井上康，桝田藤夫日本原子力学会誌 Vol.32，No.4（1990）

表６　福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

（単位：Bq/kg・乾土）

試料採取場所		【定点①】*1 グランド（西北西約500m）*2			【定点②】*1 野鳥の森（西約500m）*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍（南南西約500m）*2		④5,6号機サービスビル前（北約1,000m）*2	⑤固体廃棄物貯蔵庫1,2棟近傍（北約500m）*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
試料採取日		3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関		JAEA	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	日本分析センター *3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日		3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：東京電力 HP(http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html)

表７　NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
（格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際に使用）

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] （事故発生から168時間後時点）
希ガス	約9.0×10^{-1}
CsI	約3.5×10^{-6}
TeO_2	約1.3×10^{-6}
SrO	約5.0×10^{-7}
MoO_2	約6.3×10^{-8}
CsOH	約6.5×10^{-6}
BaO	約5.0×10^{-7}
La_2O_3	約5.0×10^{-9}
CeO_2	約1.3×10^{-8}
Sb	約1.3×10^{-6}
Te_2	約1.3×10^{-8}
UO_2	約1.3×10^{-8}
Cs※1	約6.3×10^{-6}

※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は別紙 50 参照）

表８　NUREG-1465 での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※１
Cs	0.25
TeO_2, Sb, Te_2	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO_2	0.0025
CeO_2, UO_2	0.0005
La_2O_3	0.0002

※１　NUREG-1465 の Table3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（NUREG-1465 では,「Gap Release」,「Early In-Vessel」,「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは,原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため,原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。）

表９　NUREG-1465（抜粋）

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により，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。実機フィルタ装置については，使用条件において所定の性能が発揮されるように，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験条件に包絡されるように設計されている。

ACE 試験は，米国 EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。

これらの試験について，実機フィルタ装置とのスケール適用性について以下に示す。

(1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験は，Framatome 社（旧 AREVA 社）により，ドイツのカールシュタインにある大規模試験施設（以下，「JAVA 試験施設」という。）にて実施された。JAVA 試験では，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。

図１に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。試験フィルタ装置は，高さ約[ ]m，直径約[ ] m の容器の中に，実機と同形状のベンチュリノズル（[ ]），及び実機と同構造の金属フィルタを内蔵している。

また，これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは，ベンチュリスクラバ，気相部，金属フィルタ，流量制限オリフィスの順に通過し，装置外部へ放出される経路となっており，実機と同じ順に各部を通過する。

(2) JAVA PLUS 試験の概要

JAVA PLUS 試験は，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，Framatome 社（旧 AREVA 社）により，JAVA 試験施設を改造した施設にて実施された。

JAVA PLUS 試験では，実機と同仕様の銀ゼオライトを充填したフィルタを設置し，有機よう素の除去性能試験を実施している。

フィルタ装置に流入したベントガスは，ベンチュリスクラバ，気相部，金属フィルタ，流量制限オリフィス，銀ゼオライトフィルタの順に通過し，装置外部へ放出される経路となっており，実機と同じ順に各部を通過する。

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) ACE 試験の概要

ACE 試験は,EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能検証試験が実施された。

図２に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。

試験フィルタ装置は，高さ [redacted] m，直径 [redacted] m の容器の中に，実機と同形状のベンチュリノズル（ [redacted] ）と，実機と同構造（同一金属メッシュ構造，同一充填率）の金属フィルタを内蔵している。

なお，ACE 試験の試験装置の詳細な仕様，試験条件及び試験結果は，EPRI 及び Framatome 社（旧 AREVA 社）の知的財産（Intellectual Property）として開示が不可能であることから,フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

(4) スケール性の確認

JAVA 試験，JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで，実機への適用性を確認する。図２に実機と JAVA 試験装置（JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用）及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。

試験フィルタ装置へ流入したガスは,装置の下端に設置されたベンチュリノズルを経由し，上部に設置された金属フィルタ，その後段に設置された銀ゼオライトフィルタ（JAVA PLUS 試験のみ）へ流れる構成であり，実機と同様の構成となる。

フィルタ装置の性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてガス流速が挙げられるが,ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように実機のベンチュリノズルの個数を設定していることから,ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また，実機の金属フィルタの表面積についても,金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから,金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。JAVA 試験及び実機における物理パラメータと試験条件を表２，ベンチュリノズル部及び金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図３，４に示す。

実機の銀ゼオライトフィルタについては，JAVA PLUS 試験で得られた試験結果に基づき,想定されるよう素量を捕集するためベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充填量を設定している。

以上より，試験の実機への適用性は確保できていると考えられる。

表３に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について，構成要素別にまとめる。

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) 評価

以上より，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できており，試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考える。

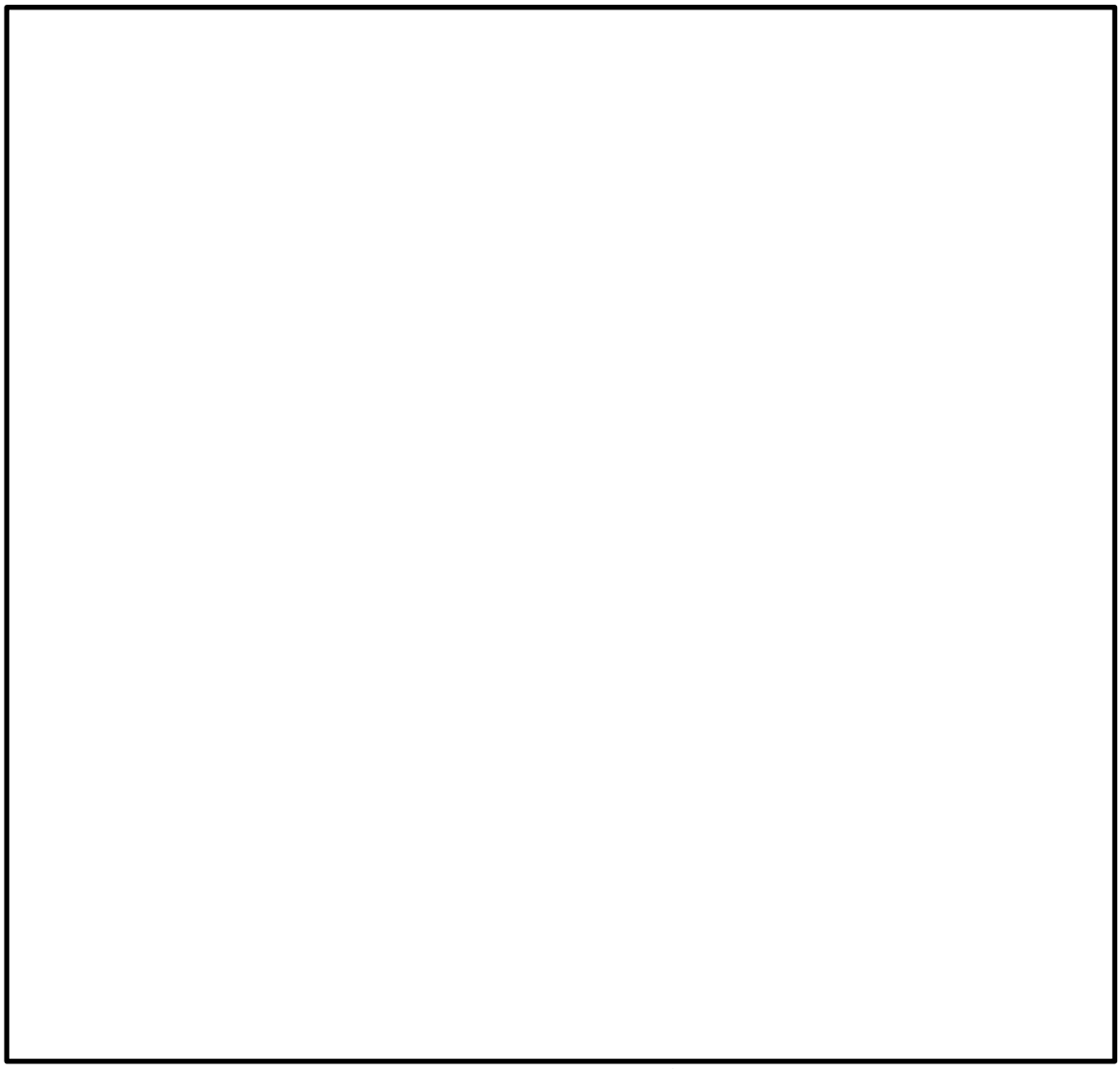


図１　ACE 試験の設備概要

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。

表１　ACE 試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD／NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)



図２　実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較

表２　JAVA 試験及び実機における運転範囲

項　目	JAVA 試験	実機運転範囲
ベンチュリノズル部ガス流速		
金属フィルタ部ガス流速		

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。

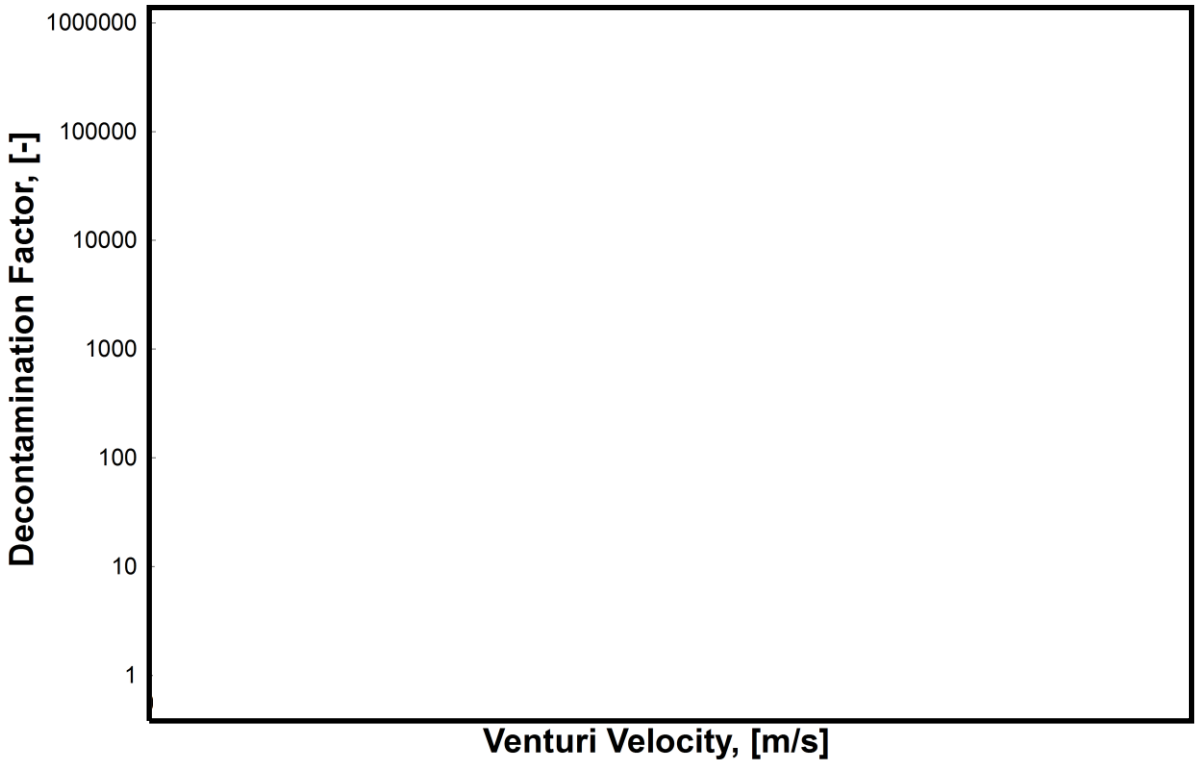


図３　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

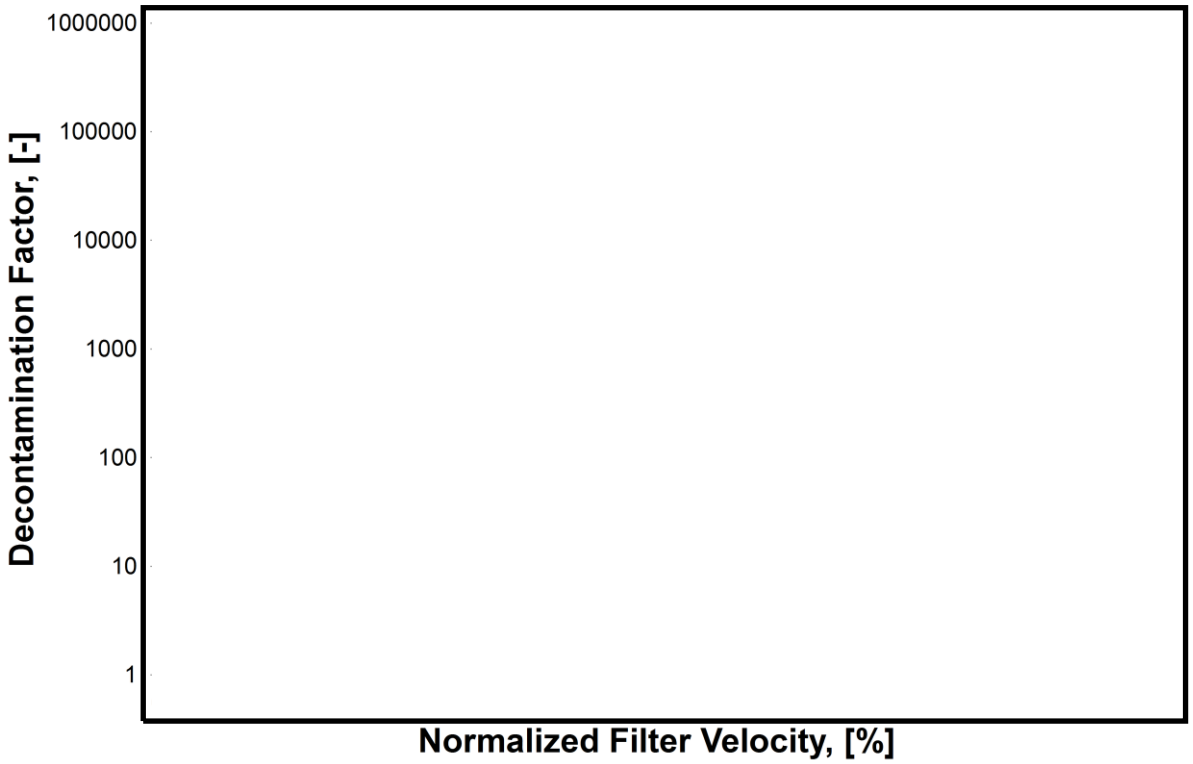


図４　金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表３　実機に対する JAVA 及び JAVA PLUS 試験装置の適用性のまとめ

構成要素		相違			適用性
		有無	JAVA (PLUS)	実機	
全体構成（基数を含む）		無	－	－	・試験フィルタ装置へ流入したガスは，ベンチュリノズルを経由し，金属フィルタ，後段に設置された銀ゼオライトフィルタ（JAVA PLUS 試験のみ）へ流れる構成であり，実機と同様の構成である。 ・試験装置は，実機と同様に，銀ゼオライトフィルタがスクラバ容器の外に設置されている。
		有	－	－	・実機では，同一のスクラバ容器を４基並列に設置するが，ベントガスは均等に分配されるよう設計しているため，分離設置による影響はない。
スクラバ容器	高さ	無	約 m	約 m	・試験装置と実機は，同じ高さの容器を使用している。
	断面積	有	約 m^2 又は 約 m^2	約 m^2	・ベンチュリノズル部においてエアロゾル及び無機よう素の大部分を捕集するため，断面積の違いによる影響は小さい。なお，ベンチュリノズル１個あたりの断面積は，実機が約 m^2，JAVA 試験が約 m^2（ ）又は約 m^2（ ）である。
ベンチュリノズル	構造	無	－	－	・試験装置と実機は同一形状（寸法）のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			・実機のベンチュリノズルの個数は，ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから，ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。 ・実機のガス流速は約 m/s であり，JAVA 試験のガス流速は m/s である。
金属フィルタ	構造	無	－	－	・試験装置と実機は同一仕様（ ）の金属フィルタを使用している。
	表面積	有	約 m^2 （ ）	約 m^2	・実機の金属フィルタの表面積は，金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから，金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラビング水	薬剤	無	－	－	・試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお，実機の pH は，試験で確認された性能を十分発揮できるよう，高アルカリに設定している。
	水位	有	※	※	・試験では，ベンチュリノズル頂部近傍の水位において所定の性能が発揮できることを確認しているため，水位の違いによる影響はない。
銀ゼオライト容器	吸着剤	無	－	－	・試験装置と実機は，同仕様の吸着材（銀ゼオライト）を使用している。
	厚さ	有	約 mm	約 mm	・ベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充てん量を設定している。

※適用性の欄に相違点を記載

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。

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置（スクラバ容器）は，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより，所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。

スクラバ容器におけるエアロゾルに対する除去効率は，ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており，JAVA 試験結果では，試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることを確認している。

JAVA 試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり，実機運転範囲のガス流速において，ベンチュリスクラバ単独でも DF100 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を表４に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり，一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く，ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから，実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は，実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが，後段の金属フィルタによる除去により，スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上の除去性能を満足していると考えられる。

表４　ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

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）性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で用いたベンチュリノズル，金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを，ISO9001 等に適合した品質保証体制を有する Framatome 社（旧 AREVA 社）において設計・製作することにより，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同じ性能を保証する。

(1) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの性能試験は，発注単位毎に□%の抜取にて行われる。試験ノズル 1 個に対して同じ試験を□回実施した上で，大きな差異がないことを確認している。

(2) 金属フィルタ

金属フィルタは製品毎に性能試験を実施している。

(3) 銀ゼオライト

銀ゼオライトの性能試験は，納入品と同一のロット番号のものによる性能試験を実施している。

以上(1)～(3)より，個別の単体性能試験を評価しており，実機についても JAVA 試験，JAVA PLUS 試験結果と同じ性能が出ることを確認している。

- Framatome 社（旧 AREVA 社）品質保証体制

ベンチュリノズル，金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作する Framatome 社（旧 AREVA 社）は，フィルタベントシステム納入実績を多数有しており，原子力プラントメーカとして下記の品質保証体制を有している。

・フィルタベントシステムの性能保証する Framatome 社（旧 AREVA 社）は，品質管理システムとして ISO9001 を 2008 年に SGS 社から取得している。また，世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう，ASME NPT，N.S Stamp，KTA1401，1408，RCCM，RCC-E，EN ISO9001 などの認証も取得している。

・Framatome 社（旧 AREVA 社）は，システム設計・製作に際し，品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており，技術要求仕様，品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。

・Framatome 社（旧 AREVA 社）は，原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また，各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。

また，Framatome 社（旧 AREVA 社）は海外での先行 FCVS 実績を多数有している。納入実績を表１に示す。

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１　Framatome 社（旧 AREVA 社）のフィルタベント納入実績

Country	Name	Type	Status	Since
Germany				
Finland				
Switzerland				
Netherlands				
Korea, RO				
Canada				
Bulgaria				
P. R. China				

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）隣接するベンチュリノズルから噴出されるガスの相互影響について

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。ベンチュリノズルの配置図を図１に示す。

なお， JAVA 試験において，２本の隣接するベンチュリノズルを設置した試験を実施した結果，１本の場合と比較して有意な性能差は見られず，試験を実施した全域にわたって，DF1,000 以上の除去効率が得られている。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を図２に示す。

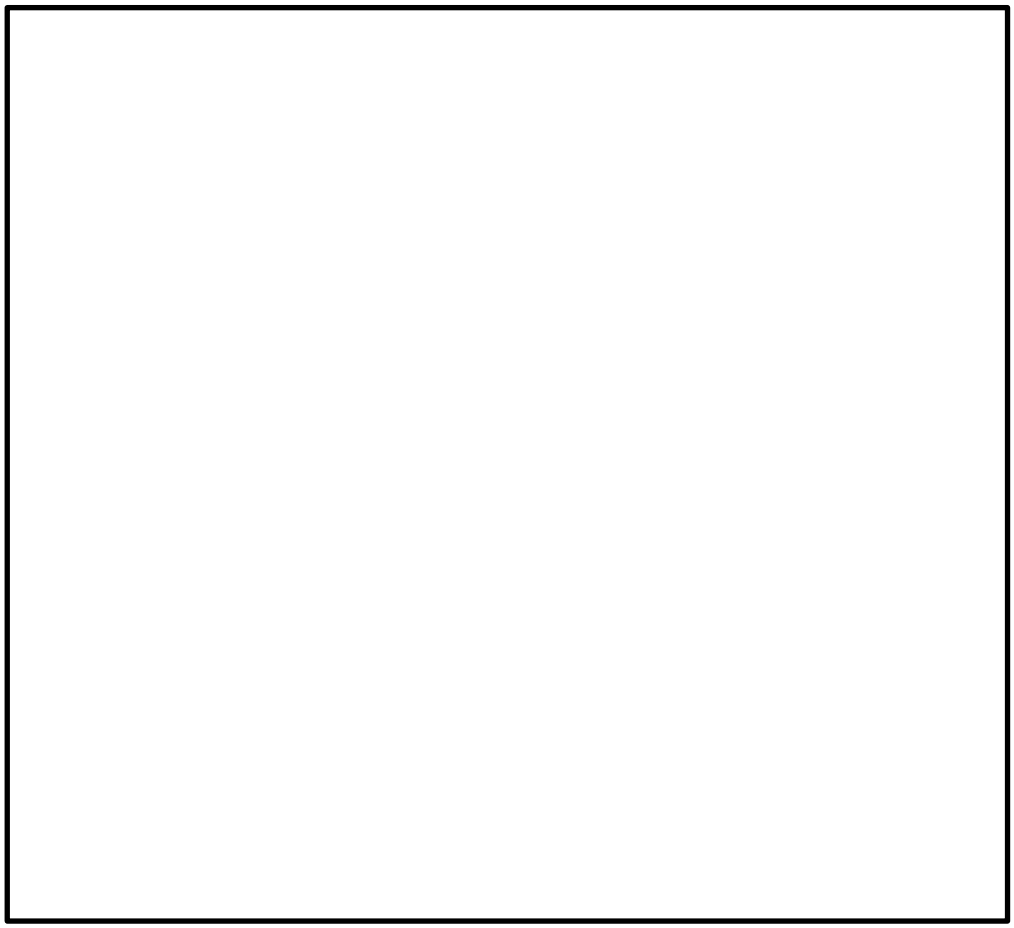


図１　ベンチュリノズルの配置図

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。

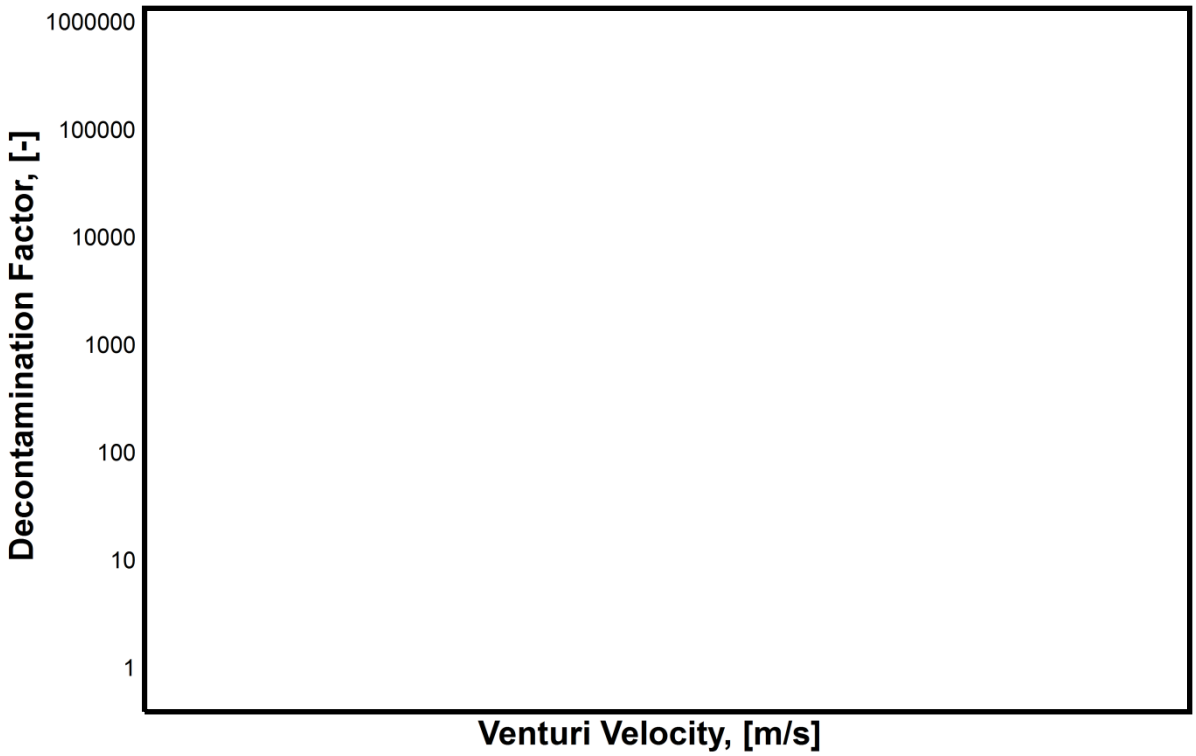


図２　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

《参考図書》

1. 理化学辞典第 4 版

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。

JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は，流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。実機の銀ゼオライトフィルタの設計において，除去係数と滞留時間の関係式, JAVA PLUS 試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから，JAVA PLUS 試験結果の実機への適用性について，以下にまとめた。

a．銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は，流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は，総括物質移動係数 K を用いて以下のように表せる（参考図書１，２）。

$$r\frac{\partial \mathrm{q}}{\partial \mathrm{t}} = K(C - C^{*}) \quad \cdots\cdots \text{（式１）}$$

r ： 吸着剤充填密度　　q ： よう素吸着量　　K ： 総括物質移動係数
C ： よう素濃度　　C^{*} ： よう素平均濃度

ここで，化学反応による吸着（不可逆反応）であることから，$C^{*} = 0$とみなし，式１は以下のように表せる。

$$r\frac{\partial \mathrm{q}}{\partial \mathrm{t}} = KC \quad \cdots\cdots \text{（式２）}$$

b．除去係数と滞留時間

ガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタを通過する際の物質収支は，吸着剤の微小ベッド厚さ $\Delta \mathrm{z}$ に対して，単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式３で表すことができる（参考図書３）。

銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージを図１に示す。

$$-uA\ \Delta t\ \Delta C = \ A\ \Delta z\ \Delta q \quad \cdots\cdots \text{（式３）}$$

u ： ガス流速　　A ： ガス通過断面積　　Δt ： 単位時間
ΔC ： よう素濃度変化　　r： 吸着剤充填密度　　Δz ： ベッド厚さ
Δq ： 単位質量あたりのよう素吸着量

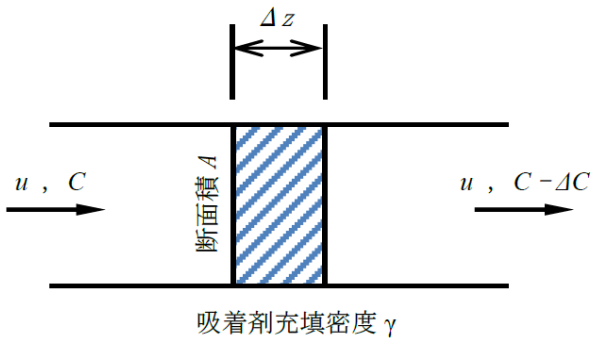


図１　銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで，左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量，右辺は銀ゼオライトフィルタで捕集した放射性よう素量を表す。Δz = u Δt より，両辺を A Δt Δz で除し，微小変化をΔ→∂とすると，式３は以下のように表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial \mathrm{t}} = r\frac{\partial \mathrm{q}}{\partial \mathrm{t}} \quad \cdots\cdots \text{（式４）}$$

式４に式２を代入すると，以下のように表せる。

$$\frac{\partial C}{\partial \mathrm{t}} = -KC \quad \cdots\cdots \text{（式５）}$$

式５を積分し，C0 を初期よう素濃度とすると，以下のように表せる。

$$\frac{\log(\frac{C_0}{C})}{t} = \frac{\log(DF)}{t} = K \quad \cdots\cdots \text{（式６）}$$

式６は銀ゼオライトフィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また，銀ゼオライトフィルタの厚さが一定であることを考慮すると，除去係数が銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

c．除去係数と滞留時間

銀ゼオライトフィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として，ベントガスの流速以外に，過熱度，蒸気割合，銀ゼオライトフィルタ温度，銀ゼオライトフィルタ圧力が考えられることから，これらの条件が式６の総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果により評価する。

① 蒸気割合，銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度の影響

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１　蒸気割合，銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度が
総括移動係数に与える影響

② 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度の影響

表２ 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が
総括移動係数に与える影響(1)

表３ 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が
総括移動係数に与える影響(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。



③ まとめ

ベントガス条件（過熱度，蒸気割合，銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力）が，総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果に基づき評価した結果，総括物質移動係数が過熱度に依存することを確認した。なお，蒸気割合，銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力は，銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり，これらのベントガス条件が総括物質移動係数に与える影響は，過熱度による影響に帰着するものと考えられる。

以上から，銀ゼオライトフィルタの除去性能の評価や設計においては，式 6 に示される滞留時間，ベントガスの過熱度への考慮が重要である。

d. JAVA PLUS 試験結果の実機への適用

銀ゼオライトフィルタの設計（必要ベッド厚の設計）においては，式 6 と JAVA PLUS 試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い，実機の過熱度の運転範囲について，式 7 の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し，銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。上記のとおり設計した島根 2 号炉の銀ゼオライトフィルタの有機よう素除去係数を図 2 に示す。過熱度の運転範囲全域において，要求する除去係数（DF50 以上）を満足している。



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。



図２　　JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

≪参考図書≫

1. 佐藤 忠正等（北海道大学） 充填層における吸着速度について，1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について，1978 年 9 月（明治大学工学部研究報告）
3. 竹内 「吸着分離－入門から操作設計まで」（2000 年）

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。

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

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。

- 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- フィルタの閉塞

(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）及びドレンをベンチュリスクラバ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。

なお，JAVA 試験では，液滴が発生しやすいガス流速が大きい場合について試験を行っており，エアロゾルの除去係数が低下しないことを確認している。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を図１に示す。

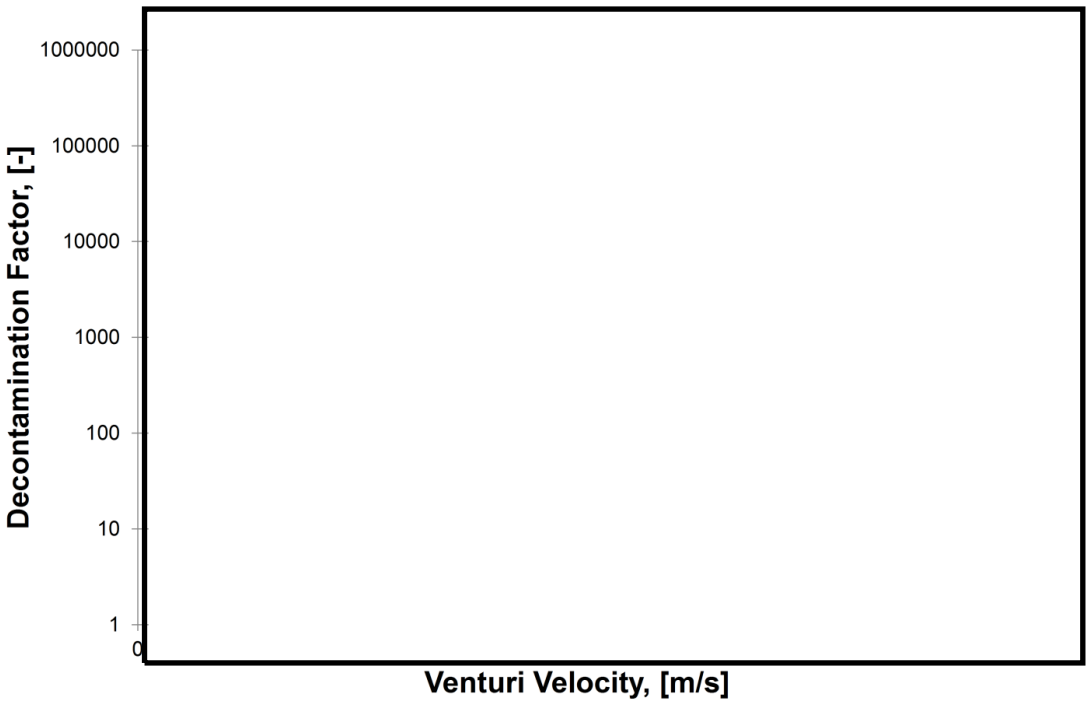


図１　ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

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による金属フィルタの上昇温度を，エアロゾルが再浮遊に至る温度と比較することで，この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

① 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，金属フィルタへのエアロゾル移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の 1/100 とする。（別紙 34 表４）

② 冷却ガス条件

a. ベント後短期

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は，膨大な流量のベントガスによって冷却される。

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。

b．ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては，格納容器を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

c．ベント停止後

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に供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって，冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定するため，スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず，系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

・窒素ガス流量　＝　100 Nm^3/h

・窒素ガス比熱　＝　1040 J/kg・℃

・窒素ガス密度　＝　1.25 kg/Nm^3

③ 評価結果

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に金属フィルタの上昇温度を評価する。金属フィルタ内で発生する崩壊熱の全量 [　　] が冷却ガスに移行したと仮定し，以下の評価式にて金属フィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度}(℃) = \frac{\text{金属フィルタ内の発熱量}(W)}{\text{比熱}(J/kg℃)\cdot\text{窒素ガス流量}(m^3/s)\cdot\text{窒素ガス密度}(kg/m^3)}$$

・上昇温度　≒ [　　]℃

したがって，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 [　　] に対して十分に低く抑えることができる。

なお，長期的には，窒素ガスを停止することも考えられることから，窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果，問題ないことを確認している。（参考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。

(2) フィルタの閉塞

a．想定する状態

(a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

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を閉塞することが考えられる。

(b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

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金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。

(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は，[redacted]液滴を分離しているが，低流速では慣性力による衝突により液滴を分離する機能が低下することが考えられる。

b．影響評価

(a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

ベンチュリノズルにおける狭隘部は[redacted]であり，これに対して流入するエアロゾルの粒径は[redacted]と極めて小さい。ベンチュリノズルにおける狭隘部を通過するガス流速も高速であることから，閉塞が発生することはない。また，機械的破損によって生じる断熱材の破片等を含む[redacted]以上の粒径については速やかに格納容器内に落下するため，フィルタ装置へ流入することはない。

(b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

フィルタ装置（スクラバ容器）において，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と金属フィルタの設計負荷量を比較し，閉塞が発生しないことを以下のとおり確認した。

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 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタは，エアロゾルを供給した場合，[redacted] g/m^2 まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり，[redacted] g/m^2 まで急速な差圧の上昇が起こらず，金属フィルタの機能が確保できることが Framatome 社（旧 AREVA 社）により検証されている。

② エアロゾル量

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし，このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮すると，金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は３kg となる。

③ 評価結果

[redacted]

(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

JAVA 試験による金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図２に示す。金属フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲[redacted]においても低下していない。

したがって，プレフィルタ及び湿分分離機構における，液滴分離が十分に実施でき，液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはない。

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。

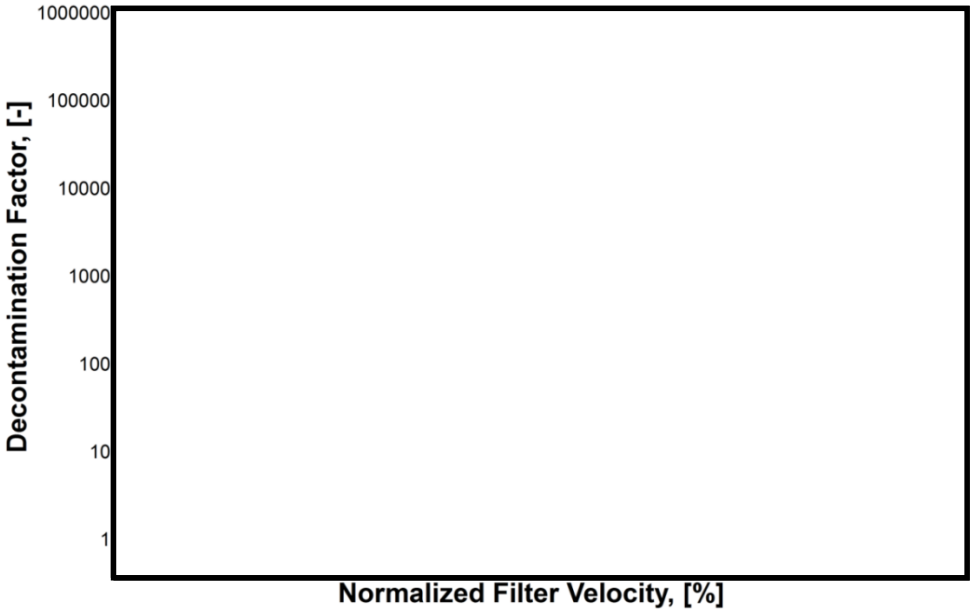


図２　金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

（参考１）ベント停止後の金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊について

フィルタ装置を使用すると，金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一，金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと，捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。このため，金属フィルタの温度は，金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は，金属フィルタにはベントガスが通気されることから，金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方，フィルタ装置使用後においては，ベントガスによる熱の除去はできないことから，金属フィルタの温度は上昇する。そこで，フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

１．評価条件

（１）金属フィルタの発熱量

有効性評価シナリオ（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，Ｄ／Ｗベント）における金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約[　　]となる。

ベンチュリスクラバの DF100 以上を考慮し，ベンチュリスクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は[　　]となる。

そこで，金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を，[　　]に対して，放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な[　　]に設定する。

また，崩壊熱は保守的に全量がメインフィルタのみから発熱するものとする。

（２）解析モデル

解析モデルを図１に示す。解析モデルは２次元モデルとし，対称性を考慮して金属フィルタ部半分をモデル化範囲とした。解析モデルは金属フィルタ周辺部を模擬し，保温材，自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また，スクラビング水が無い状況（流体は空気）を想定し，スクラバ容器内の初期温度 60℃，周囲雰囲気温度 60℃(一定)の温度条件とした。なお，発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に熱が逃げにくく，金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう，湿分分離機構はモデル化していない。

メインフィルタ及びプレフィルタはステンレス製メッシュであり，本解析ではステンレスの体積比率[　]%として密度，比熱，熱伝導率を設定した。

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。

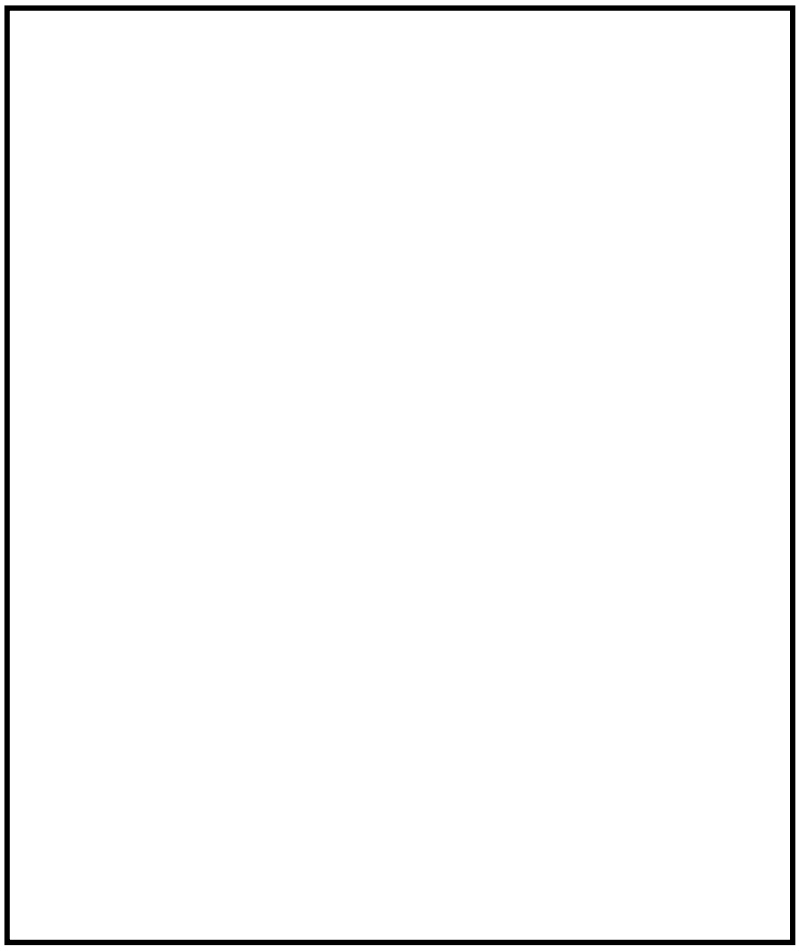


図１　解析モデル

（３）解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表１に示す。

表１　金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+（Ver.10.06）
解析タイプ	定常計算（自然対流）
乱流モデル	Realizable　k-ε　２層モデル
差分スキーム	風上２次
雰囲気温度	60℃
圧力	101325Pa（大気圧） （ベント後，スクラビング水ドレン後を想定）
流体	空気 100%（スクラビング水無し）
保温材	考慮
輻射	考慮

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．解析結果

金属フィルタ部の発熱解析結果を図２に示す。発熱源としたメインフィルタの最大温度は約□℃となった。

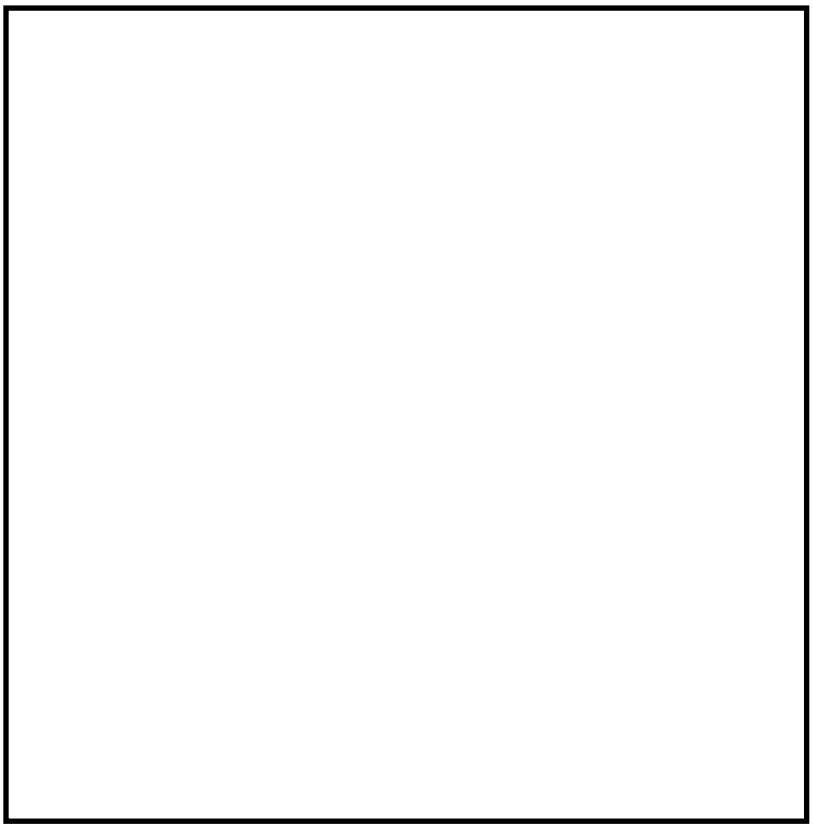


図２　温度分布解析結果

フィルタ装置使用時に格納容器から飛来する放射性物質のうち，高揮発性の水酸化セシウムの融点は約 272℃である。このため，金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が□ kW の場合，金属フィルタのメインフィルタ部の温度は放射性物質の融点以下となり，捕捉された放射性物質が再浮遊する可能性は低いと考えられる。

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。

（参考２）ベンチュリノズルの脱落防止対策について

ベンチュリノズルは，図１に示す通り，取付ボルトにより接続されている。ベント中は，ベンチュリノズルからベントガスが勢いよく噴射され，それによる流力振動によりベンチュリノズルの取付ボルトが緩む恐れがある。取付ボルトが緩み，ベンチュリノズルが脱落してしまった場合，ベンチュリスクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで，図２に示す通り，ベンチュリノズルの取付ボルトに舌付き座金を施し，フィルタ装置使用時のベンチュリノズルの取付ボルトの緩みを防止することとする。

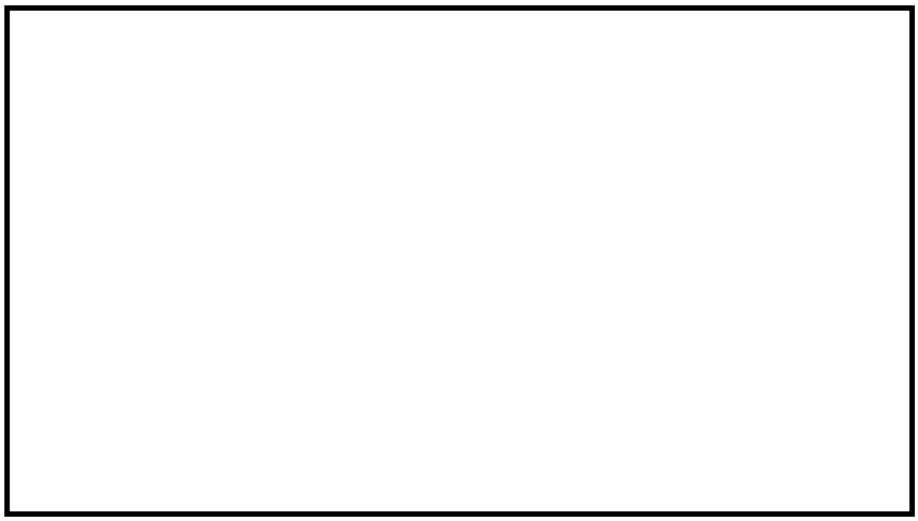


図１　ベンチュリノズル構造図



図２　舌付き座金の取付け状態

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。

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

フィルタ装置を継続使用する際，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。

・ガス状放射性よう素の再揮発
・薬剤の容量不足

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) 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ガス状放射性よう素の再揮発

(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。

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去係数の温度依存性について，NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書１）。

NUREG/CR-5732 によると，格納容器内のよう素の化学形態について，気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は以下の２つの効果が組み合わさったものであることが知られている。

① 液相中における無機よう素（I_2）とよう化物イオン（I^-）の平衡

放射線環境下において，液相中の無機よう素（I_2）とよう化物イオン（I^-）の存在比は以下のように表される。

$$F(pH) = equilibrium\ fraction = \frac{[I_2]}{[I_2]+[I^-]} \quad \cdots (1)$$

(1) 式の$[I_2]$及び$[I^-]$は無機よう素（I_2）及びよう化物イオン（I^-）の濃度を表す。この平衡反応はｐＨに強く依存し，ｐＨに対して図１の関係を持つ。

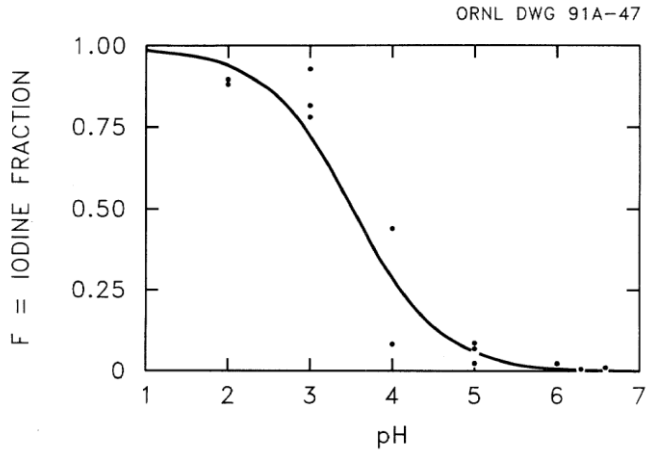


図１　液相中における I_2 と I^- の平衡とｐＨの関係

② 液相と気相の無機よう素（I_2）の平衡

液相中における無機よう素（I2(aq)）と気相中における無機よう素（I2(g)）の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]_{eq}}{[I_2(g)]_{eq}} \quad \cdots\cdots\cdots (2)$$

（2）式のＰは気液分配係数，[I_2(aq)]及び[I_2(g)]は液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は，以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad \cdots (3)$$

（3）式でのＴは絶対温度[K]である。

以上①，②より，格納容器内のよう素の化学形態については，ｐＨが低いと液相中の無機よう素の割合が増え，温度が高い方が気相中の無機よう素の割合が増える関係にある。

ベンチュリスクラバでの気液界面における無機よう素の平衡についても，　②の温度依存性があり，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（以下，「気液分配係数の影響」という。）関係にあるものの，アルカリ性環境下では，①よりスクラビング水中に存在する無機よう素（I_2）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。

JAVA 試験では，気液分配係数の影響を受けやすい高温状態での実験を行っており，スクラビング水の温度上昇による影響を配慮したものとなっている。表１に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（JAVA 試験結果），図２に除去係数と温度の関係を示す。

