

本資料のうち、枠囲みの  
内容は商業機密又は防護  
上の観点から公開できま  
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-B-08-0004_改1
提出年月日	2021年4月6日

## VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計

2021年4月  
東北電力株式会社

目次

1. 概要	別添2-1
1.1 設置目的	別添2-1
1.2 基本性能	別添2-1
1.3 系統概要	別添2-1
2. 系統設計	別添2-4
2.1 設計方針	別添2-4
2.2 設計条件	別添2-8
2.3 原子炉格納容器フィルタベント系	別添2-9
2.3.1 系統構成	別添2-9
2.3.2 フィルタ装置	別添2-15
2.3.3 配置	別添2-25
2.4 付帯設備	別添2-33
2.4.1 計装設備	別添2-33
2.4.2 電源設備	別添2-42
2.4.3 給水設備	別添2-45
2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置	別添2-47
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	別添2-49
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	別添2-51
3. フィルタ性能	別添2-52
3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理	別添2-52
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添2-52
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	別添2-58
3.2 運転範囲	別添2-62
3.3 性能検証試験結果	別添2-63
3.3.1 性能検証試験の概要	別添2-63
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	別添2-68
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	別添2-77
3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添2-82
4. 設備の維持管理	別添2-86

別紙

別紙1	可燃性ガスの爆発防止対策について……………	別添2-95
別紙2	原子炉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 ……………	別添2-120
別紙3	流量制限オリフィスの設定方法について……………	別添2-130
別紙4	スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について……………	別添2-135
別紙5	原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について……………	別添2-156
別紙6	ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価……………	別添2-163

## 1. 概要

### 1.1 設置目的

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及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

本システムはフィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）を通して排気に含まれる放射性物質を低減した上で、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。

また、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、かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

### 1.2 基本性能

原子炉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、原子炉格納容器内に発生するガスを、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99.8%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。

### 1.3 系統概要

図1.3-1に系統概要を示す。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側ラプチャディスク等で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁又はドライウエルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)又は原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B))を「全開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウエル又はサブ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屋屋上位置（O.P.約50m）で放出する。

本システムは、排気ラインにフィルタ装置出口側ラプチャディスクを設け、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。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクの破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉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。

本システムは、中央制御室からの操作を可能とするため、代替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屋付属棟内（非管理区域）より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉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。



## 2. 系統設計

### 2.1 設計方針

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

#### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置

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重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 10.0kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。フィルタ装置は 3 台を並列に設置し、フィルタ装置 1 台当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。

- ・各フィルタ装置の設計条件（ベンチュリノズル個数、金属繊維フィルタ個数、流量制限オリフィス個数、放射性よう素フィルタの構造等）を同等とする。
- ・各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。
- ・すべてのフィルタ装置を近接配置する。
- ・配管の分岐部をフィルタ装置近傍に設置する。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認している。

b. フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1-1に示す。

表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件

	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素
除染係数 (DF)	1000以上	500以上	50以上

- c. 原子炉格納容器フィルタベント系は，サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し，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，ドライウエル側からの排気では，ドライウエル床面からの高さを確保する設計とするとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 原子炉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，可搬型窒素ガス供給系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に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。
- e. 原子炉格納容器フィルタベント系は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，原子炉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個設置し，原子炉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。
- f. 原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度，原子炉格納容器内にスプレイする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- g. 原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。
- h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。
- i. 系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- j. 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内に

設置し、原子炉格納容器フィルタベント系使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから、原子炉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。

- k. 原子炉格納容器フィルタベント系は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系使用後にフィルタ装置スクラバ溶液をポンプを用いることなく、自重によってサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 原子炉格納容器フィルタベント系は、淡水貯水槽から、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び薬液補給装置（自主対策設備）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。
- m. 代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
- n. 原子炉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、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。
- o. 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラプチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで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。
- p. 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、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。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
- q. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。
- r. 原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器

調気系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量10.0kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

- s. 可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。
- t. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。
- u. 可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とし、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

## 2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を表2.2-1に示す。

表2.2-1 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し，2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し，200℃とする。
設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置 内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル 移行量	150kg	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，150kgとする。
よう素の炉内 内蔵量	□ kg	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*から，□ kg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。

注記\*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから，炉心熱出力が高いABWRを代表させている。また，ORIGEN2コードでは，保守的に1サイクル13か月（395日）に対して，1サイクル10000時間（416日）の燃焼期間を仮定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.3 原子炉格納容器フィルタベント系

### 2.3.1 系統構成

本系統は、原子炉建屋原子炉棟のフィルタ装置室内に設置するフィルタ装置、原子炉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、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、計装設備、電源設備、給水設備、可搬型窒素ガス供給装置及び排水設備（自主対策設備）で構成される。

#### (1) 配管等の構成

入口配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された原子炉格納容器調気系配管から分岐し、弁を経由して3台並列に設置したフィルタ装置に接続する。

また、3台のフィルタ装置のスクラバ溶液の水位を等しくするために、各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。

フィルタ装置入口側及び出口側の配管は、各フィルタ装置のベントガス流量を同等とするため、圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設計する。

出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するフィルタ装置出口側ラプチャディスクを設置する。フィルタ装置出口側ラプチャディスク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。

フィルタ装置には、外部からスクラバ溶液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バ溶液を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するため、及び、万一、放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための配管（自主対策設備）を設置する。

図2.3.1-1に原子炉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）」のクラス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。屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から、外面に樹脂系塗料を塗装する。

遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）まで延長し、端部にハンドル又は汎用電動工具を取り付けて人力で操作できる構造とする。

フィルタ装置出口側ラプチャディスクについては、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（427kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材

料はステンレス鋼を使用する。

系統を構成する主要な機器の仕様を表2.3.1-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1-2に示す。

(3) 系統の切替性

原子炉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、非常用ガス処理系、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系である。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。

非常用ガス処理系及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動弁であり、耐圧強化ベント系は原子炉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系統であるため、全閉状態を維持する。

以上より、原子炉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。