これより，アルカリ性環境下であれば，高温状態でも除去係数が 100 以上であることが確認されており，また，有意な除去係数の温度依存性は確認できない。

表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

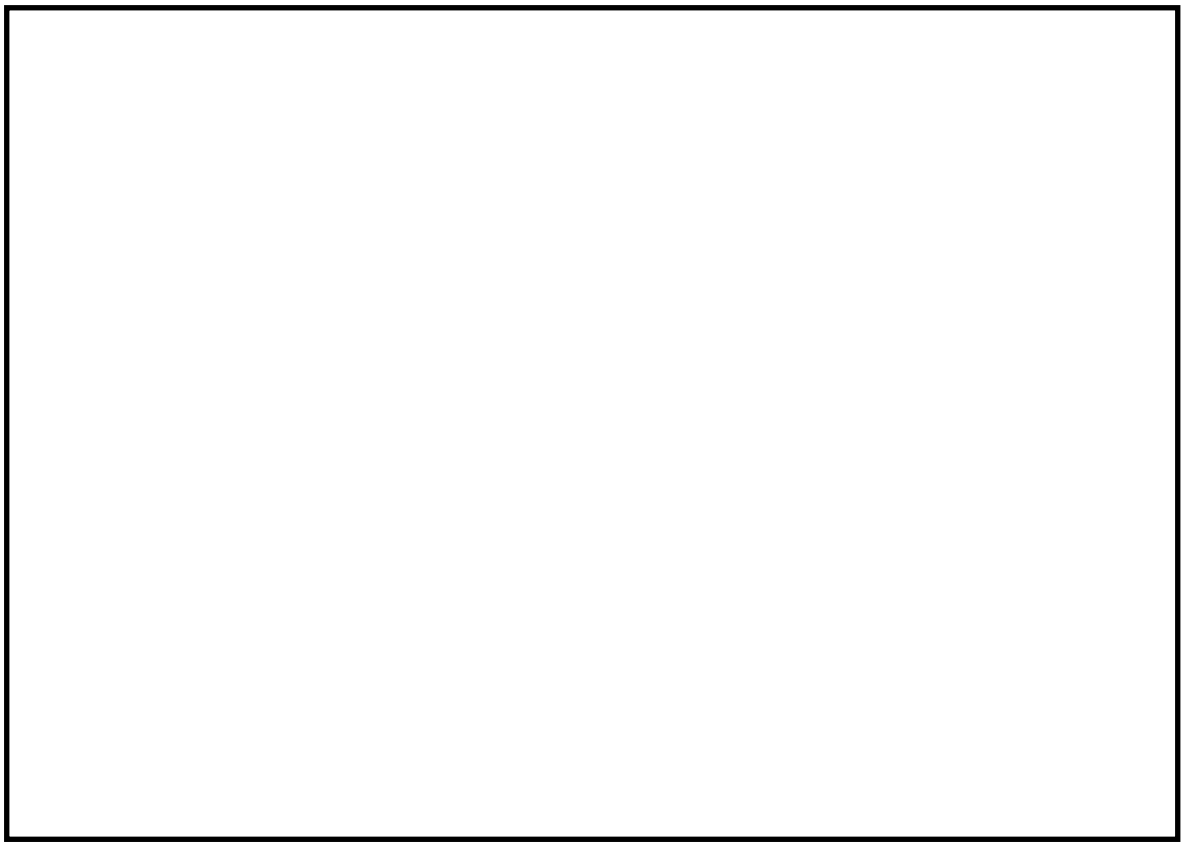




図２　無機よう素の除去係数と温度の関係（図中の数値はｐＨ）

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) 薬剤の容量不足

a．想定する状態

(1)式に示すとおり，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。

　　・・・(1)

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ことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる　　の割合は，ベント運転時の上限水位に対して　　であるため，　　となり　　の量は　　となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

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，約 18.1kg とする。

・格納容器への放出割合

ＮＵＲＥＧ－1465 に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61％とする（参考図書２）。

・格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき，よう化セシウム５％，無機よう素 91％，有機よう素４％とする（参考図書３）。

以上より，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8g／mol）　　の量は　　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。

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 [redacted] の反応に必要な [redacted] の量は [redacted] となる。スクラビング水に含まれる [redacted] の量は [redacted] であることから，[redacted] が容量不足となることはない。

(3) 薬剤の管理について

[redacted] は化学的に安定しており，系統待機中において，変質することがないことから，ＰＷＲにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し，[redacted] の濃度が [redacted] であることを施設定期事業者検査ごとに確認する。

また，上記管理について，原子炉施設保安規定に規定する。

〈参考図書〉

1. ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－5732_ORNL／TM－11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. ＮＵＲＥＧ－1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

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）Regulatory Guide 1.195の適用について

有機よう素の生成割合は，Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”で示されたよう素の存在割合を用い，４%を仮定している（参考図書１）。

格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合，重大事故時におけるｐＨ調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”では，粒子状よう素（CsI）を除く無機よう素等（I_2，HI，I）から有機よう素（CH_3I）への転換に関して，格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している（参考図書２）。

一方，NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents”において，上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し，WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は，有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく，保守的としている（参考図書３）。

WASH-1233及びNUREG-0772に示されている，それぞれの有機よう素への転換割合を表１に示す。

表１　格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”では，無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として，WASH-1233で示される3.2%（合計）に基づき決定している（参考図書４）。しかし，WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し，放射線による分解反応については考慮していないこと，格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから，NUREG-0772 のレビュー結果と同様，相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時におけるｐＨ調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”では，ｐＨとよう素の存在割合について，ｐＨの低下に伴って無機よう素等への生

成割合が増加する知見が示されており，ｐＨ調整が実施されている場合とｐＨ調整が実施されていない場合のそれぞれについて，重大事故時のよう素形態に関して，複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している（参考図書５）。ｐＨ調整が実施されている場合の結果を表２に，ｐＨ調整が実施されていない場合の結果を表３に示す。BWRプラント（Grand Gulf，Peach Bottom）では，重大事故時において，ｐＨ調整の実施の有無に限らず，有機よう素の生成割合は１%以下となっている。

表２　重大事故時にｐＨ調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)		
		I_2 (g)	I_2 (ℓ)	I^- (ℓ)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95

表３　重大事故時にｐＨ調整を実施しない場合の
有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)		
		I_2 (g)	I_2 (ℓ)	I^- (ℓ)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0

以上より，有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの，Regulatory Guide 1.195で示されている４%は十分な保守性を有していると考えられることから，設計値として採用している。

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。

≪参考図書≫

1. Regulatory Guide 1.195,“Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”
2. WASH-1233,“Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”
3. NUREG-0772,“Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents”
4. ＮＵＲＥＧ－1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”Feb.1995
5. ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－5732_ORNL／TM－11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents

銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発，吸着飽和及び吸着材の変質について

フィルタ装置を継続使用する際，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。

・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
・吸着剤の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) 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

銀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(参考図書１)。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

ガス状放射性よう素の発熱による銀ゼオライトフィルタの上昇温度を，捕集したガス状放射性よう素が再揮発に至る温度(400 ℃)と比較することで，この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合

NUREG-1465に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を61 %，Regulatory Guide 1.195に基づき，有機よう素生成割合を４ %，無機よう素生成割合を91 %とする（参考図書２，３）。また，フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分の無機よう素が捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の1/100とする。

ここで，銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については，可搬式窒素供給装置により窒素を供給する場合として事象発生７日後を想定し，事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約 7 MW に対して時間

減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し，ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した。

(b) 冷却ガス条件

（ⅰ）ベント後短期

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，膨大な流量のベントガスによって冷却される。

（ⅱ）ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては，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，減衰したガス状放射性よう素の崩壊熱に比べて流量が十分多いベントガスによって冷却される。

（ⅲ）ベント停止後

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に供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって，冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定し，スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず，系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

・窒素ガス流量 ＝ 100 Nm^3/h
・窒素ガス比熱 ＝ 1040 J/kg・℃
・窒素ガス密度 ＝ 1.25 kg/Nm^3

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタに吸着されたガス状放射性よう素の崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価する。銀ゼオライトフィルタ内で発生する崩壊熱の全量が冷却ガスに移行したと仮定し，以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度}(℃) = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量}(W)}{\left(\text{比熱}(J/kg℃)\cdot\text{窒素ガス流量}(m^3/s)\cdot\text{窒素ガス密度}(kg/m^3)\right)}$$

銀ゼオライトフィルタでの発熱量及び冷却ガスの上昇温度の結果を表１に示す。

表１　銀ゼオライトフィルタでの発熱量及びガス上昇温度

銀ゼオライトフィルタでの発熱量（有機よう素）	
銀ゼオライトフィルタでの発熱量（無機よう素）	
上昇温度	

したがって，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（参考図書１））に対して十分に低く抑えることができる。

なお，長期的には，窒素ガスを停止することも考えられることから，窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果，問題ないことを確認している。（参考１）

また，事象発生約32時間後の希ガスによる照射線量を計算すると，希ガスの崩壊熱エネルギーは8.05×10^{6}[J]と見積もられ，よう素による崩壊熱6.81×10^{9}[J]よりも3桁低い値となるため，ほとんど影響はない。

(2) 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流入するガス状放射性よう素量と銀ゼオライトフィルタの許容負荷量を比較し，吸着飽和に達することがないことを以下のとおり確認した。

(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約18.1 kgであり，NUREG-1465に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を61%，Regulatory Guide 1.195に基づき，有機よう素生成割合を４%，無機よう素生成割合を91 %とする（参考図書２，３）。また，ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能を考慮し，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合を1/100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。

銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量を表２に示す。ガス状放射性よう素量は約[redacted]である。

表２　銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量

有機よう素流入量	[redacted]
無機よう素流入量	

(b) 銀ゼオライトフィルタの許容負荷量

JAVA PLUS試験において，有機よう素（CH_3I）を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS試験では，銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を[redacted]以上注入しているが，銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

JAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量を表３に示す。

表３　JAVA PLUS 試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量

銀ゼオライト充填量	[redacted]
有機よう素注入量	

銀ゼオライトフィルタの吸着剤の充填量は約[redacted]であり，表３に示すJAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量との比から，有機よう素（CH_3I）の性能の劣化が確認されていない量を許容負荷量と仮定すると約[redacted]となる。

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量は約[redacted]であり，銀ゼオライトフィルタにおける許容負荷量約[redacted]に対して十分小さいことから，銀ゼオライトフィルタは吸着飽和に達することはない。

(3) 吸着材の変質

a．想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは，光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると，変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b．影響評価

銀ゼオライトは，ステンレス鋼製の銀ゼオライト容器内に充填されるため，光が照射されることはなく，変質するおそれはない。

また，湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については，密閉容器内にスクラビング水（水酸化ナトリウム及び[redacted]

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。

[redacted]）と銀ゼオライトを保管し，６カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い，性能基準[redacted]を満たしていることを確認した。（別紙45）

〈参考図書〉

1. ＯＲＮＬ／ＴＭ－6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr／10／1979
2. ＮＵＲＥＧ－1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
3. Regulatory Guide 1.195,“Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

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）ベント停止後の銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発について

フィルタ装置を使用すると，銀ゼオライトフィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一，スクラビング水の放射性分解により発生した水素が銀ゼオライトフィルタに流入し，銀ゼオライトフィルタの温度が 400℃を超えてしまうと，捕集したガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタから再揮発してしまう恐れがある。このため，銀ゼオライトフィルタの温度は 400℃以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は，銀ゼオライトフィルタにはベントガスが通気されることから，銀ゼオライトフィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方，フィルタ装置使用後においては，ベントガスによる熱の除去はできないことから，銀ゼオライトフィルタの温度は上昇する。そこで，フィルタ装置使用後における銀ゼオライトフィルタの温度評価を行った。

1. 評価条件

(1) 銀ゼオライトフィルタの発熱量

銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については，事象発生７日後を想定し，事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約７MW に対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し，ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した発熱量 3,684W を保守側に切り上げた 4,000W とする。

(2) 解析モデル

解析モデルを図１に示す。解析モデルは対称性を考慮して２次元軸対称モデルとした。解析モデルは銀ゼオライトフィルタ周辺部を模擬し，保温材，自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また，流体は空気を想定し，銀ゼオライト容器内の初期温度 60℃，周囲雰囲気温度 60℃(一定)の温度条件とした。なお，発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に逃げにくく，金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう，大気開放している出口配管を模擬していない。

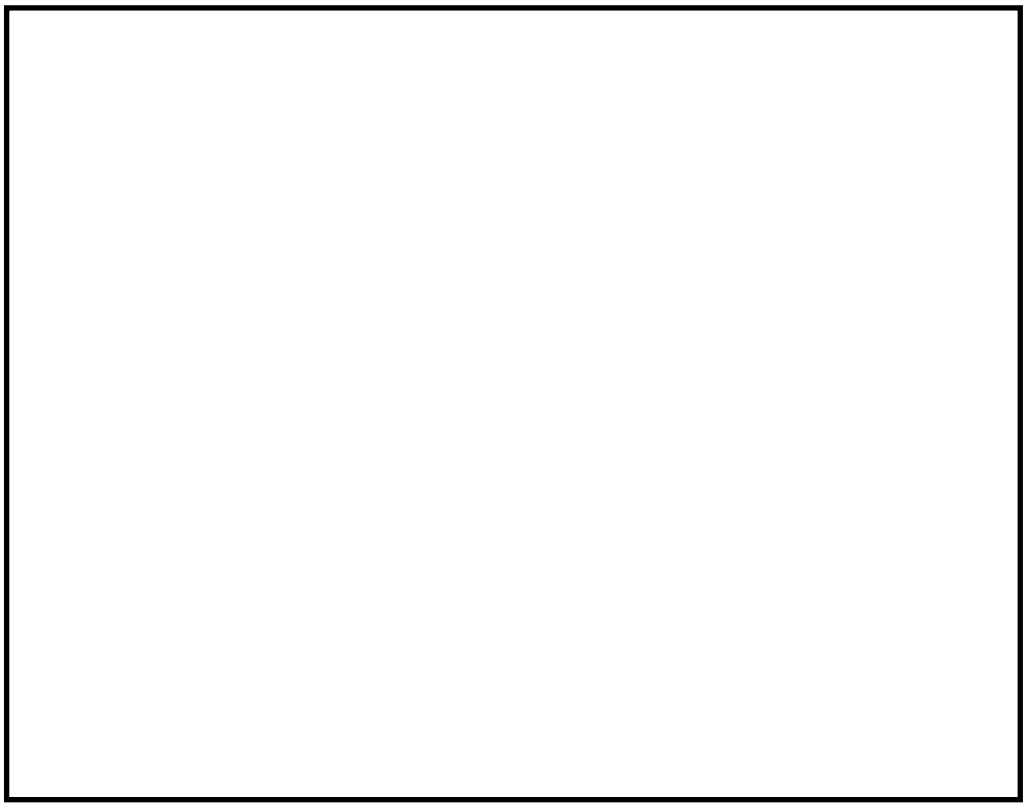


図１　解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表１に示す。

表１　金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+（Ver.10.06）
解析タイプ	定常計算（自然対流）
乱流モデル	Realizable　k-ε　２層モデル
差分スキーム	風上２次
雰囲気温度	60℃
圧力	101325Pa（大気圧） （ベント後，スクラビング水ドレン後を想定）
流体	空気 100%
保温材	考慮
輻射	考慮

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. 解析結果

銀ゼオライトフィルタ部の発熱解析結果を図２に示す。発熱源とした内側フィルタ温度約□℃，外側フィルタ温度約□℃となり，水素がある場合放射性よう素が再揮発する温度 400 度以下となることを確認した。

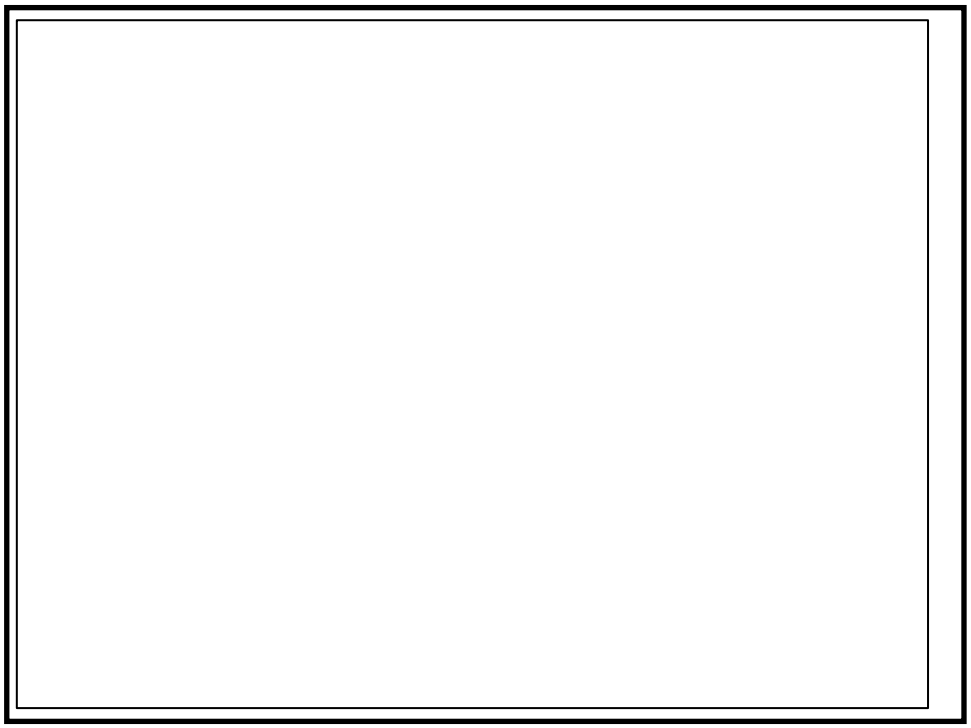


図２　温度分布解析結果

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。

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には，格納容器雰囲気温度を計測し，飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため，表１及び図１に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には，重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては，格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから，図２に示す格納容器雰囲気温度計のうち，より飽和状態に近いと考えられるサプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図２の⑩及び⑪）の計測値を飽和圧力に換算する。

ただし，有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが，重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は，すべての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算する。この運用により，格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから，格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の２倍（853kPa［gage］）に到達する前のベントが可能であると考える。

表１　飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度［℃］	飽和圧力［kPa］	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427（１Pd）
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853（２Pd）
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表［1999年］

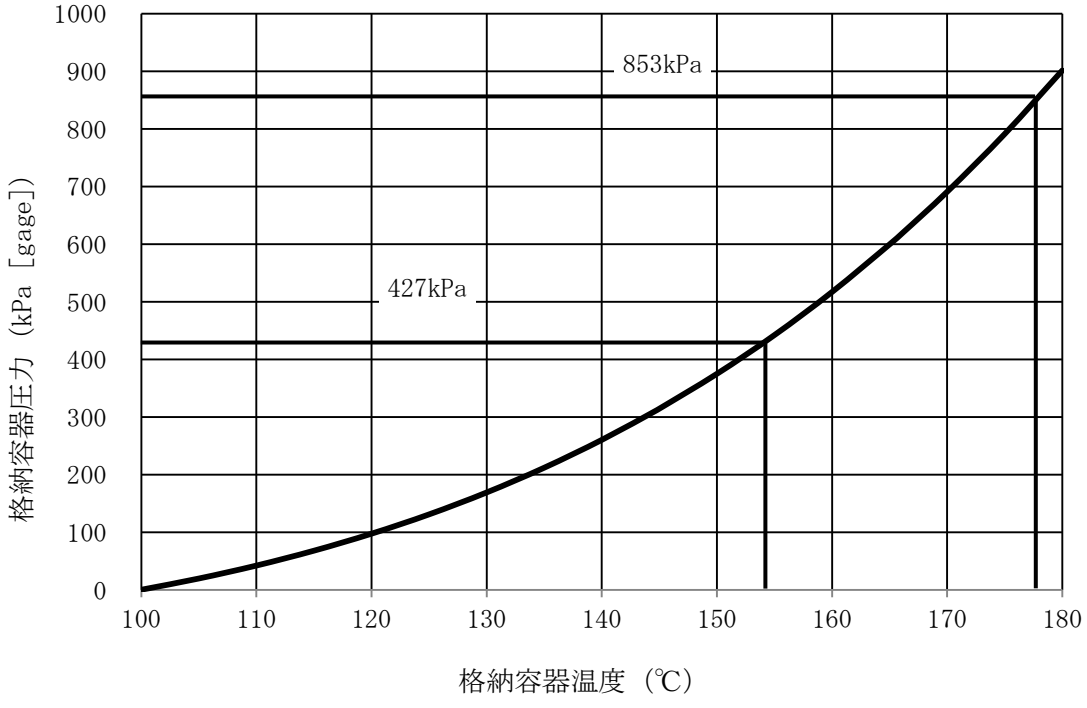
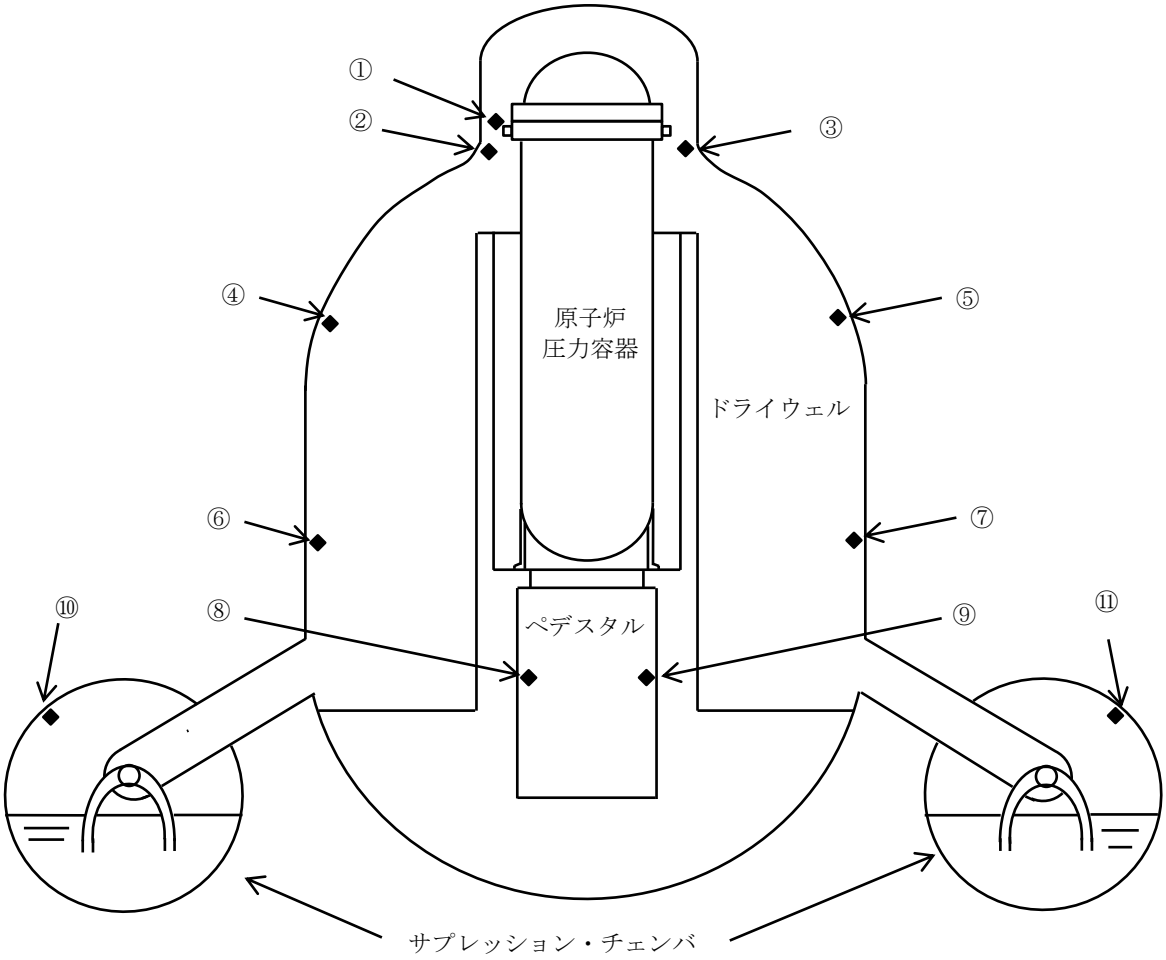


図１　飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②，③	ドライウェル温度（ＳＡ）	フランジ高さ近傍	0～300℃
④，⑤	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＴＡＦ高さ近傍	0～300℃
⑥，⑦	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＲＰＶ底面高さ近傍	0～300℃
⑧，⑨	ペデスタル温度（ＳＡ）	ペデスタル上部	0～300℃
⑩，⑪	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0～200℃

図２　格納容器雰囲気温度計の計測点

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は，設計基準事故の状態を有意に超えるとともに，炉心損傷の判断が遅くならないよう，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが燃料から放出された状態を設定しており，以下の理由から妥当と考えている。

① 島根２号炉では,設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため，設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には，設計基準事故を超える状態と判断されること。

② 炉心冷却が不十分な事象において,格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には，その後，ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また，これは，大量のＦＰが格納容器内に放出されたことを意味しており，これ以降，格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること(図１の線量率の上昇を参考)。

③ 追加放出量の 10 倍のＦＰが放出された時点では，有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下，酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが，上記②のとおり，炉心冷却が不十分な事象において，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが放出された以降の事象進展は非常に早く，有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお,「炉心損傷」と判断した場合は，格納容器スプレイの運用を変更することとしており，ベントの運用について変更はない。（表１）

また，格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は,「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は，炉心が冠水している場合には，逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa［gage］）における飽和温度約 299℃を超えることはなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて上昇するため，300℃以上になると考えられる。上記より,炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

表１　炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 334kPa［gage］～384kPa［gage］	サプレッション・プール 水位が通常水位＋約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 588kPa［gage］～640kPa[gage]	サプレッション・プール 水位が通常水位＋約 1.3m 到達

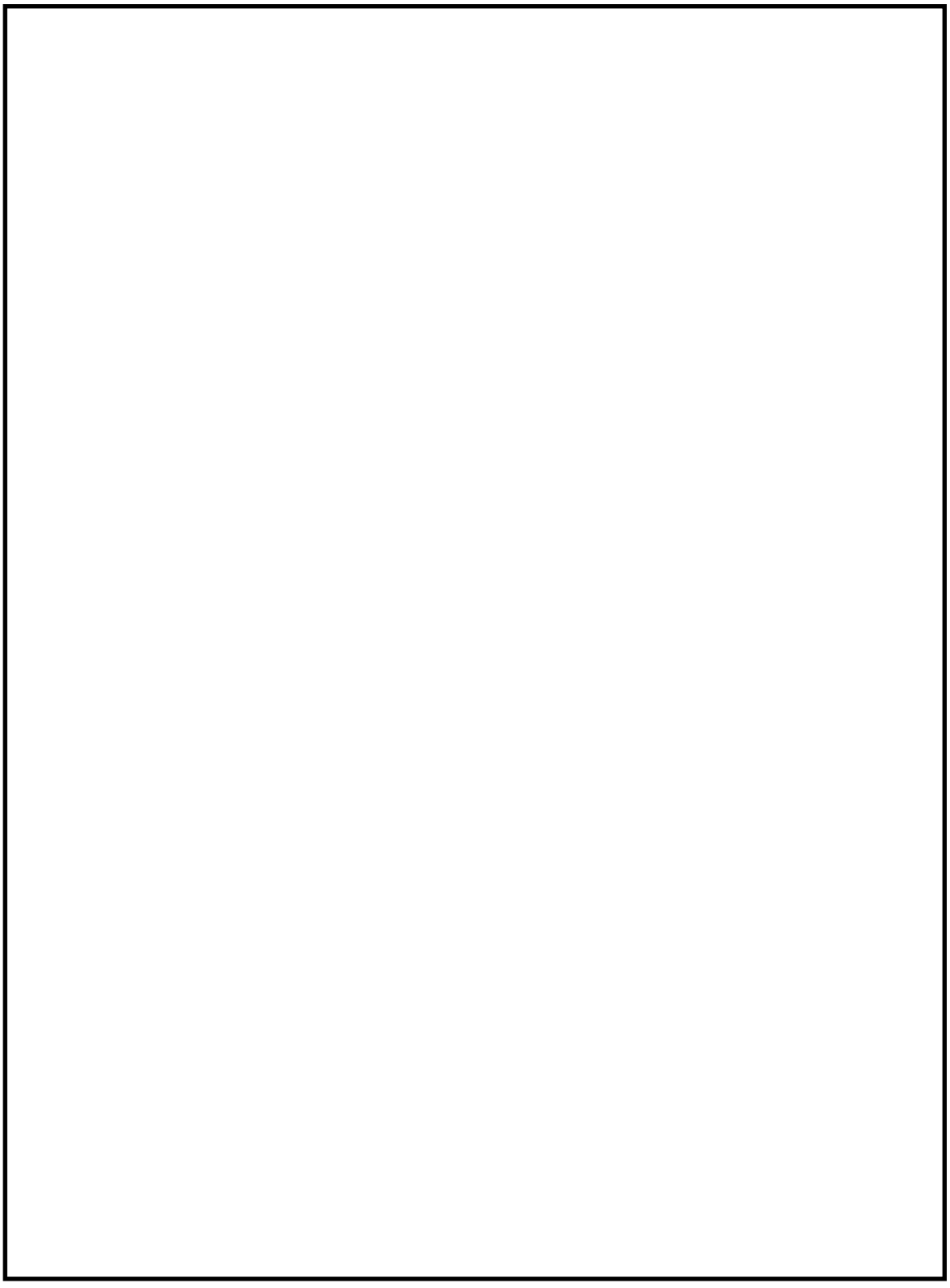


図１　炉心損傷判定図

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。

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

(1)　格納容器スプレイが実施できない場合における対応について

炉心損傷を判断した場合，格納容器圧力が 640kPa［gage］（1.5Pd）に到達した時点で格納容器代替スプレイを実施することで，格納容器圧力の上昇を抑制し，ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし，万が一，何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には，希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても，格納容器破損の緩和のため，ベント操作に移行する。

(2)　格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として，重大事故等対処設備（設計基準拡張）である，残留熱除去系，重大事故等対処設備である，格納容器代替スプレイ系（常設），残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）があるが，これらすべての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し，速やかにベント操作を開始するため，第１弁及び第２弁の開操作を実施する。なお，格納容器スプレイの失敗については，系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。

ベント停止手順について

(1) 格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について

格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は，以下の機能が必要となるため，以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。

a．格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）

・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ため

b．格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）

・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ため

・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ため

c．格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（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ため

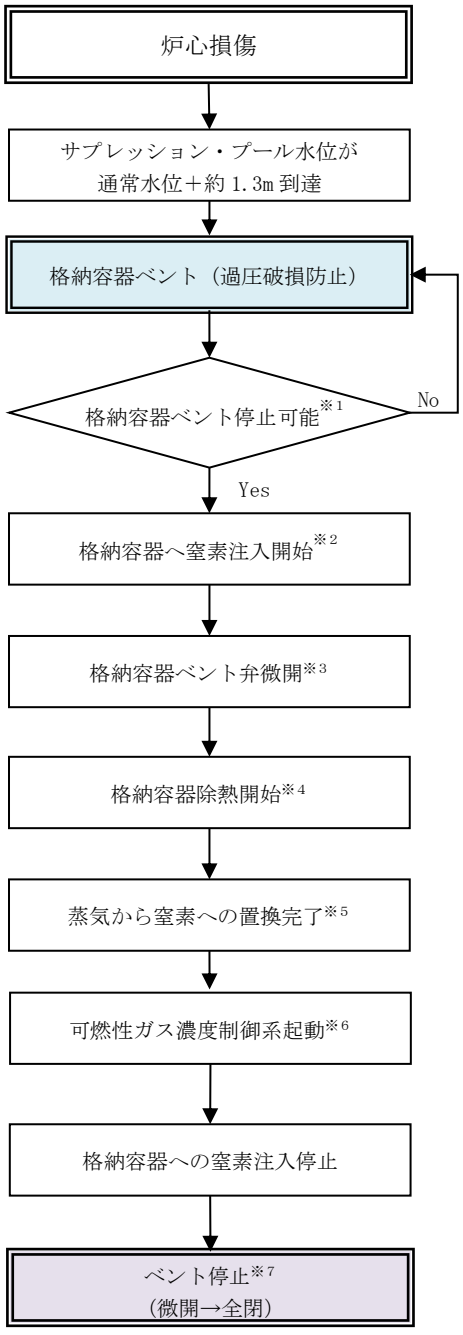
(2) ベント停止手順について

ベント停止フローを図１に示す。

(3) ベント停止手順の有効性について

ベント停止手順の有効性を確認するために，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約１ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後，可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は，事故発生30日後の崩壊熱を上回る60m^3/hとし，格納容器フィルタベント系を微開（流路面積３％開）とするとともに，可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100Nm^3/h注入する。図２に格納容器圧力，図３にサプレッション・チェンバ水温並びに図４及び図５に格納容器内気相濃度の推移を示す。

図２に示すとおり，窒素ガスを注入することにより，可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく，また格納容器ベントを微開とすることにより，格納容器圧力は上昇しない。また，図４及び図５に示すとおり，格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は，可燃限界未満で推移する。



※１：格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合，格納容器ベント停止の判断を実施する。

※２：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から，ドライウェル又はサプレッション・チェンバに窒素を供給する。

※３：ベント弁の開度を微開することにより，窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに，可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。

※４：格納容器内気相はほぼ蒸気であるため，除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧となる可能性があるため，格納容器圧力 13.7kPa［gage］-245kPa［gage］の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また，格納容器圧力が 13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。

※５：サプレッション・プール水温が 100℃未満となり，除熱量を調整しても格納容器圧力が 245kPa［gage］に到達する場合には，蒸気分圧がほとんど失われ，窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。

※６：残留熱除去系又残留熱代替除去系による格納容器除熱により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。

※７：格納容器の状態は，窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され，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が継続されている状態である。

図１　格納容器ベント停止フロー

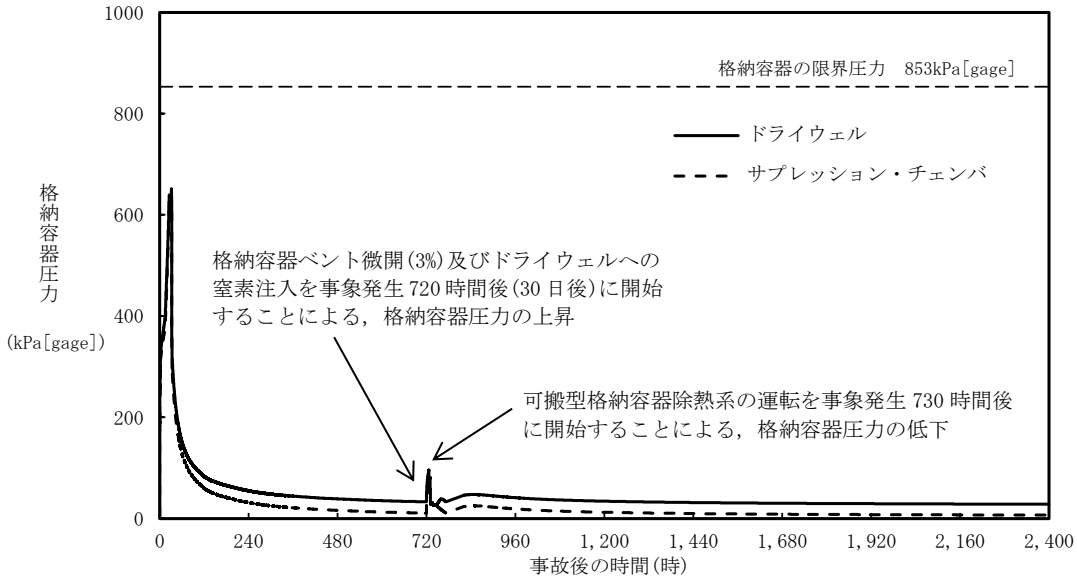


図２　格納容器圧力の推移

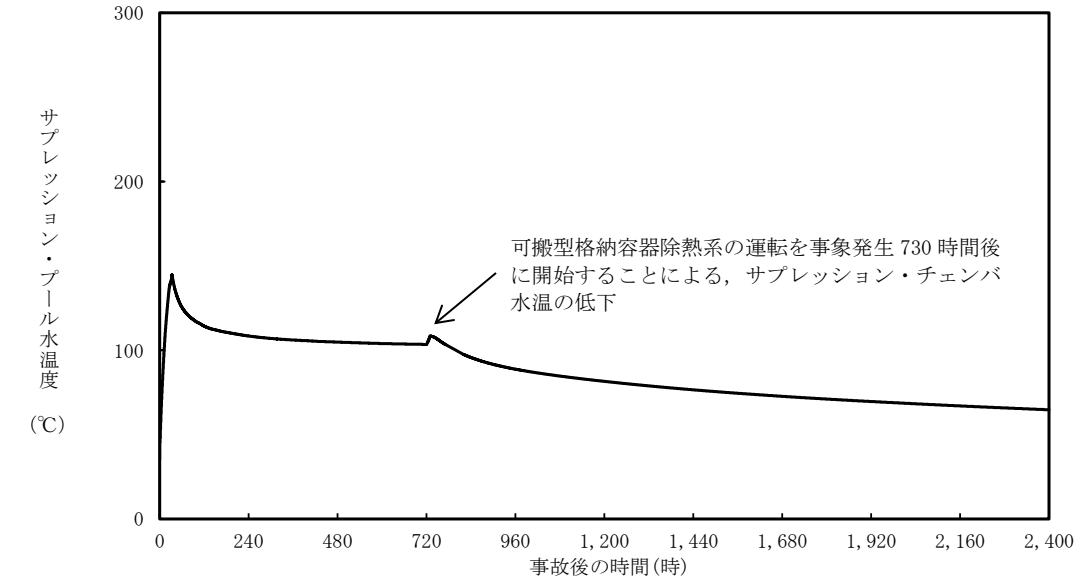


図３　サプレッション・プール水温度の推移

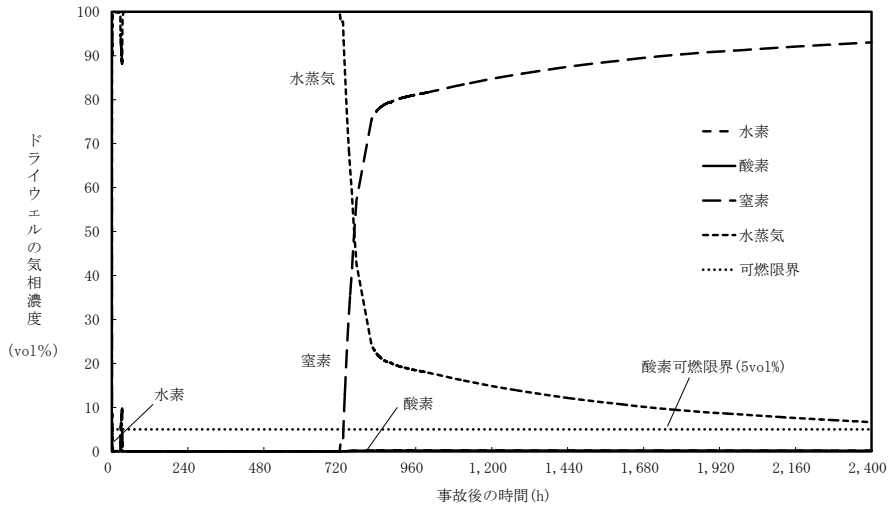


図４　ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)

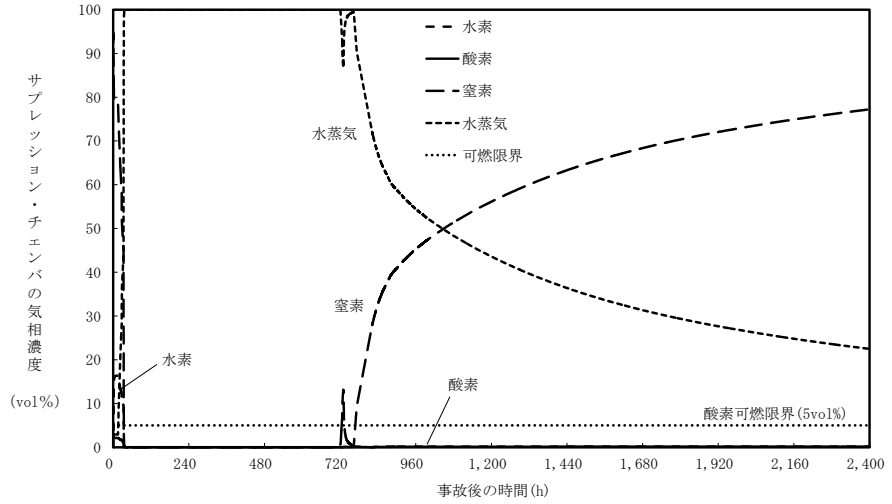


図５　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(4)　可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については，設計基準事故対処設備として位置付けており，重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を表１に，系統概略図を図６に，設置場所を図７に示す。

表１　可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目		設計	備考
耐震クラス		Ｓクラス	
入口ガス条件	運転温度	＜121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	＜177kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	≦4.0vol％	
	酸素濃度	≦2.0vol％	
再結合効率		95％	水素濃度 2.0vol％時

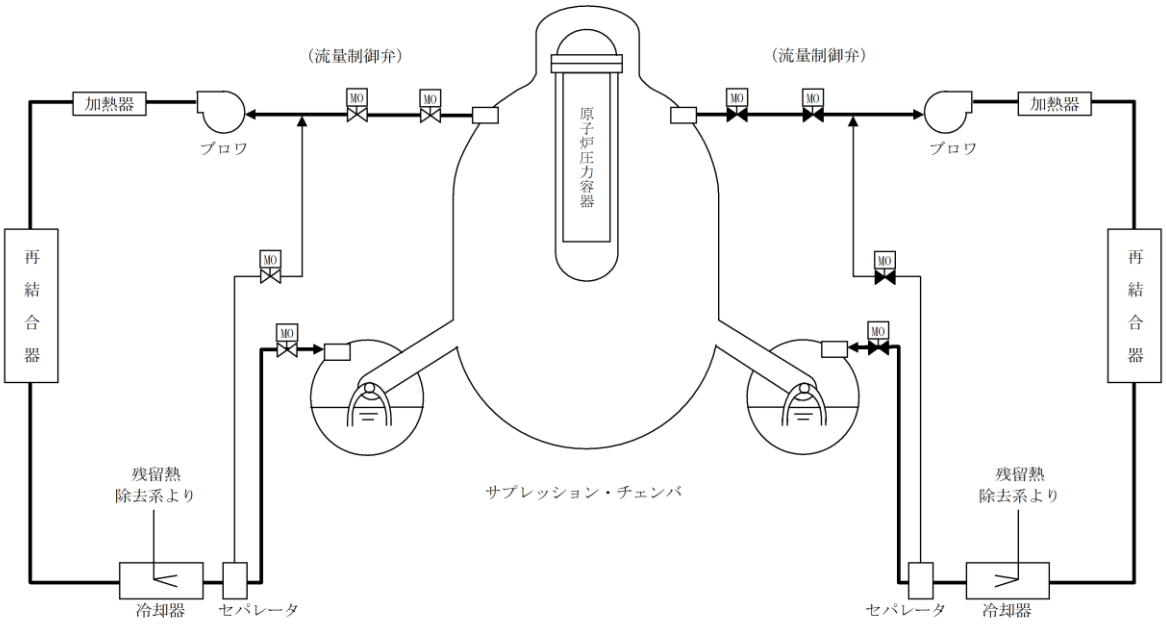


図６　可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

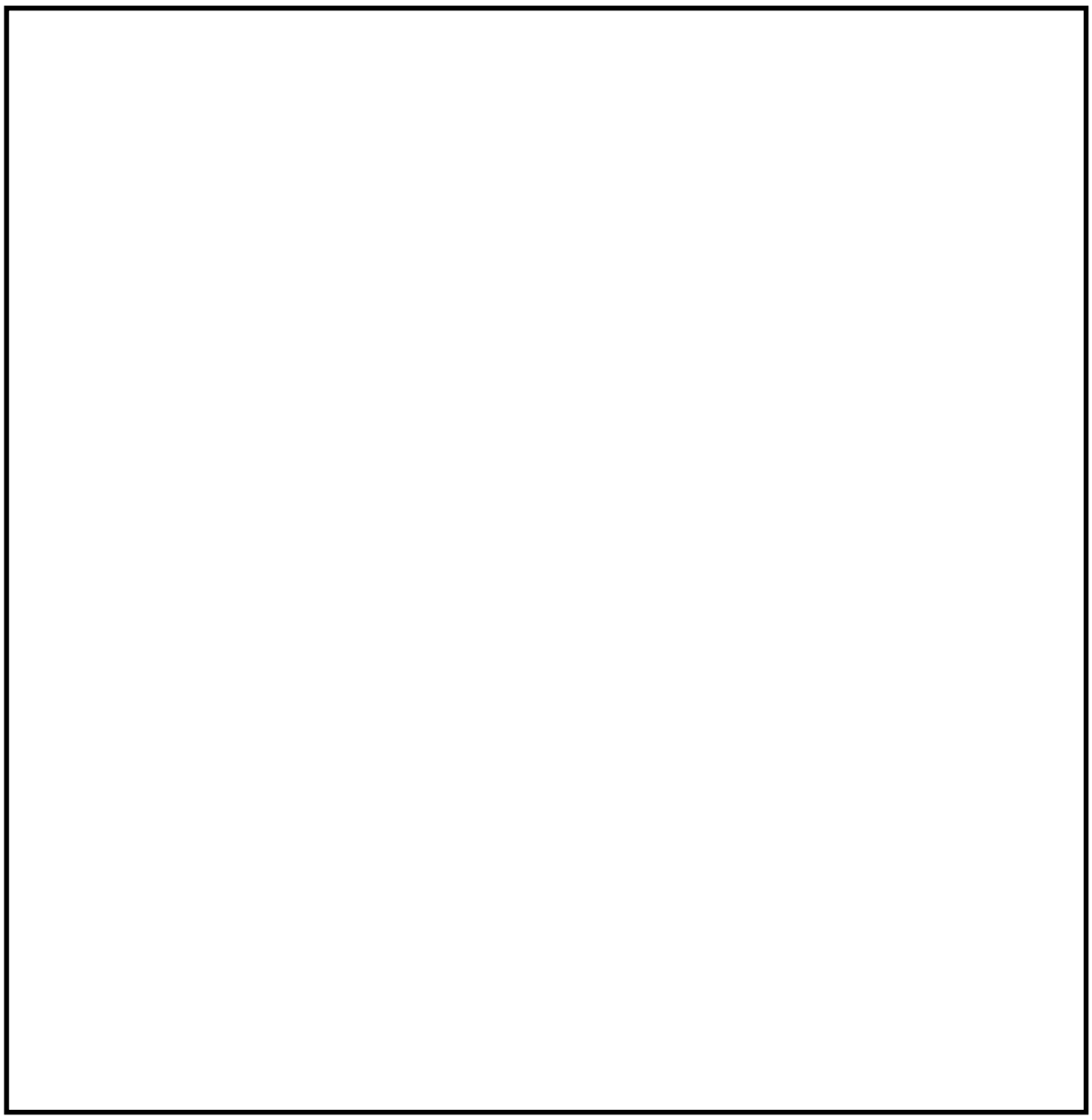


図７　可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(5)　ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

ａ．ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが，ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され，格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態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実施すると，蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが，ベント実施前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止する運用としているため，ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

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．ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は，最初に可搬式窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し，その後，残留熱除去系又は残留熱代替除去系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため，除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa［gage］－245kPa［gage］の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ，格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また，格納容器圧力が13.7kPa［gage］まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は，格納容器が負圧となることはない。

また，窒素供給装置以外の手段として，設計基準対象施設ではあるが，窒素ガス制御系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を図８に示す。

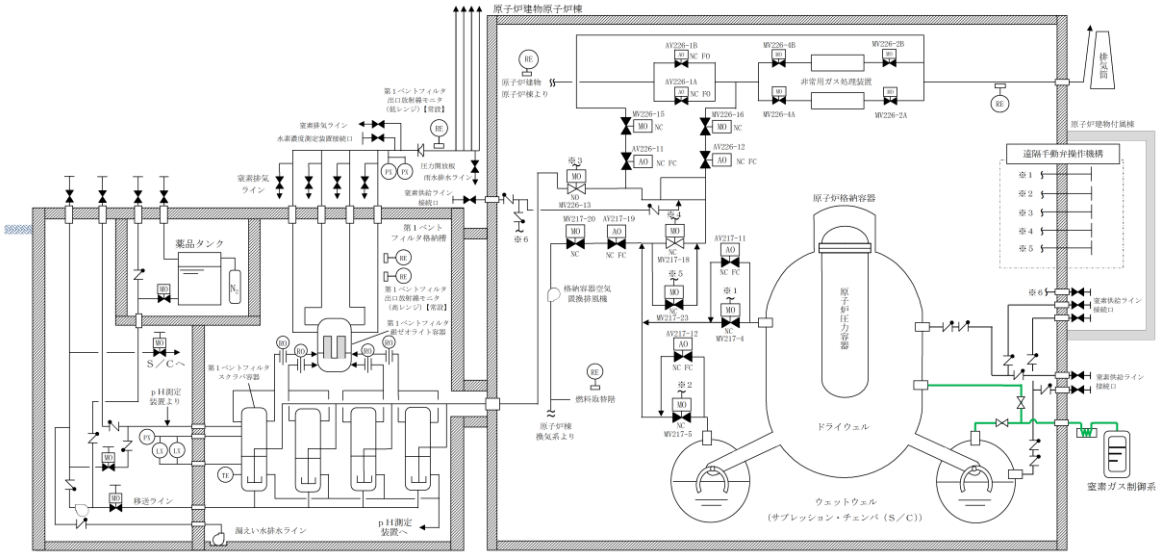


図８　格納容器への窒素供給手段の概略図

格納容器ｐＨ制御について

格納容器フィルタベント系を使用する際，格納容器内が酸性化することを防止し，サプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために，サプレッション・プール水ｐＨ制御系等により格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

サプレッション・プール水ｐＨ制御系は，図１に示すように，圧送用窒素ボンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し，サプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サプレッション・プール水ｐＨ制御系使用後に，残留熱代替除去ポンプを使用することにより，サプレッション・プール水を薬液として，ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また，通常運転中より予めペデスタル内にアルカリ薬剤を設置することにより，原子炉冷却材喪失事故発生直後においても格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

更に，次項に示す通り，格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより，格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は，格納容器内に敷設されたすべてのケーブルが溶融し，ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも，格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し，水酸化ナトリウム（ □[wt%]水溶液）□[m^3]とする。また，ペデスタル内に設置するアルカリ薬剤は，ペデスタル内に敷設されたすべてのケーブルが溶融し，ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも，ペデスタル内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

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。

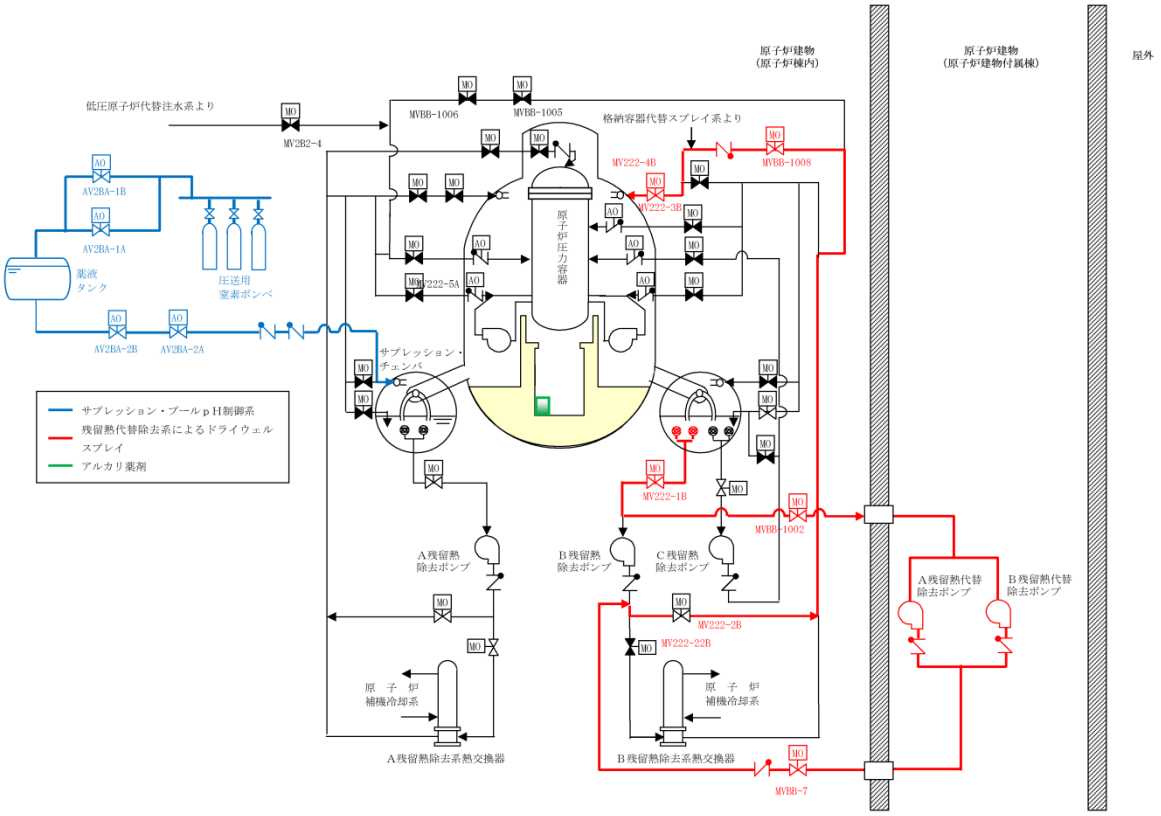


図１　格納容器ｐＨ制御　概略系統図

(1) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサプレッション・チェンバに注入した場合，サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で［　　］wt%，ｐＨは約［　　］となる。

またサプレッション・チェンバへ所定量の薬液を注入した後には，薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで，薬液注入配管のうち材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について，薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図２，３に示す。ｐＨ制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，ＳＣＣの発生を抑制することができる。

また，格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良ＥＰＤＭ材に変更しているが，この改良ＥＰＤＭ材について事故環境下でのシール性能を確認するため，表１の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

なお，サプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり，モジュール部がサプレッション・チェンバ外にあること及びサプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから，ｐＨ制御による影響はない。

一方，ドライウェルに設置されている高圧用電気配線貫通部については，低圧用電気配線貫通部と同様に，格納容器内外とも接続箱に覆われていることから，ｐＨ制御による影響はない。

表１　改良ＥＰＤＭ材耐アルカリ性確認試験

これらから，ｐＨ制御薬液による格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図４に示すが，本系統使用後の濃度である［　　］wt%では，水温が０℃以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

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。

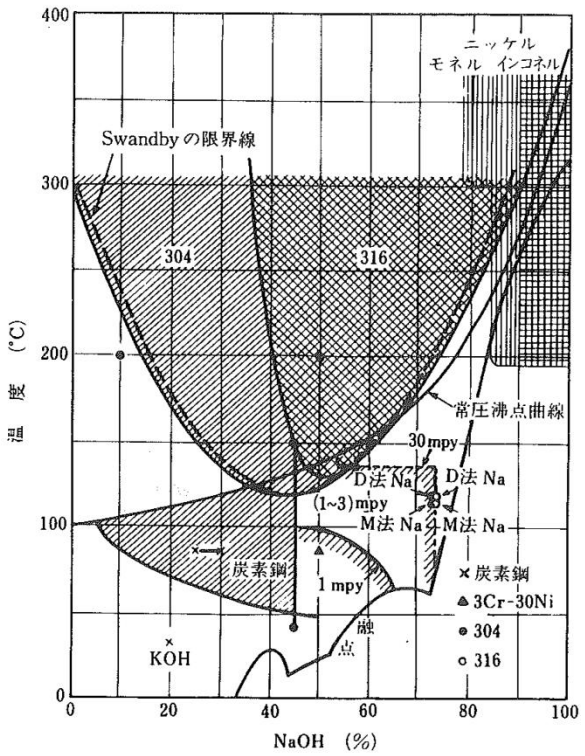


図２　アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響[1]

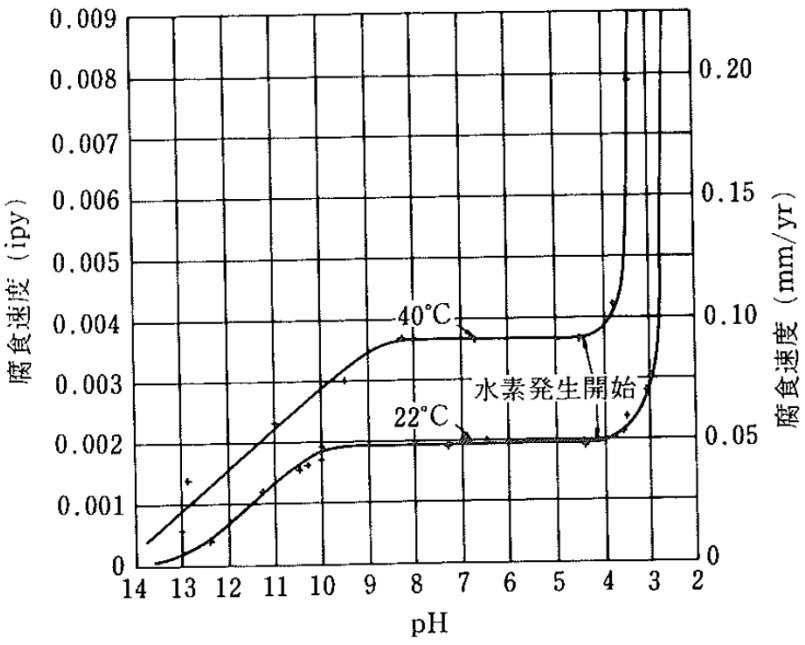


図３　炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響[1]

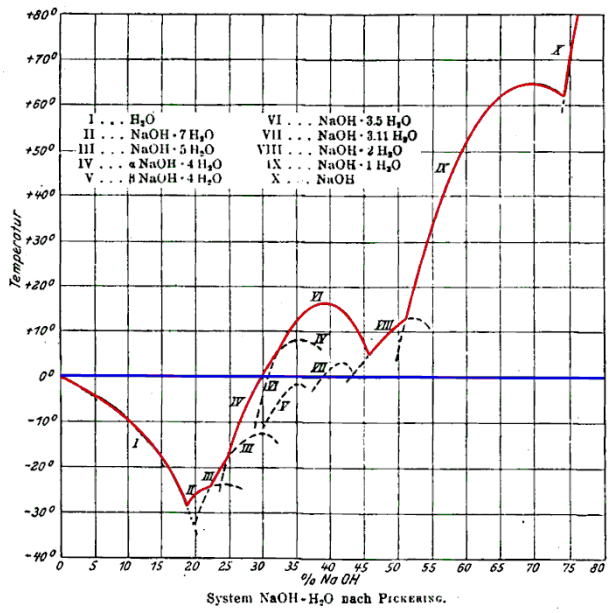


図４　水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(2) 水素の発生について

格納容器内では，配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり，水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また，格納容器内のグレーチングには，亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり，式②に示すとおり，水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ，事故時に想定されるサプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお，実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが，保守的に格納容器内のすべての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。

$$Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2\uparrow \quad (式①)$$

$$Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2\uparrow \quad (式②)$$

a．亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し，これらの亜鉛の全量が薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

・ドライウェル　グレーチング表面積：約 3,135m^2

・サプレッション・チェンバ　グレーチング表面積：約 930m^2

・亜鉛メッキ膜厚：80μm
(JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76μm より)
・亜鉛密度：7.2g/cm3
・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】
上記条件より，亜鉛量はドライウェルで約 1,806 kg，サプレッション・チェンバで約 536 kg となり，合計約 2,350 kg となる。そして，式②よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約 73 kg となる。

b．アルミニウムによる水素発生量
格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウェルクーラー（DWC）のアルミフィンである。そのため，これらのアルミニウムの全量が薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】
・保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m^3
・アルミニウム密度:2.7g/m^3
・ＤＷＣに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

【計算結果】
上記条件より，原子力格納容器内に存在するアルミニウム量は，約 3,339 kg となる。そして,式①よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素の発生量は約 374 kg となる。

c．水素発生による影響について
水－ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大ＬＯＣＡシナリオで約 210 kg であり，薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。
また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。
これらのことから，ｐＨ制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても，影響はないものと考える。

《参考文献》

[1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社, 2000 年

[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について

機能確認における外観点検の確認内容を表１に示す。

表１　開放点検における点検の確認内容

対象機器	機能	点検の確認内容
ベンチュリノズル	フィルタ性能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞，ノズル穴の変形がないこと。
金属フィルタ		■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞，溶接部の割れ，腐食がないこと。
多孔板	整流機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。
オリフィス	流量調整機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂，変形，腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞，穴の変形がないこと。

2. フィルタ性能の確認方法

待機中，定期的に，以下の(1)～(3)の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する。

(1) 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を［　　］[gage]程度に維持することで，容器内部の不活性状態が維持され，ベンチュリノズル及び金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

(2) スクラビング水位確認

スクラビング水位が通常水位（1700㎜～1900㎜）で維持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。

(3) スクラビング水性状確認

スクラビング水をサンプリング測定することで，水酸化ナトリウムが規定のｐＨを維持している事を確認する。

3. 点検周期の考え方

4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理の表 4.5-1 に示す点検周期は，表２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。なお，この点検周期は，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する，アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては，本装置が通常待機状態であること，及び，耐腐食にすぐれたステンレス材等の材料を使用していることから，窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

表２　点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期
	型式／機能	材料	内部流体		
スクラバ容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	65M
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	65M
銀ゼオライト容器	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系 活性炭フィルタ	1C（機能確認）
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	—	10C
流量制限オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	—	10C
圧力開放板	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 圧力開放板	5C
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 配管	10C
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10C
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 弁類	1C（機能確認） 78M（分解点検）
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 弁類	1C（機能確認） 78M（分解点検）

※点検周期のＭは「月」，Ｃは「サイクル」を示す。

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

格納容器フィルタベント系の待機時のフィルタ装置内の環境が，スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが，この環境で銀ゼオライトフィルタの有機よう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

(1) 系統待機時における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

プラント運転中を通して格納容器フィルタベント系の系統待機時は,スクラバ容器内がスクラビング水によって飽和蒸気の環境となり,銀ゼオライトは長期間,湿分環境下で保管される。

この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため，密閉容器内にスクラビング水（水酸化ナトリウム及び[redacted]）と銀ゼオライトを表１に示す環境で保管し，よう素除去効率を６カ月後及び 15 カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々表２と図１に示す。

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１　銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は，地下の第１ベントフィルタ格納槽に設置され，温度変化は小さいと考えられることから，実機を包絡する条件であり，適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は［　　］程度であり，圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えらえることから，実機を包絡する条件であり，適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 （酸素５%未満）	実機の系統は，格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度４%以下と考えられることから，実機を包絡する条件であり，適用性がある。
スクラビング水組成	NaOH 水溶液 ［　　］	実機の濃度は［　　］であり，濃度が低い方がスクラビング水は蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから，実機を包絡する条件であり，適用性がある。
	［　　］	実機の濃度と同等であり適用性がある。

表２　銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	６か月後	15 か月後
［　　］		

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　銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると６カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は，性能基準（除去効率 99%）を満たしており，実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

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。

格納容器からの異常漏えい時における対応について

(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は，格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼を防止するため，サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％に到達した場合は，格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。

一方，万が一，ベントを実施する前に，格納容器からの異常な漏えいにより，原子炉建物原子炉棟（以下「Ｒ／Ｂ」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば，大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として，格納容器フィルタベント系によるベントを実施することとしている。この対応により，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，大気へ放出される放射性物質の総量を低減し，公衆への影響を緩和する運用とする。

また，異常な漏えい発生時において，格納容器から漏えいする水素により，Ｒ／Ｂ水素濃度が上昇する場合には，原子炉建物水素爆発を防止する観点から，格納容器フィルタベント系によるベントを実施し，格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し，水素爆発防止を図る運用とする。

(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

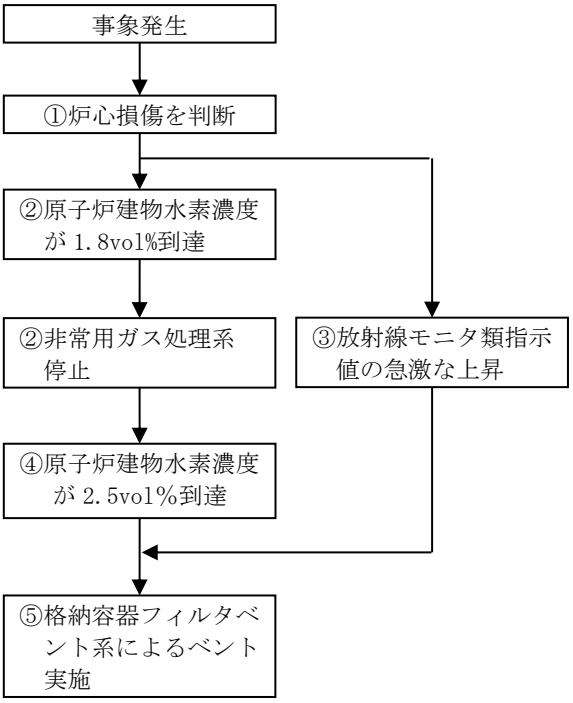
可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建物水素濃度計指示値が 2.5vol％に到達した場合には，格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

ベントについては，ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため，サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても，サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで，格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また，非常用ガス処理系については，当該系統内での水素爆発発生防止の観点から，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が 1.8vol％に到達した時点で停止する。

(3)　ベント実施基準設定の考え方

可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また，Ｒ／Ｂ水素爆発防止の観点からは，水素の可燃限界（4vol%）に計器誤差（±1.1vol）及び運転操作の余裕時間を踏まえ，Ｒ／Ｂ水素濃度計指示値が 2.5vol％に到達した時点でベント実施を判断する。



①	炉心損傷は，格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。
②	Ｒ／Ｂ水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。
③	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には，格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し，格納容器ベント実施判断を行う。
④	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し，Ｒ／Ｂ水素濃度2.5vol％到達によりベント実施判断を行う。
⑤	サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。

図１　格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1)　プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には，放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため，プルーム通過時において，緊急時対策要員は，緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については，空気加圧することでプルームの流入を抑え，放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については，発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

(2)　必要要員数

発電所にて重大事故等対応を行う要員は 101 名である。プルーム通過時の必要要員である 69 名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており，それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

(3)　移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には，原子力事業所災害対策支援拠点等へ退避することとしている。これらの施設は，発電所から約 12～13km の地点に立地しており，最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約４時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については，アクセスルートのうち，緊急時対策所から最も距離のある地点（放水接合槽）から緊急時対策所へ図１に示すアクセスルートを徒歩移動によって待避した場合の移動時間は約 50 分である。

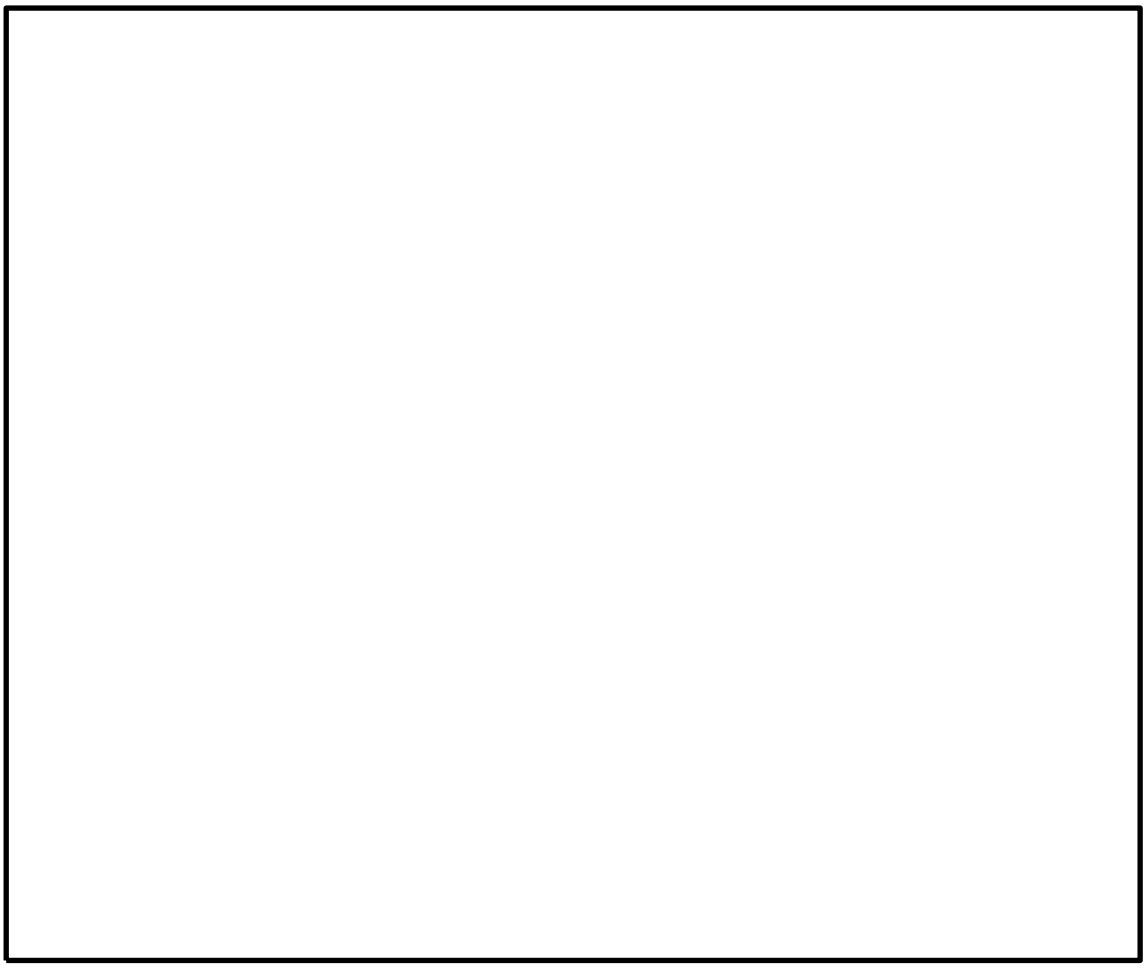


図１　放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4)　有効性評価シナリオでの退避タイミング

ａ．サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち，炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を表１に，ベント実施に係る対応の流れを図２に示す。

表１　静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.2m 到達	約 31 時間
ベント操作	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達	約 32 時間後

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。

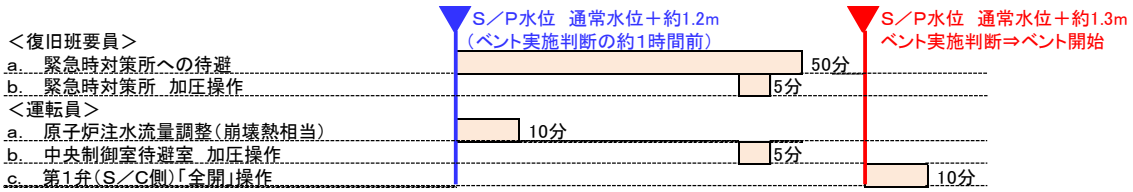


図２　ベント実施に係る対応の流れ

表１に示すとおり，発電所構外への一時退避及び緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約５時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約１時間※あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，ベント操作開始に影響を与えることはない。また，中央制御室の運転員については，ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。

※復旧班要員：待避時間（約 50 分）及び緊急時対策所の加圧操作時間（約５分）に余裕を考慮し設定

運転員　　：原子炉への注水流量調整（約 10 分）及び中央制御室待避室の加圧操作時間（約５分）を踏まえ，復旧班要員の待避開始と同じタイミングに設定

表２及び図３に示すとおり，プルーム通過時の待避期間（評価上 10 時間）において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が待避することに対する影響はない。

表２　ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整（崩壊熱相当）は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	－
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	大型送水ポンプ車を使用	流量調整により待避期間における燃料補給は不要

b．格納容器酸素濃度ドライ条件で4.4vol％及びウェット条件で1.5vol％到達によるベント

炉心損傷後においては，格納容器内での水素燃焼を防止する観点から，格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.4vol％及びウェット条件で1.5vol％に到達した場合，ベント操作を実施することとしている。

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する場合）においては，水素及び酸素の発生割合（G値）の不確かさが大きく，あらかじめ待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％到達時間を予測し，退避を実施する。また，退避開始からプルーム通過時の退避時において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

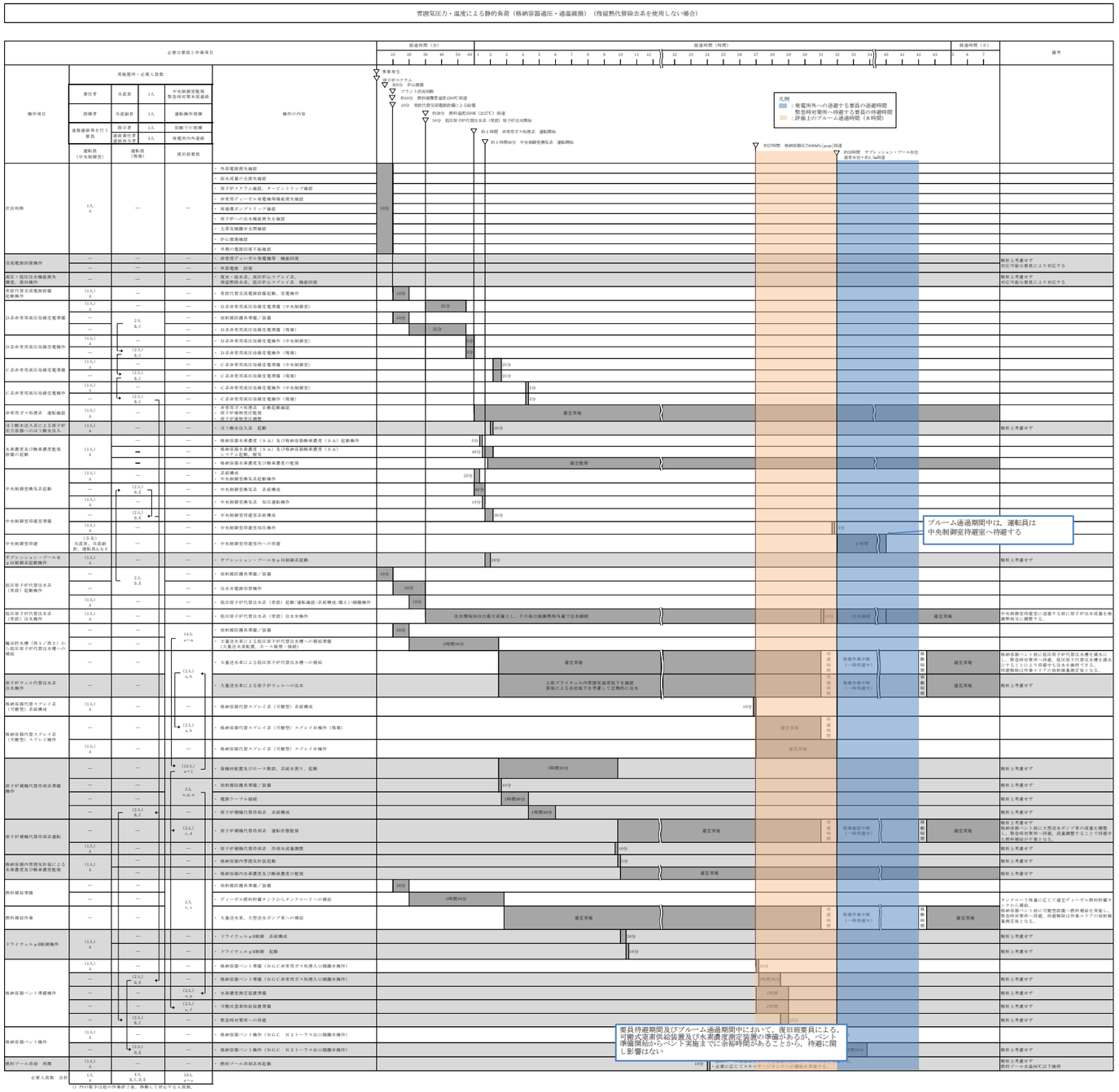


図３　待避時及びプルーム通過時における要員の整理
（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

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

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は，JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし，[redacted]で観察することにより，粒径分布を測定している。過酷事故解析コード（ＭＡＡＰコード）より得られる粒径について，JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い，想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで，重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても，JAVA 試験と同様の除去性能（ＤＦ1,000 以上）が適用可能であることを確認した。

(1) エアロゾルの粒径分布の妥当性

ａ．JAVA 試験における粒経分布

JAVA 試験においては，[redacted]を試験用エアロゾルとして用いており，それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。

[redacted]

JAVA 試験に用いられた試験用エアロゾルの粒径の測定は，JAVA 試験装置のフィルタ装置前段の配管部からサンプリングしたエアロゾルを，[redacted]観測を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し，粒径分布を求めている。[redacted]による測定誤差は，[redacted]である。試験用エアロゾルの粒径分布を図１に，JAVA 試験装置のサンプリングラインを図２に，サンプルガスの取出し部分の概要を図３に示す。

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　試験用エアロゾルの粒径分布



図２　JAVA 試験装置のサンプリングライン

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。

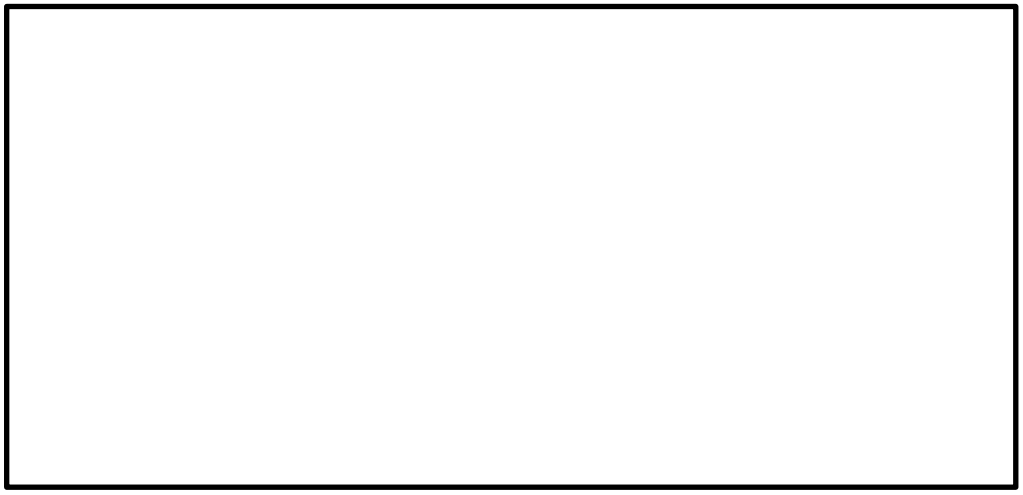


図３　サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故が発生した際に格納容器に放出されるエアロゾルの粒径は，凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて，格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果といった除去機構により粒径分布の幅が限定される。

ＭＡＡＰコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a．凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は，凝集効果及び沈着効果により，安定状態では，ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書１）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを図４に示す。以下に，凝集効果及び沈着効果について示す。

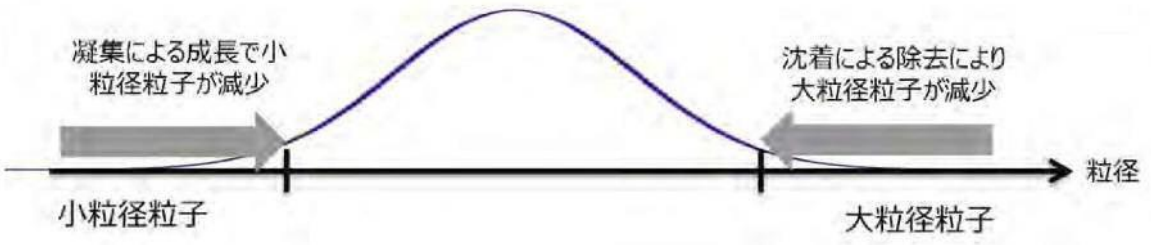


図４　エアロゾル分布形成のイメージ

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) 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により，他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を図５に示す。

横軸は粒径（Dp_1），縦軸はブラウン運動による凝集係数（Brownian coagulation coefficient）を表しており，凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径（Dp_2）により変化するため，Dp_2の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。Dp_2＞Dp_1の場合，Dp_1が小さくなると凝集係数は大きくなる。

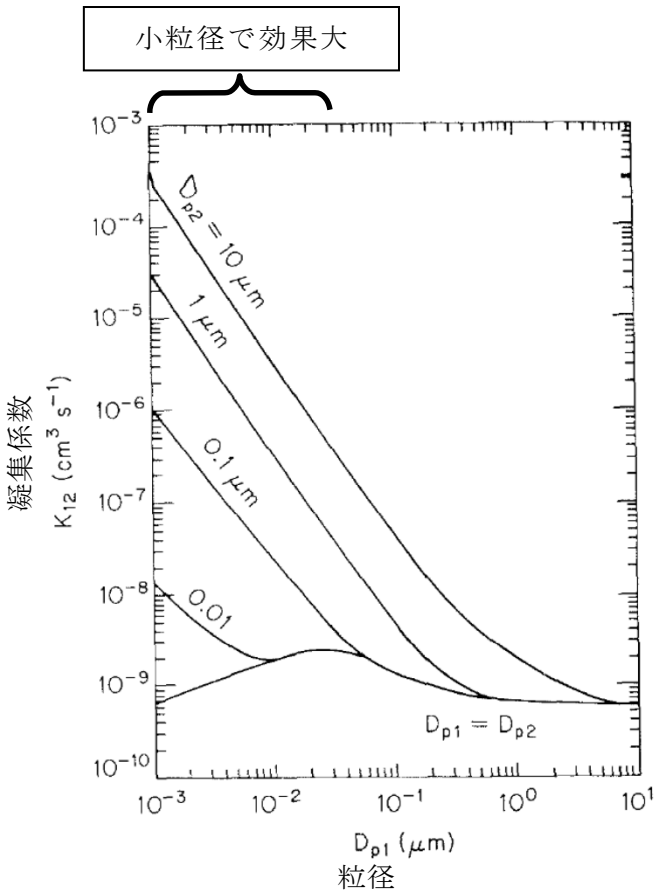


図５　凝集効果の例（参考図書２）

(b) 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く，床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には，粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を図６に示す。

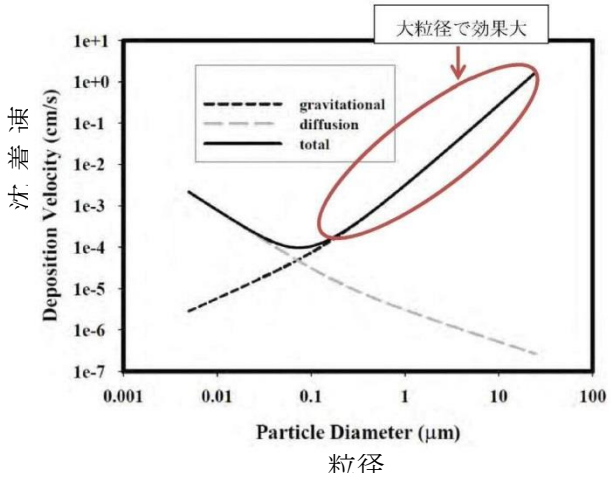


図６　沈着効果の例（参考図書１）

b．格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では，格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果によって，エアロゾルが除去される。以下に，格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水におけるスクラビング効果について示す。

(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは，水滴が落下する間に，さえぎり効果，拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

図７では格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を示す。初期の段階（DF=1.1）では，エアロゾル粒径は最大値が約1μmで幅の広い分布を持っているが，格納容器スプレイを継続すると，大粒径の粒子と小粒径の粒子が効率的に除去され，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も小さくなる。

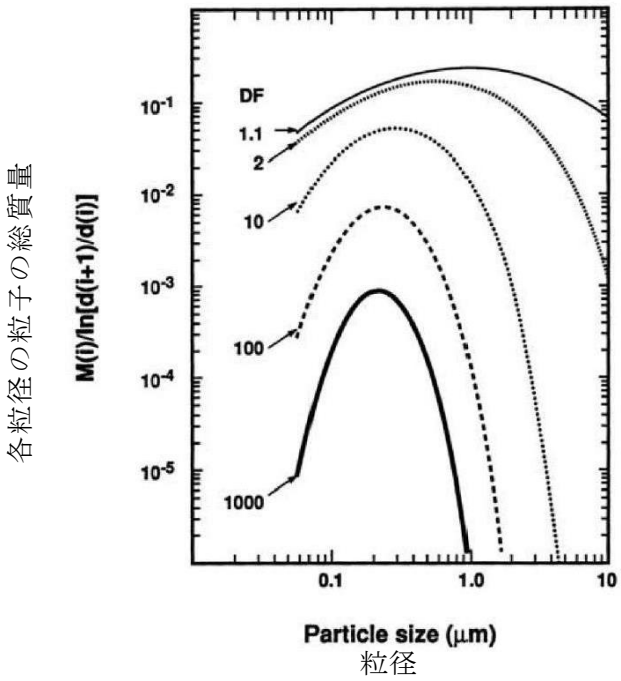


図７　格納容器スプレイ継続による格納容器内の粒径分布の変化（参考図書１）

(b) サプレッション・プール水におけるスクラビング効果

サプレッション・プール水におけるスクラビングでは，気泡が上昇する間に図８に示すような種々の除去メカニズムが働く。安定した気泡内のエアロゾル除去は，重力沈降，慣性衝突が支配的となるため，粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理のイメージを図８に，サプレッション・プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を図９に示す。

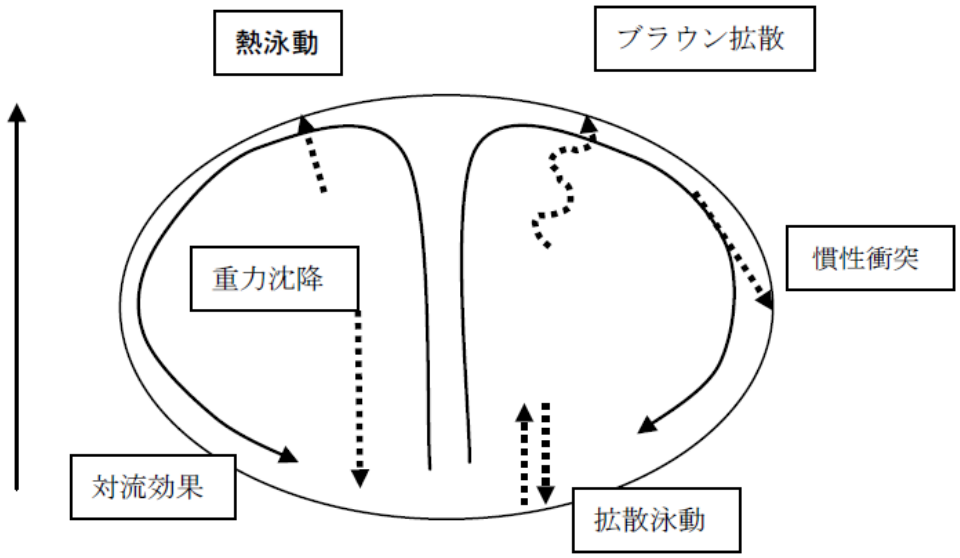


図８　サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理

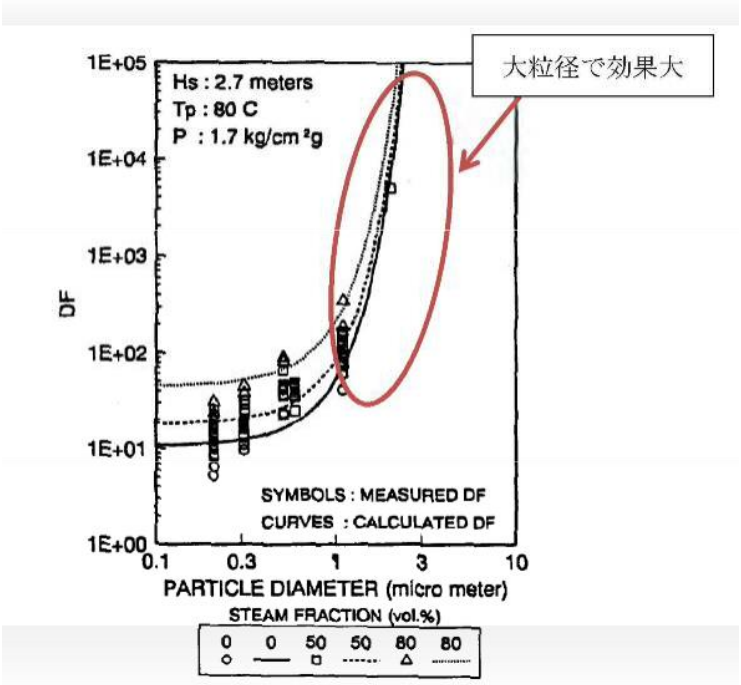


図９　サプレッション・プール水のスクラビングによる除去性能の例（参考図書３）

ｃ．重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は，上記ａ． ｂ．に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン（0.1から１μｍ程度）になると考えられる。その代表径として，粒径分布のMMDを0.5μｍにもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

（参考１）エアロゾル粒径と除去係数の関係

除去係数（以下，「DF」という。）は，フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比として，以下の式で表される。また，表１にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

$$DF = \frac{M_{\text{流入したエアロゾル重量}}}{M_{\text{放出したエアロゾル重量}}} = \frac{\int M(\phi)_{\text{流入したエアロゾル粒径}}\, d\phi}{\int M(\phi)_{\text{放出したエアロゾル粒径}}\, d\phi}$$

表１　想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間[h]	ベント位置	質量中央径(MMD)[μm]	幾何標準偏差σg[-]	エアロゾル量[g]
雰囲気圧力･温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	32	W／W		0.19	1.8
		D／W		0.27	3,500

ドライウェルからのベントを行う場合は，サプレッション・プール水におけるスクラビング効果による大粒径のエアロゾルの除去が行われないことから，上式のフィルタ装置に流入したエアロゾルの重量が大きくなる。このため，ドライウェルからのベントを行う場合は，サプレッション・チェンバからのベントを行う場合と比較して，高いDFが確保される。

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。

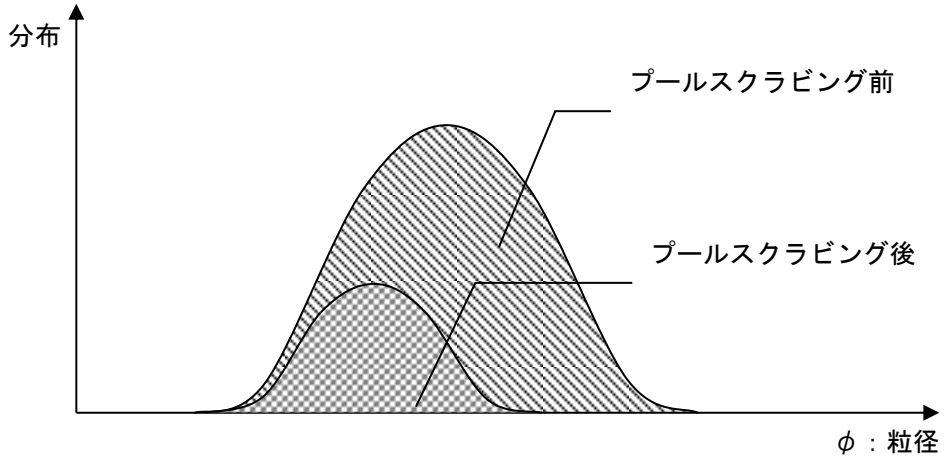


図１　プールスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

(1) 試験用エアロゾル粒径分布の妥当性

JAVA試験では，様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらの試験用エアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を図２に示す。

一方，ウェットウェルベントでは，サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため，ドライウェルベントに比べフィルタ装置のＤＦが低くなることが考えられる。

この比較により，使用した試験用エアロゾルにて，MAAPにより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認でき，これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで，想定粒径全体の性能を確認することができる。また，図２からサプレッション･チェンバからのベントと比較し，ドライウェルからのベントでは，より大きな粒径のエアロゾルが存在することから，高いDFが期待できる。

図２　試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布の比較

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。

≪参考図書≫

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al.(TOSHIBA)

（参考２）粒径分布の妥当性について

JAVA 試験の試験用エアロゾルと MAAP により想定される粒径分布を，図１のとおり比較することにより，使用した試験用エアロゾルにて MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認している。

一方，MAAP により想定される粒径分布は，炉心状態，事故後の経過時間及び格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度の違いにより，変化することが考えられるため，その影響について考察した。

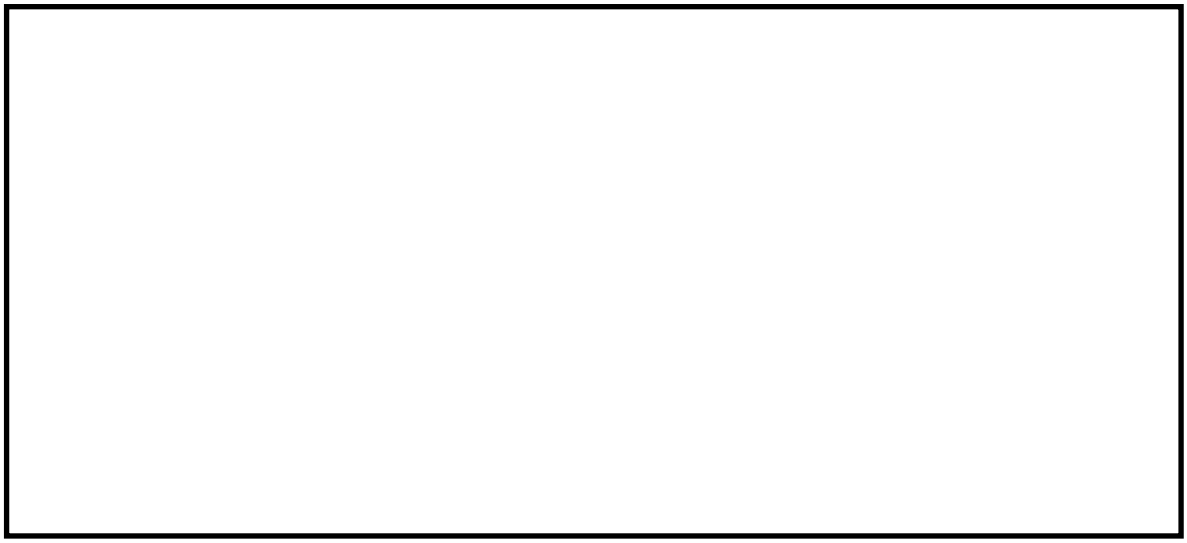


図１　試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布

(1) 炉心状態

MAAP 解析においては，エアロゾル量を保守的に評価するため，炉心状態として燃焼サイクル末期を想定している。

炉心状態としてサイクル末期を想定した場合，初装荷炉心と比べ，格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり，格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると，エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり，より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として，格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

ウェットウェルベントの場合，エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ，より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため，初装荷炉心の粒径分布との差異が小さくなることから，炉心状態が粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(2) 事故後の経過時刻

エアロゾルの流入量が多い時間帯はベント直後であることから,粒径分布としてベント直後を想定している。

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。

ベント後長期においては，ベント直後と比較して，格納容器内の粒径分布が変化することが考えられるが，前項に示したとおり，ウェットウェルベントの場合，エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ，より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため，スクラビング前の粒径分布の差異が，スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって，ベント時間帯の違いが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(3) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

別紙 33（参考４）に示したとおり，スクラバ容器に流入するエアロゾル量を評価する際，放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく，NUREG-1465 の知見を利用している。このことは，原子炉圧力容器から格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため，上記の評価手法を取り入れることで，格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され，エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられるが，前項に示したとおり，ウェットウェルベントの場合，エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ，より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため，スクラビング前の粒径分布の差異が，スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって，中・低揮発性核種の放出割合の変更することが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

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

適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。

目次（概要）

Dサブチーム

基準規則（本文）	基準規則（解釈）	確認ポイント
５０条	第１項a）設置	a-1. 設置目的
		a-2. 位置、構造、設備
		a-3. 設計条件 a-3-1. 条件 a-3-2. 材料 a-3-3. 必要となる資機材
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性
		a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準 a-5-2. ベント実施の判断基準 a-5-3. 操作手順
		a-6. 操作性
		a-7. 使用後の考慮事項
		a-8. 監視・計測
		a-9. 保守管理
		a-10. 海外の先進事例との比較
		a-11. 引用文献、品質保証の妥当性
		a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・ＣＶ減圧速度の確認 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項
	第１項b）ⅰ）低減	b-1-1. 除去対象及び除去原理
		b-1-2. 性能試験方法 ・試験条件　・試験粒子　・計測器
		b-1-3. 性能試験結果 ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。

基準規則（本文）	基準規則（解釈）	確認ポイント
		b-1-4. 試験のスケール性
		b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、ｐＨ
		b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、ｐＨ ・目詰まり、圧損
		b-1-7. 長時間使用時の性能維持 ・長期使用時の検討事項 ・崩壊熱の影響
		b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊
		b-1-9. その他
	第１項b）ⅱ）防爆	b-2-1. 防爆に対する基本方針
		b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計 ・監視設備 ・窒素供給設備
		b-2-3. ベント使用前 ・窒素パージ ・計測
		b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流
		b-2-5.　ベント使用長期及び使用後
	第１項b）ⅲ）悪影響	b-3-1. 他への悪影響の確認 （SGTS、耐圧強化ベント）
	第１項b）ⅳ）負圧破損	b-4-1. 負圧破損防止の確認

基準規則（本文）	基準規則（解釈）	確認ポイント
	第１項b）ⅴ）人力	b-5-1. 対象弁
		b-5-2. アクセス性及び作業環境
		b-5-3. 人力操作の妥当性
	第１項b）ⅵ）人力放射線防護	b-6-1. 放射線防護対策
		b-6-2. 線量評価
	第１項b）ⅶ）圧力開放板	b-7-1. ラプチャーディスクの設定圧の確認
	第１項b）ⅶ）CVとの接続	b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価
	第１項b）ⅸ）使用後の放射線防護	b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策
		b-9-2. 線量評価
	審査会合主な論点	一般公衆被ばく低減対策
		外的事象に対する耐性
		事故後の周辺作業の成立性
４８条	ｄ）	48-1. 敷地境界での線量評価
４３条 １項１号	４３条 １項	43-1-1. 環境条件
１項２号		43-1-2. 操作性
１項３号	２項	43-1-3. 試験又は検査
１項４号		43-1-4. 切り替え性
１項５号	３項	43-1-5. 悪影響防止
１項６号		43-1-6-1. 使用時の操作性
		43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策
２項１号		43-2-1. 容量の妥当性
２項２号		43-2-2. 共用の禁止
２項３号	４項	43-2-3. ＤＢ設備との同時の機能喪失

ＮＰ設置許可基準規則（本文）	設置許可基準規則（解釈）	確認ポイント	具体的な確認内容	審査資料記載箇所
（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原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。	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） １　第５０条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ａ）格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。	a-1．設置目的	①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。 →具体的な低下は、有効性評価で確認。	①本文１ 概要
		a-2．位置、構造、設備	①　設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。	①　本文２ 設計方針
			②設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。	②　本文2.1 系統設計 本文2.7.3 配管及び弁類
			③基本仕様（主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフィス、伸縮継手のスペック）の確認。	③　本文2.7 格納容器フィルタベント系
		a-3．設計条件 a-3-1．条件 ・設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が妥当か。特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的負荷を確認。	①設計条件として、以下の項目が示されているか。 ☆フィルタベント装置のスペック ・フィルタベントの最高使用温度 ・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針 ・設計流量 ・除去性能 ・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量 ・フィルタ装置の有機、無機ヨウ素最大保持量 ・熱負荷条件（設置区画のコンクリートの耐久性、局部的な温度上昇含む） ・機器クラス ・耐震クラス ☆格納容器側の条件 ・格納容器内の雰囲気制御 ・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量 ・発生最大エアロゾル量及びガス状物質の量 ・発生可燃性ガスの種類と最大量 ・発生化学種の種類	① ☆フィルタベント装置のスペック ・本文2.6 設計条件 【最高使用温度・圧力，耐圧設計方針，設計流量，熱負荷条件】 ・本文2.7.2 フィルタ装置【除去性能】 ・別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について【エアロゾル保持量】 ・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【無機よう素保持量】 ・別紙38 銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発，吸着飽和及び吸着材の変質について【有機よう素保持量】 ・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【機器・耐震クラス】 ☆格納容器側の条件 ・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【雰囲気制御・熱量・水蒸気量】 ・別紙36【発生エアロゾル量】 ・別紙37,38【ガス状物質の量】 ・別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について【発生可燃性ガスの種類と最大量】 ・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【発生化学種の種類】

			②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。 特に、以下を確認。 ②－１フィルタベントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。	 ②－１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
			②―２耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針（部品の固定を含む）としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。）また、フィルタベントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。	②―２本文 2.7 格納容器フィルタベント系 【耐圧対象部位】 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【荷重の考慮】 別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について【スクラビングノズルの健全性】
			②―３格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。	②―３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
			②―４ベント系の圧損 格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。	②―４別紙 25 流量制限オリフィスの設定方法について
			②－５格納容器側の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。	②―５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
			②－６熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。	②―６本文 2.6 設計条件
		a-3-2. 材料 ・強度 ・耐食性	①フィルタベントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。（特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。）	①本文 2.7.1 系統構成 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 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
			②既設とのとりあい部等に炭素鋼配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。	②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 44 設備の維持管理についての補足事項
		a-3-3. 必要となる資機材	①運転に必要となる動力源（電源、加圧空気）、水源、薬剤などが適切に準備されるか。	①本文 2.8.3 補給設備 別紙 21 スクラビング水の保有水量について 別紙 31 電源構成の考え方について
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性	①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。 ②ベント弁として信頼性の高い構造、並列化。 ・開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・並列化（例：ウェットウェルラインとドライウェルライン、各弁でバイパスラインを設ける）	①本文 2.6 設計条件 本文 2.7.3 配管及び弁類 ②別紙７ 主ライン・弁の構成について

		a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準	①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 以下の観点から確認を行う。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。	①本文 4 運用方法 4.1.1 炉心が損傷していない場合 4.1.2 炉心が損傷している場合 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
			②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。	②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
		a-5-2. ベント実施の判断基準	①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後かの観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→ （その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。） ☆炉心損傷後の判断の妥当性。	①本文 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
		a-5-3. 操作手順 ・事前準備 ・ベント実施 ・ベント実施後	①ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した窒素供給設備の準備 ・スクラバ水供給準備 ・ｐＨの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順となっているか。	①本文 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
			②耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。	②別紙７ 主ライン・弁の構成について
			③隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。	③,④本文 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
			④隔離弁の操作内容の確認。（調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか）。	
			⑤ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。	⑤別紙 42 ベント停止手順について
		a-6. 操作性	①手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動（寄りつき） ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業	①本文 4.2 現場における操作について 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
			②隔離弁の人力操作以外の作業（可搬設備の寄りつき、接続作業）のアクセス性、作業環境（温度、湿度、線量）が示されているか。	②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
			③②の作業環境を踏まえて給水操作、ｐＨ管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。	③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

			④中央制御室からの操作の妥当性を確認。	④本文 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
		a-7. 使用後の考慮事項	①使用後のスクラバ水のＳ／Ｃへの移送方針を確認。	①別紙 17 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理
			②フィルタベントからの漏えい対策（排水を含めて）が適切に検討されているか確認。また、フィルタベント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。	②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
			③格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを確認。	③サプレッション･プール水を廃棄物処理建物に送るための手順を整備している。なお，事象収束後においては，耐震上の要求はないものと考えている。
			④窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。	④別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について
		a-8. 監視・計測 ・測定項目 ・測定位置 ・多重性、多様性 ・中操以外での監視 ・計装電源	①監視項目毎の目的が挙げられ、以下の項目がリスト化されているか。 ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 ・フィルタ装置水位、圧力、温度、スクラバ水のｐＨ、保持されたＦＰの確認のためのフィルタ装置の放射線量、通気されているかの確認のためのラプチャーデスク前後の圧力 ☆放出量の監視 ・装置下流側の放射線量、装置下流側の流量 ☆防爆のための監視 ・水素濃度	① ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 ☆放出量の監視 ☆防爆のための監視 ・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 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
			②測定位置、計測範囲が妥当か。	②，③ ・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 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について
			③監視計器について、多重性･多様性の観点が適切に検討されているか。	
			④中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。	④本文 2.8.1 計装設備
			⑤計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。	⑤別紙 31 電源構成の考え方について
		a-9. 保守管理	①点検及び試験方法（弁開閉試験、ドレンポンプ作動試験、漏えい試験）が妥当であることを確認。	・本文 4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理 ・別紙 44 設備の維持管理についての補足事項
			②点検周期の考え方を確認。特にラプチャーディスクの交換頻度が妥当か。	
			③どの程度の寿命を想定しているか。（減肉発生時の対処方針等）	

		a-10. 海外の先進事例との比較	①海外の FCVS と比べて、遜色ない設備となっているか確認。(NEA レポート（例：フィルタベント装置上流側の逆止弁、バイパスラインのラプチャーディスク）、諸外国の規制基準との比較）	①別紙 7 主ライン・弁の構成について
		a-11. 引用文献、品質保証の妥当性	①引用している文献が適切なものか。	①引用文献は適切なものを使用し，適宜記載している
			②性能検証等にかかる品質保証は確立されているか。	②別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
		a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・ＣＶ減圧速度 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項	①検討していくとしたヨウ素放出低減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。	①本文 1 概要
			②フィルタへの熱吸収（スクラバタイプの水への熱吸収など）やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮（ベント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧力レベルなどに依存）して、CV 減圧速度の評価が妥当か。 →有効性評価、解析コードでの確認予定。	②有効性評価，解析コードで回答 別紙 25 流量制限オリフィスの設定方法について
			③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。 ・スクラバ水のｐＨの均一性 ・水位（連結管） ・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響（線量の偏り。）	③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
			④管内の凝縮水の排水対策を確認。	④本文 2.8.5 排水設備 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
			⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。	⑤対象外（間欠運転は想定していない）
	ｂ）上記ａ）の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ｉ）格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	b-1-1. 除去対象及び除去原理	①除去対象核種と形態を明確にしているか。	①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
			②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。	②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
			③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。	③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 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
		b-1-2. 性能試験方法 ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器	①除去性能試験の条件が妥当なものか。 ・蒸気条件 ・スクラバ水温、 ・金属フィルタ、ヨウ素フィルタについては、当該部位の温度。 ・ｐH	①本文 3.2 運転範囲 本文 3.3.1 性能検証試験の概要 別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

			②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルベントを想定した粒径分布も確認。（エアロゾル負荷量も同様に確認。）	②，③，④ ・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
			③粒径同じでも質量が違うと慣性衝突効果がＤＦに及ぼす影響についての考え方を確認。	
			④試験における微粒子の粒径測定等について確認。	
		b-1-3. 性能試験結果 ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。	①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。	①本文 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 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
			②フィルタベント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。	②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
			③エアロゾル除去性能について、ＤＦの粒径依存性（低粒径でＤＦが下がる）や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標ＤＦ値を確保できることを確認。	③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
			④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。	④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
			⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶融エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。	⑤対象外（間欠運転は想定していない）
			⑥ベント開始時に流入する酸性物質（塩酸、窒素酸化物、二酸化炭素）に対する pH への影響。	⑥別紙 23 スクラビング水のｐＨについて
			⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。	⑦対象外（海外における実験結果との比較を行っていない。）
		b-1-4. 試験のスケール性	①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。	別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
			②スクラバノズルからの吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。	

		b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、ｐH	①スクラバ水のｐH、水位の管理を確認。（薬液補給によるｐH管理値を設け、適切に管理可能か確認。）	①別紙 23 スクラビング水のｐＨ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
			②１３ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタベント装置の性能の維持の妥当性を確認。	②本文 4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理
		b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、ｐH ・目詰まり、圧損	①不介在時間（例：24 時間）についての考え方を確認。	①本文 2.2 機器設計 別紙 21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
			②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したｐＨ管理に対する考え方を確認。	②別紙 23 スクラビング水のｐＨについて
			③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。	③別紙 21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
			④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。（スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。）また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタベント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパージャユニットの除去可能性について検討しているか。	④別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
			⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。	⑤別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
			⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。	⑥別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
			⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。（銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。）	⑦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
		b-1-7. 長時間使用時の除去性能の維持 ・長期使用時の検討事項 ・崩壊熱の影響	①長時間使用し続けた場合のＤＦへの影響、耐久時間等のスペックについて確認。	①本文 3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項
			②フィルタベントを長期に使用する場合に検討すべき項目（例えば、スクラバ水の粘性のＤＦへの影響、水位変動によるｐＨへの影響等）について考慮されているか。	②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【粘性の DF への影響】 別紙 23 スクラビング水のｐＨについて【水位変動による pH への影響】

			③ベント継続最長時間を検討されているか。（フィルタベントの使用時間の想定も確認。）	③本文 2.8 附帯設備 別紙 21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について
			④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。（銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。）	④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
			⑤FP 保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。	⑤別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
		b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊	①捕集若しくは吸着した FP の再揮発、再浮遊の可能性（移動特性）を検討し、それらの対応が適切になされているか。（特に、物理特性、化学特性に言及し、検討していることを確認。また、銀と化学的に結びついたヨウ素の水素による剥離効果、放射性ヨウ素と希ガスの局所β線照射による影響も考慮しているか。）	①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
		b-1-9. その他	①エアロゾルの非均一な沈着はないか。仮にあった場合、どのように対応しているか。	①別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
			②装置内での化学反応について、発熱反応か吸熱反応かを示すとともに、装置の性能への影響について評価し、適切な対応がとられているか。また、反応生成物の影響の有無も確認する。	②別紙 11 フィルタ装置における化学反応熱について
			③格納容器からの最大のエアロゾル発生量（MCCI）を考慮しても除去性能が維持されることを確認。	③別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について
			④異なる圧力における流量、そして種々の気体組成対して感度を評価しているか。	④別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について
			⑤除去性能の結果を示す上で、ウェットウェルベント条件、ドライウェルベント条件、格納容器スプレイ条件（スプレイあり、なし、沈着率など含め。）を明確化しているか。	⑤本文 2.6 設計条件 本文 3.2 運転範囲
	ⅱ）格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	b-2-1. 防爆に対する基本方針	①防爆に対する対象設備が明確に示され、それが妥当か。 ②対処するべき可燃性ガスを明確に示され、それが妥当か。	別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について
		b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計	①水素の滞留対策として、連続上り勾配にすることや、U 字管などの滞留箇所がないことを確認。 ②フィルタベント装置、銀ゼオライト容器内の水素滞留がないことを確認。	①別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について

		・監視設備 ・窒素供給設備	③ベントシステム内に発火源（動的機器、静電気）のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステムの点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。	③別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について
			④水素濃度計設置の目的を確認。 ⑤水素濃度計の原理及び誤差を確認し、水素濃度計設置の目的にあっているか。 ⑥水素濃度測定位置は妥当か。 ⑦フィルタベント装置の交流電源を必要とする設備（水素濃度のサンプリングに用いる交流電源駆動のポンプ等）について交流電源喪失時の考え方を確認。 ⑧可燃性ガス制御のため、モニタリング装置は測定機能を果たし、信頼でき継続的に測定できるか。 ⑨計測の時間遅れを考慮しているか。	④本文 2.8.1 計装設備 別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑤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 ⑥別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑦本文 2.8.2 電源設備 別紙 31 電源構成の考え方について ⑧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 ⑨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
			⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。	⑩2.8.4 可搬式窒素供給装置 別紙 32 窒素供給装置の容量について
		b-2-3. ベント使用前 ・窒素パージ ・計測	①窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。 ②パージ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2 置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。	①別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②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
		b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流	①配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。 ②放出端における水素対策を検討し、適切に対応しているか。（もんじゅにおける１F 事故後の水素対策及び一般化学プラントを参考。）（圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ベント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。）	別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について
		b-2-5. ベント使用長期及び使用後	①放射線分解で発生する水素濃度等を定量的に示しているか。 ②①の発生量で水素濃度が燃焼領域に至らないことを確認。 ③窒素ガスによる水素パージの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ベント装置停止時の隔離弁の操作が水素滞留を起こさないような順番での操作となっていることを確認。 ④窒素ガスによるパージ操作完了の判断基準を確認。	別紙２ 水素の滞留に対する設計上の考慮について
	iii）格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他	b-3-1. 他への悪影響の確認（SGTS、耐圧強化ベント）	①SGTS、耐圧強化ベントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVS からの隔離弁が２弁用意されていることを確認。	①本文 2.6 設計条件 別紙７ 主ライン・弁の構成について

	への悪影響がない場合を除く。		②耐圧強化ベントライン等への水素のリークの検知性やＡＯ弁、ＭＯ弁の開閉の考え方を確認。	②別紙７　主ライン・弁の構成について
	ⅳ）また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	b-4-1．負圧破損防止の確認	①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。 →有効性評価、格納容器破損防止で確認	①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）
			②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。	②本文 4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項
	ⅴ）格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	b-5-1．対象弁	①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。	①本文 4.2 現場における操作について 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
		b-5-2．アクセス性及び作業環境	①人力でベントする場合のアクセス性、作業環境（温度、湿度、線量）を確認し、人力での操作が成立するか確認。（間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。）	①本文 4.2 現場における操作について 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
		b-5-3．人力操作の妥当性	①人力操作による訓練結果を確認。	①，② ・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 ③本文 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
			②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。	
			③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。	
	ⅵ）炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。	b-6-1．放射線防護対策	①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。	①　本文 2.7.3 配管及び弁類 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
		b-6-2．線量評価	①隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ②　力操作が可能な線量範囲となっているか確認。	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
	ⅶ）ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャー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-7-1．ラプチャーディスクの設定圧の確認	①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ーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用しているか確認。	①本文 2.7.3 配管及び弁類 別紙５　圧力開放板の信頼性について
			②ラプチャーディスクの信頼性を確認。	②別紙５　圧力開放板の信頼性について
			③ベント配管内の結露水等の凍結によるラプチャーディスクへの影響を確認。	③別紙５　圧力開放板の信頼性について

	viii）格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶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-8-1．ベントラインの取り出し位置及び水没評価	①ドライウェルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。	①別紙７ 主ライン・弁の構成について
			②ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。	②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
	ix）使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	b-9-1．フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策	① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。	①，②，③ ・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
			②使用後のフィルタ及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。	
			③フィルタ装置内のＦＰ量、配管のＦＰ量の妥当性を確認。	
			④スクラバ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。	④対象外（フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため）
			⑤フィルタベントの格納槽の壁の貫通口も妥当な設計となっているか確認。	⑤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
		b-9-2．線量評価	① フィルタ装置遮蔽壁周辺の線量評価方法の妥当性を確認。	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
			②低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。	
	審査会合における主要な論点	一般公衆被ばく低減対策	①一般公衆の被ばくをできる限り低減する方策がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。（放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか。）（排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。）	①本文 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 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
		外的事象に対する耐性	①収納建屋等の外部事象に対する耐性を確認。（原子炉建屋外に施設するフィルタベントについて、自然現象・航空機衝突といった外部事象に対し、原子炉建屋内に施設することと同等以上の耐性を有するか。）特に、ドライウェル側からベントする場合に、フィルタ装置と同等と言えるか。	①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
		事故後の周辺作業の成立性	①事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。	①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
（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	第４８条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 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。 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	48-1．敷地境界での線量評価	①有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものか確認。（ソースターム、評価日数等）特に、フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。	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
			②炉心損傷前にフィルタベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。	

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。	こと。 ｂ）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。 ｃ）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 ｄ）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。			
（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。 一 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４３条（重大事故等対処設備） １ 第１項から第３項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第３７条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。	43-1-1. 環境条件	①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、荷重その他の条件が整理されているか。	①本文 5.1.5 第 43 条　重大事故等対処設備 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

二 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。		43-1-2. 操作性	①a-6 の操作性及び人力操作の妥当性の項目で確認。	—
三 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。	2 第１項第３号の適用に当たっては、第１２条第４項の解釈に準ずるものとする。	43-1-3. 試験又は検査	①a-9 の項目で確認。	—
四 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っては、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。		43-1-4. 切り替え性	①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。（例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。）	①本文 5.1.5 第 43 条　重大事故等対処設備 別紙７ 主ライン・弁の構成について
五 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。	3 第１項第５号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。	43-1-5. 悪影響防止	①b-3-1 の項目で確認。	—
六 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。		43-1-6-1. 使用時の操作性	①a-6 の操作性及び人力操作の妥当性の項目で確認。	—
		43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策	①b-9-1 及び b-9-2 の項目で確認。	—
2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型		43-2-1. 容量の妥当性	①a-3 の設計条件の妥当性で確認。	—

重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に 掲げるものでなければならない。 一　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。				
二　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。		43-2-2. 共用の禁止	① 機毎に設置されることを確認。	①本文 5.1.5 第 43 条　重大事故等対処設備
三　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。	4　第２項第３号及び第３項第７号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。	43-2-3. ＤＢ設備との同時の機能喪失	①ＤＢ設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して妥当な設計となっているか。	①本文 5.1.5 第 43 条　重大事故等対処設備 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

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsI の初期重量[kg]
＝よう素元素初期重量[kg]＋CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]
＝MI＋MI/WI×WCs
CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]＝MI/WI×WCs
ここで,
MI　：よう素元素初期重量[kg]
WI　：よう素原子量[-]
WCs：セシウム原子量[-]

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]
＝MCs－CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]
＝MCs－MI/WI×WCs
ここで,
MCs：セシウム元素初期重量[kg]

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の格納容器外への放出割合を評価

セシウムの放出重量[kg]＝MI/WI×WCs×X＋（MCs－MI/WI×WCs）×Y

X：CsI 放出割合（MAAP 解析により得られる）
Y：CsOH 放出割合（MAAP 解析により得られる）

(4) セシウムの放出割合

1.(3)で得られたセシウムの放出量から，セシウムの放出割合を評価

セシウムの放出割合＝セシウムの放出量/セシウム元素初期重量

＝MI/WI×WCs/MCs×X＋（1－MI/WI×WCs/MCs）×Y

＝Y＋MI/MCs×WCs/WI（X－Y）

高温使用時におけるフランジ漏えい評価について

格納容器フィルタベント系の使用状態において，最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については,「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005 年度版)」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては，高温・高圧環境下（200℃，853kPa）にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012)」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお，フランジに接続する配管からの反力については，自重，地震荷重，配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし，フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。(図１)

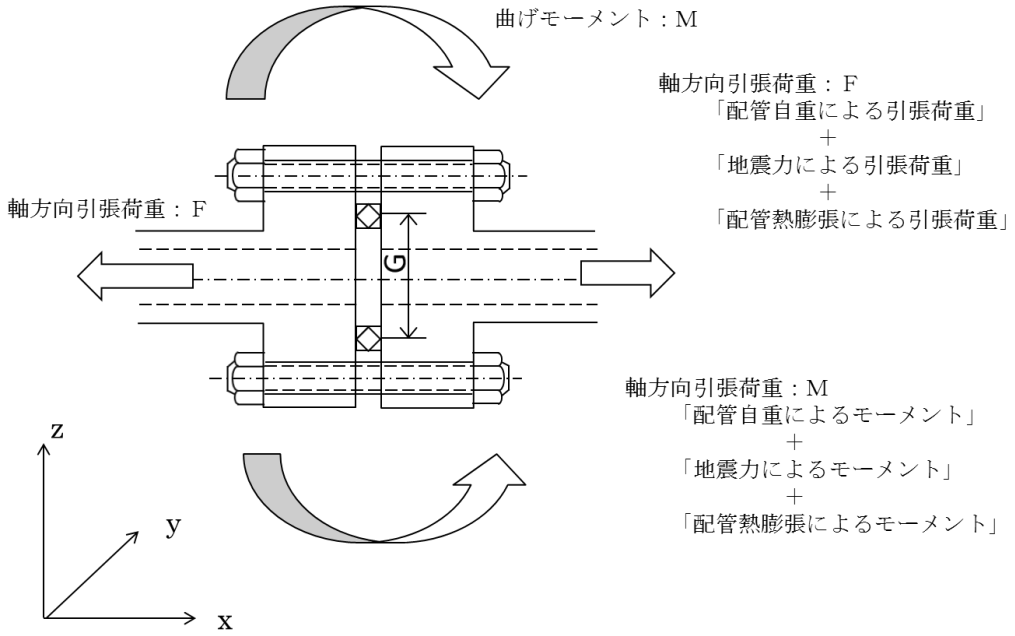


図１ フランジにかかる配管荷重

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012）　レベル２耐震性能評価　解説編）に基づき，フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。

$$\sigma = mp + \alpha P_e \leq \sigma_a \quad \cdots \quad (1)$$

σ：ガスケット開口圧力［MPa］
m　：ガスケット係数［-］
p　：内圧［MPa］
α　：等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で，0.75m[-]
σa：ボルトの初期締付け力によるガスケット面圧［MPa］
Pe：地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧であり，以下の式で算出する。

$$P_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \cdots \quad (2)$$

G：ガスケット接触面の平均直径［mm］
F：軸引張力［N］
M：曲げモーメント［N・mm］

ここで,軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 Fx であり，曲げモーメント M は同様に配管応力解析における配管軸直角２方向のモーメント My 及び Mz の二乗和平方根 で算出する。

なお，フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため，フランジーボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが，安全側に働くため本評価においては考慮しない。

今回，格納容器フィルタベント系の配管応力解析モデルにて，自重，地震荷重，最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における xyz 各成分の反力とモーメントを算出し，各節点の反力とモーメントの中から，成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。
この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値がフランジに作用し，更に内圧として最高使用圧力(0.853MPa)が印加されているという非常に保守的な条件にて，上記（1）式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。
評価の結果，(1)式の判定条件を満足することを確認した（表１参照)。よって，格納容器フィルタベント系使用時の高温状態においても，配管フランジからの漏えいは発生しない。

表１　フランジ漏えい評価結果

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。

格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

（１）格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は，ドライウェルに31点，サプレッション・チェンバに６点の計37点を設置しており，各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち，重大事故等発生時における監視を確実なものとするため，重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を，ドライウェルに７点，サプレッション・チェンバに２点に分散し，格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を図１に示す。

（２）局所的な温度上昇

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては，原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に溶融炉心が飛散し，格納容器内に溶融炉心が付着することなどが考えられるが，原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより，このような状況に至る可能性を低減する。また，原子炉圧力容器が破損した場合には，溶融炉心がペデスタル部に落下するが，ペデスタル（ドライウェル部）はドライウェル床面より掘り下げられた構造となっているため，溶融炉心はペデスタル（ドライウェル部）に保持され，ドライウェル床面に流出することはない。さらに，格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による溶融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また，格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa［gage］）到達までにベントを実施することとしているが，853kPa［gage］に対する飽和温度が約178℃であることを踏まえると，過温破損に至ることはないと考えられる。

なお，格納容器圧力が計測できない場合は，「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」に記載のとおり，格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

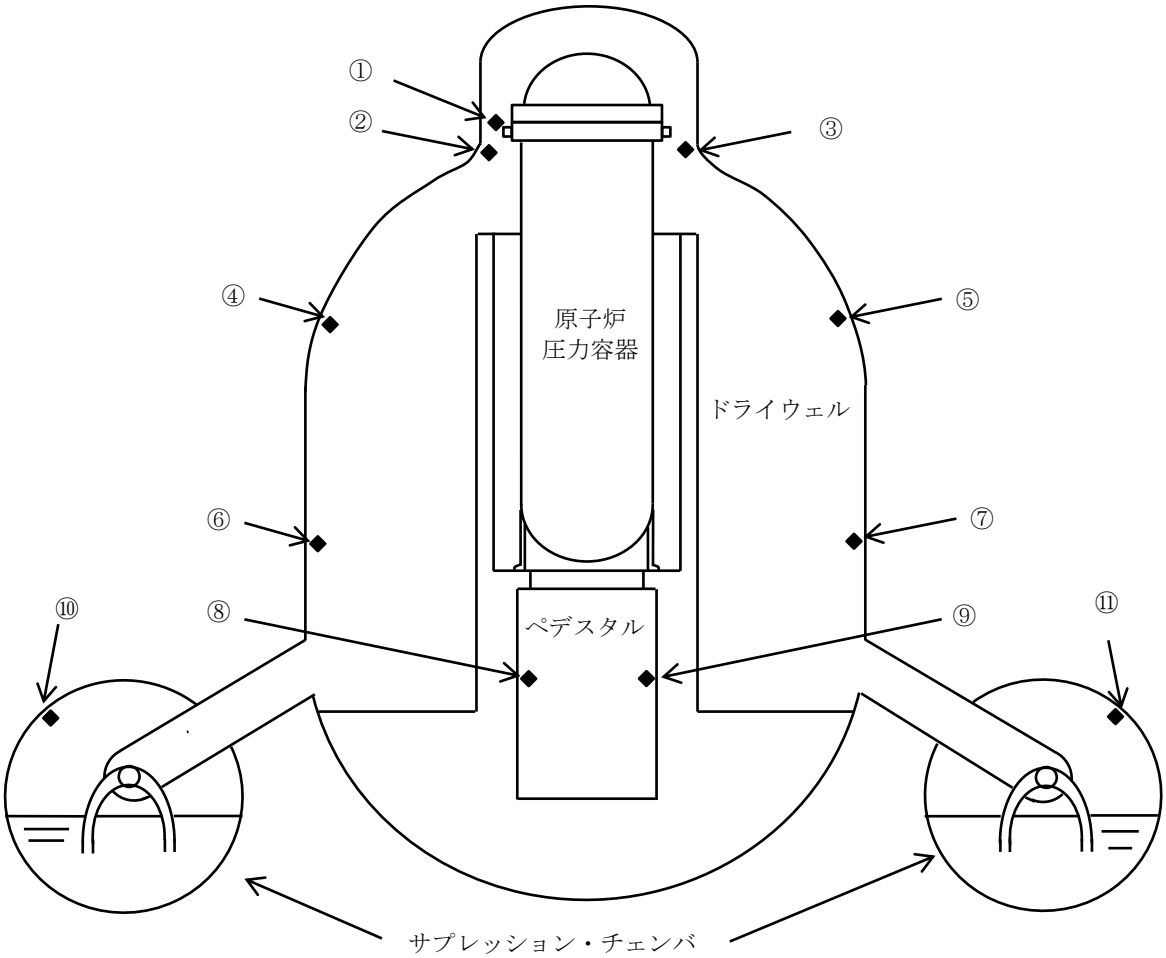
(3)　格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器内を冷却するため，格納容器への注水等に期待するが，十分な注水等ができない場合には，格納容器雰囲気が過熱状態になり，格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに，溶融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し，格納容器が過温

破損に至るおそれがある。このように，重大事故等対処設備が健全に機能せず，格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では，格納容器フィルタベント系からのベントを実施し，フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで，格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが，格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって，格納容器温度上昇に対するベントにおいて，過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため，格納容器の限界温度に到達するおそれのある「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」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は，200℃以上にて温度上昇が継続する場合には，格納容器過温破損に至る可能性があり，事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお，格納容器が過温破損するような状況では，格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から，図１に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち 2 点が 200℃以上にて温度上昇が継続する場合において，格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。



番号	名称	設置場所	測定範囲
①，②，③	ドライウェル温度（ＳＡ）	フランジ高さ近傍	0～300℃
④，⑤	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＴＡＦ高さ近傍	0～300℃
⑥，⑦	ドライウェル温度（ＳＡ）	ＲＰＶ底面高さ近傍	0～300℃
⑧，⑨	ペデスタル温度（ＳＡ）	ペデスタル上部	0～300℃
⑩，⑪	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0～200℃

図１　格納容器雰囲気温度計の計測点

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

ベント実施後は，ベントガスに含まれる放射性物質が格納容器フィルタベント系出口配管に付着するため，出口配管立ち上がり部周辺での作業及び移動に影響が出る可能性がある。

このため，格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価を実施するとともに，評価結果を踏まえた優先順位の考え方を以下に示す。

１．格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺での作業について

R/B 南側に設置してある格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で,ベント実施後に想定される作業を考慮した可搬型設備の配置図を図１に示す。

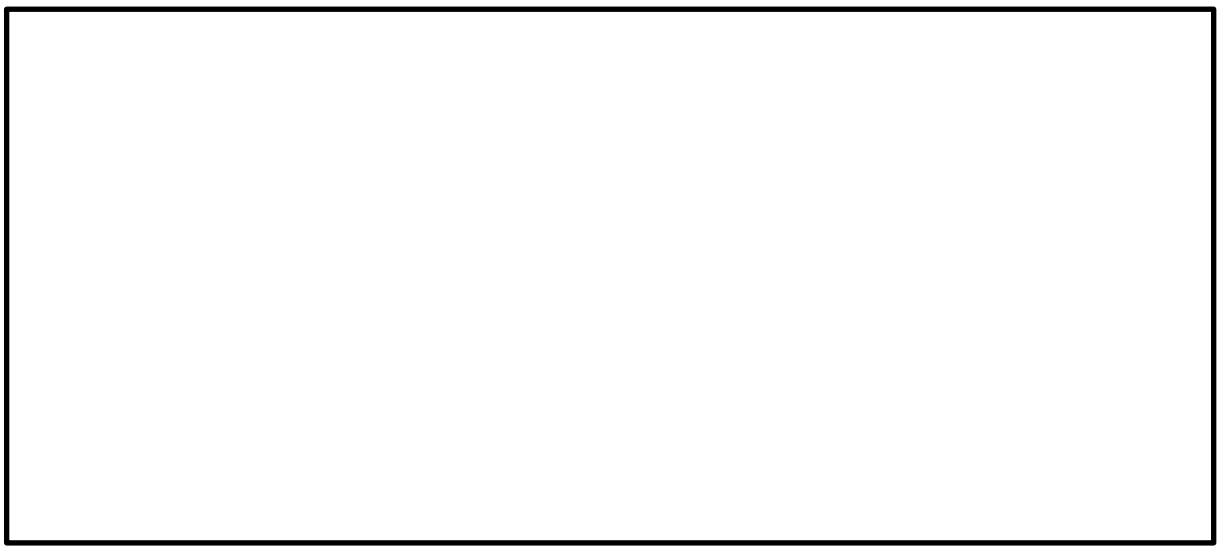


図１　ベント実施後に想定される可搬型設備の配置

２．格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について

R/B 南側の格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で，ベント実施直後に実施する作業は無いが，出口配管立ち上がり部から 10m 地点（R/B 南側接続口付近)において事故後約 43 時間(ベント後 10 時間)及び事故後７日時点，出口配管立ち上がり部から１m 地点において事故後７日，30 日，60 日後の線量率を評価した。なお，作業エリアの比較のため，R/B 西側接続口付近についても評価した。線源には有効性評価（格納容器過圧・過温破損）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」シナリオにおけるW／Wベント使用時の放出量を用いている。

表１に示す評価結果のとおり,短時間のアクセス等は可能な線量率であると考えられる。

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。

表１　格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価結果

評価場所	事故後時間	線量率（mSv/h）※1 （うち，配管寄与分）
評価点 A（格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部（雨水排水ライン））から 10m 地点（R/B 南側接続口付近）	約 43 時間 （ベント後 10 時間）	約 13（約 2.5）
	７日　（168 時間）	約 5.0（約 0.8）
評価点 A（格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部（雨水排水ライン））から１m 地点	７日　（168 時間）	約 85　（約 81）
	30 日	約 9.2　（約 5.1）
	60 日	約 6.2　（約 2.1）
評価点 B（R/B 西側接続口付近）	約 43 時間 （ベント後 10 時間）	約 9.0（約－）※2
	７日　（168 時間）	約 3.7　（約－）※2

※１ R/B からの直接線・スカイシャイン線，クラウドシャイン，グランドシャイン，吸入摂取（PF50 全面マスク着用）に加えて，W/W ベントに伴い格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に浮遊する放射性物質及び雨水排水ライン配管に蓄積する放射性物質（格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質が全て地上近くの雨水排水ライン配管に移動するものと想定）を考慮して評価している。格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質量は，配管を流れる放射性物質（希ガスを除く）が，配管長 100ｍあたり 10%の割合で付着するものとした。

※２ 格納容器フィルタベント系出口配管を直視できない場所のため，配管による線量はない。

３．可搬型設備を使用した接続口の優先順位について

表１の線量評価結果から，　R/B 南側接続口付近の線量率に対して格納容器フィルタベント系出口配管の影響はあるが，R/B 南側のアクセスルートの通行及び南側接続口エリアでの作業は可能である。また，R/B 西側接続口エリアでの作業も可能であることから，接続口の優先順位については作業員被ばくを考慮せず，以下に示す考えをもとに設定している。なお，可搬型設備の設置については，ベント実施前に完了している。

①大量送水車　：　原子炉注水流量が多い配管を優先して使用する。

(1) 南側接続口（残留熱除去系（A）注入配管）

(2) 西側接続口（残留熱除去系（B）注入配管）

②原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備）

：運転員の系統構成（屋内）における操作対象弁が少ないものを優先して使用する。

(1) 南側接続口（原子炉補機冷却系（B 系：２弁））

(2) 西側接続口（原子炉補機冷却系（A 系：４弁））

その他，R/B 南側においては，長期的な対応として可搬式窒素供給装置による FCVS ラインへの窒素パージのための可搬型設備の起動操作等の作業が考えられるが，R/B 南側接続口エリアでの作業と同様，可搬型設備の設置エリアでの作業は可能である。

（参考１）蒸気凝縮によるドレンについて

格納容器フィルタベント系を使用した際には，ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によるドレンが発生するが，ベントガス流量が約[redacted]以上であればベントガスがドレンを随伴し排出するため，ベント後はフィルタ装置下流で発生するドレンについては出口配管の放出端より排出されるが，ベントガス流量が少なくなるとドレンは排出できなくなり，出口配管立ち上がり部の雨水排水ラインにドレンが溜まることとなる。

雨水排水ラインが満水となった場合，溢れたドレンは格納容器フィルタベント系配管を通って銀ゼオライト容器まで戻る構成としており（図１参照），その後，銀ゼオライトフィルタ出口側のドレンラインからスクラバ容器連結管（液相部）に流入する（図２，３参照）。また，銀ゼオライトフィルタのドレンラインには逆止弁を設置していることから，スクラバ容器連結管からスクラバ容器の金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを通らずにベントガスが流出することがない構成としている（図３参照）。

なお，格納容器フィルタベント系配管は，フィルタ装置下流は放出端に向かって連続上り勾配としていることからドレンが配管の途中で溜まることはない。

また，「２．格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について」表１の線量評価結果から，線量率のうち出口配管寄与分は短半減期核種が支配的であり，60 日後には線量率が減衰するため，基本的に雨水排水ラインのドレンについては処理する必要はないが，事故収束後に雨水排水ラインのフランジに可搬ホースを接続し，ドレンをスクラバ容器等に移送することで処理可能である。

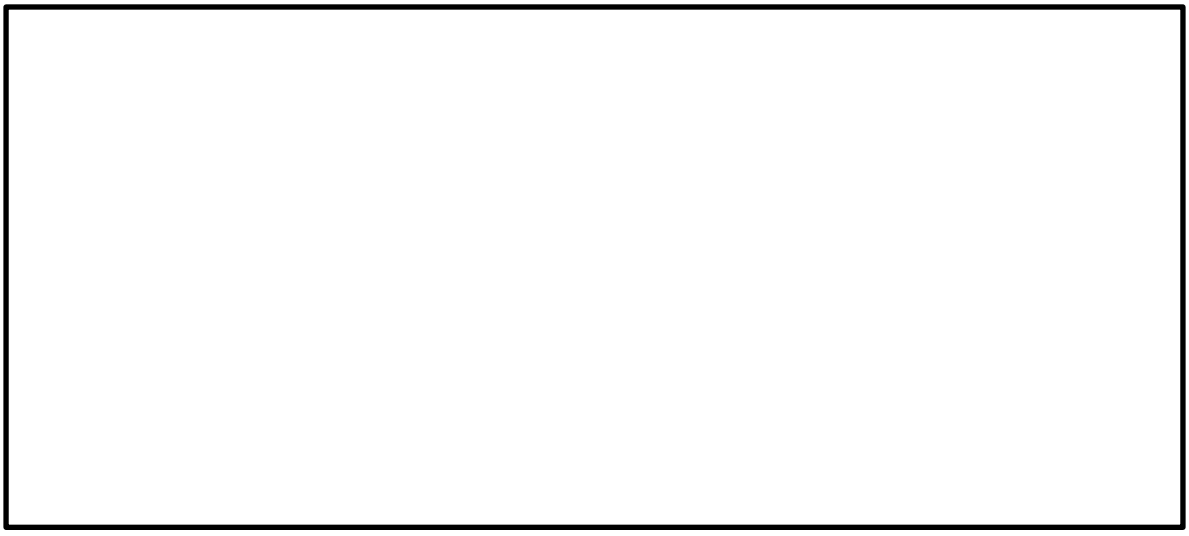


図１　格納容器フィルタベント系立ち上がり部（雨水排水ライン）

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。

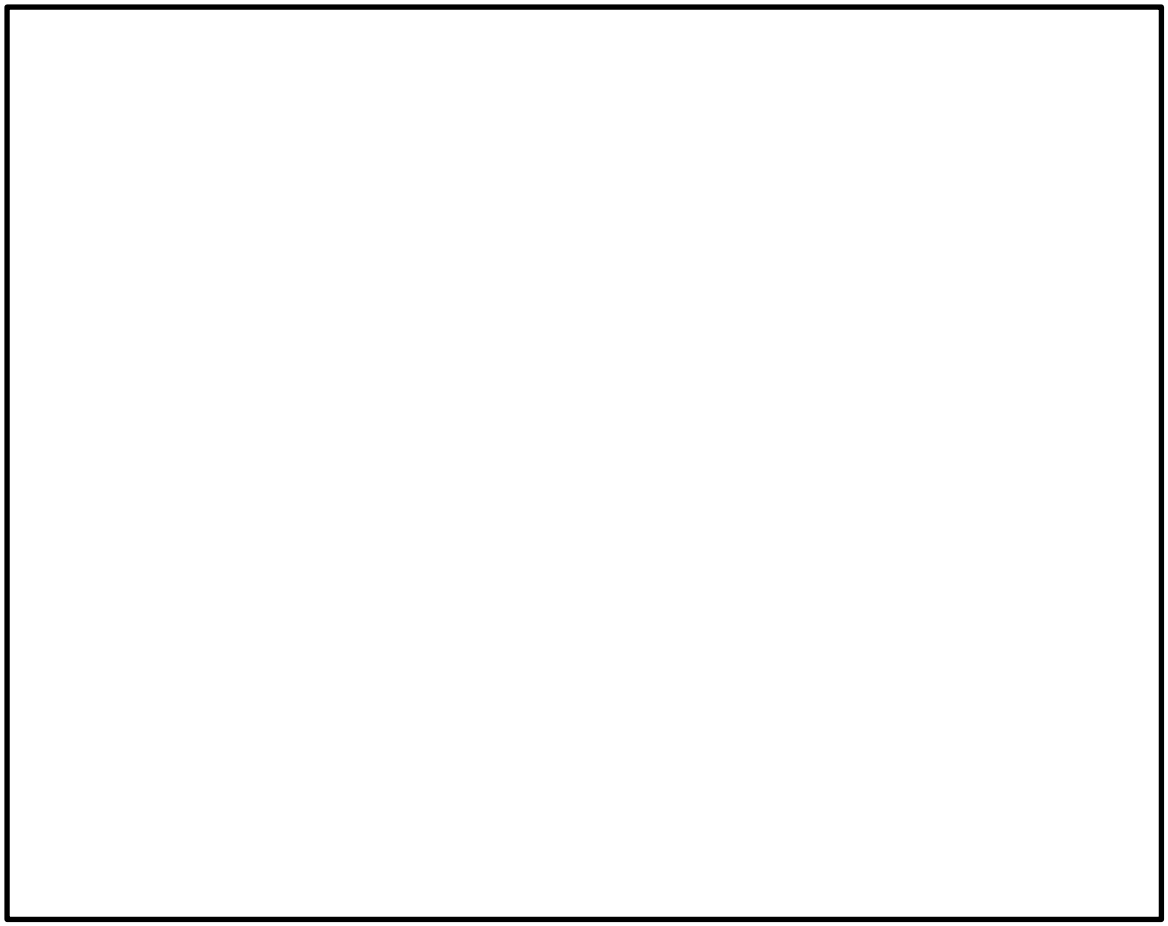


図２　銀ゼオライト容器内のドレンの流れ

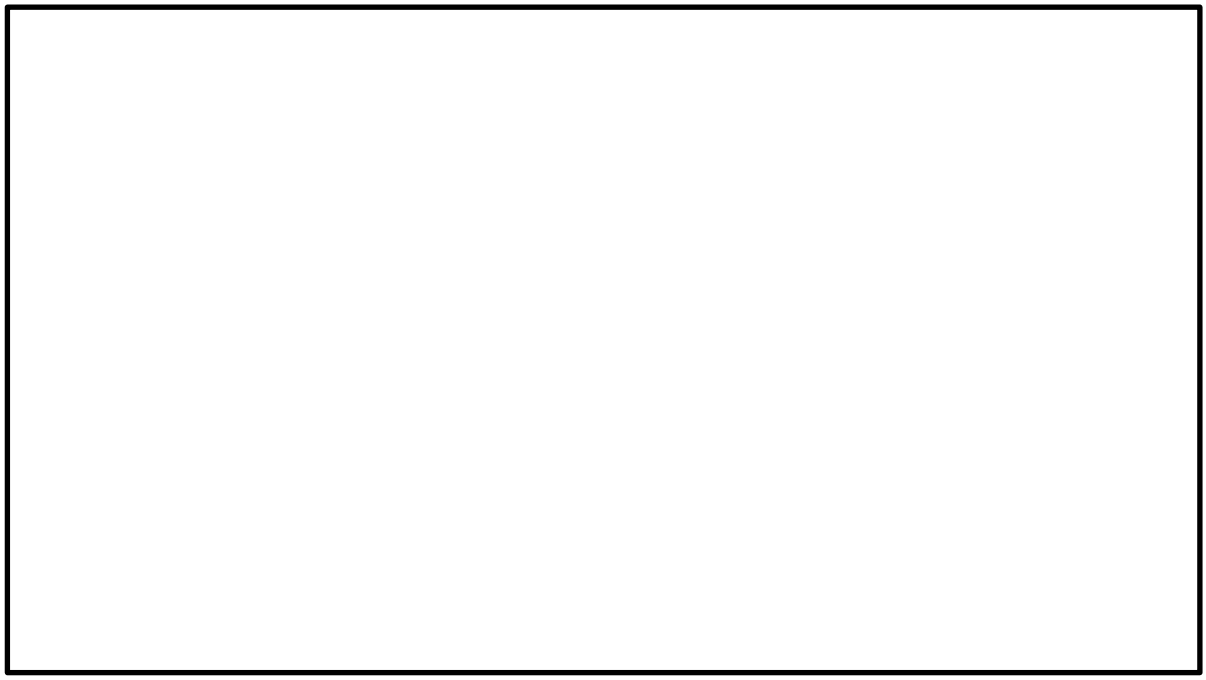


図３　銀ゼオライト容器からスクラバ容器間のドレンライン

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。

＜銀ゼオライト容器からスクラバ容器へのドレンの排出について＞

ベント後にはスクラバ容器と銀ゼオライト容器には圧力差が生じるため，銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインにおいて，以下の水位が形成される。

$H = h_1 + h_2 + h_3$ ・・・（式１）

H： 銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインに形成される水位

h_1 ： スクラバ容器のスクラビング水位

h_2 ： スクラバ容器と銀ゼオライト容器の圧力差に相当する水位

h_3 ： ドレンラインで発生する圧力損失に相当する水位

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，ベントガスによりドレンを出口配管の放出端から排出できなくなる時点の圧力差で水位を評価した結果，図４に示すとおり，ドレンラインに形成される水位は，最大でも銀ゼオライトフィルタ下端以下となる。

ドレン発生量は少ないため，ドレンラインで発生する圧力損失はほぼゼロであり，式１に示すh_3に相当する水位は無視できるため，h_1及びh_2に相当する水位までドレンが溜まれば，ドレンはスクラバ容器に排出される。

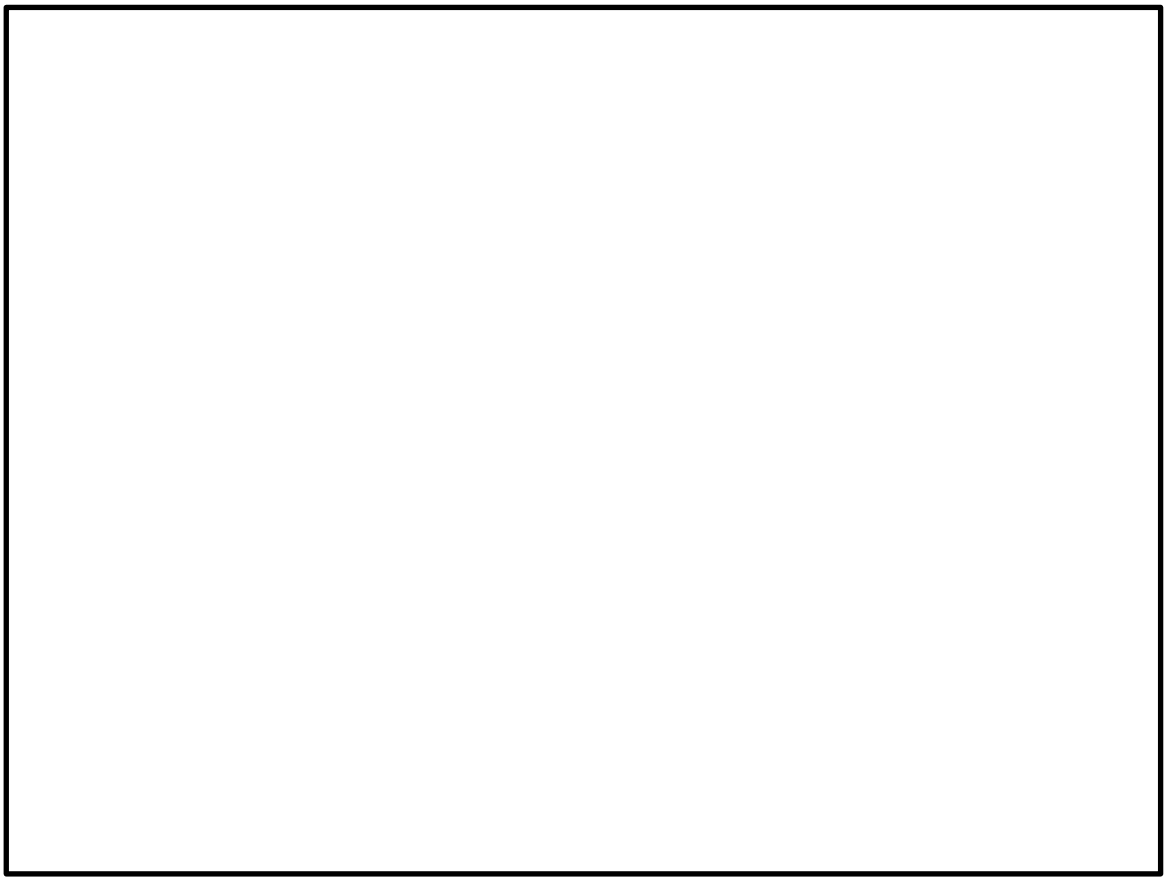


図４　銀ゼオライトフィルタドレンラインに形成される水位の評価結果

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）ドレン排出可能なベントガス流速について

島根２号機の格納容器フィルタベント系出口配管で発生するドレンをベントガスによって排出できるかどうかは，以下の考え方に基づいて判断することができる。

１．出口配管からドレン排出可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に，ガスに随伴してドレンが排出される現象については，配管口径が小さい場合には気相流速（j_G）に依存するが，配管口径が約［　　］以上の領域では Ku 値（Kutateladze 数[-]）に依存し，［　　］となる（参考図書１）。

ここで，Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{\left(g \cdot \sigma\left(\rho_L - \rho_G\right)\right)^{0.25}}$$

ρ_G：気相密度（0.598[kg/m^3]）※1
ρ_L：液相密度（958.1[kg/m^3]）※1
g ：重力加速度（9.80665[m/s^2]）
j_G：気相流速［m/s］
σ ：表面張力（0.0589[N/m]）※1

※１：括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根２号炉の格納容器フィルタベント系出口配管（立ち上がり部）は 300A の配管であるため，ベントガス流速が［　　］を満足する［　　］より大きい場合に，出口配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

２．ベントガスによって凝縮水を排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{vent} / (\rho \times A)$$

v ：ベントガス流速［m/s］
W_{vent}：ベントガス流量［kg/s］
ρ ：ベントガス密度［kg/m^3］
A：配管断面積［m^2］

島根２号炉の格納容器フィルタベント系出口配管におけるベントガス流速とベントガス流量の関係を図１に示す。図１より，ベントガス流速［　　］に対応するベントガス流量は約［　　］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。

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）」のベントガス流量の水位を図２に示す。図２より，島根２号炉のベントガス流量が［　　］となる時点は事故後約 97 時間となるため，ベントガスによってドレンを排出できなくなるのは事故後約 97 時間後と評価できる。

［　　］

図１　出口配管におけるベントガス流速及び質量流量の関係

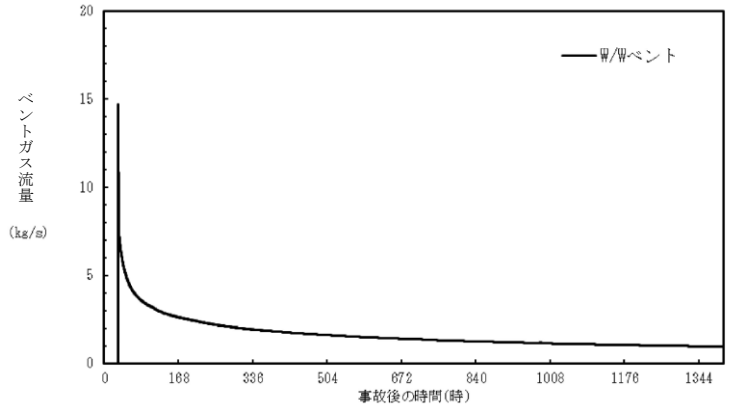


図２　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」におけるベントガス流量の推移

≪参考図書≫

1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

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。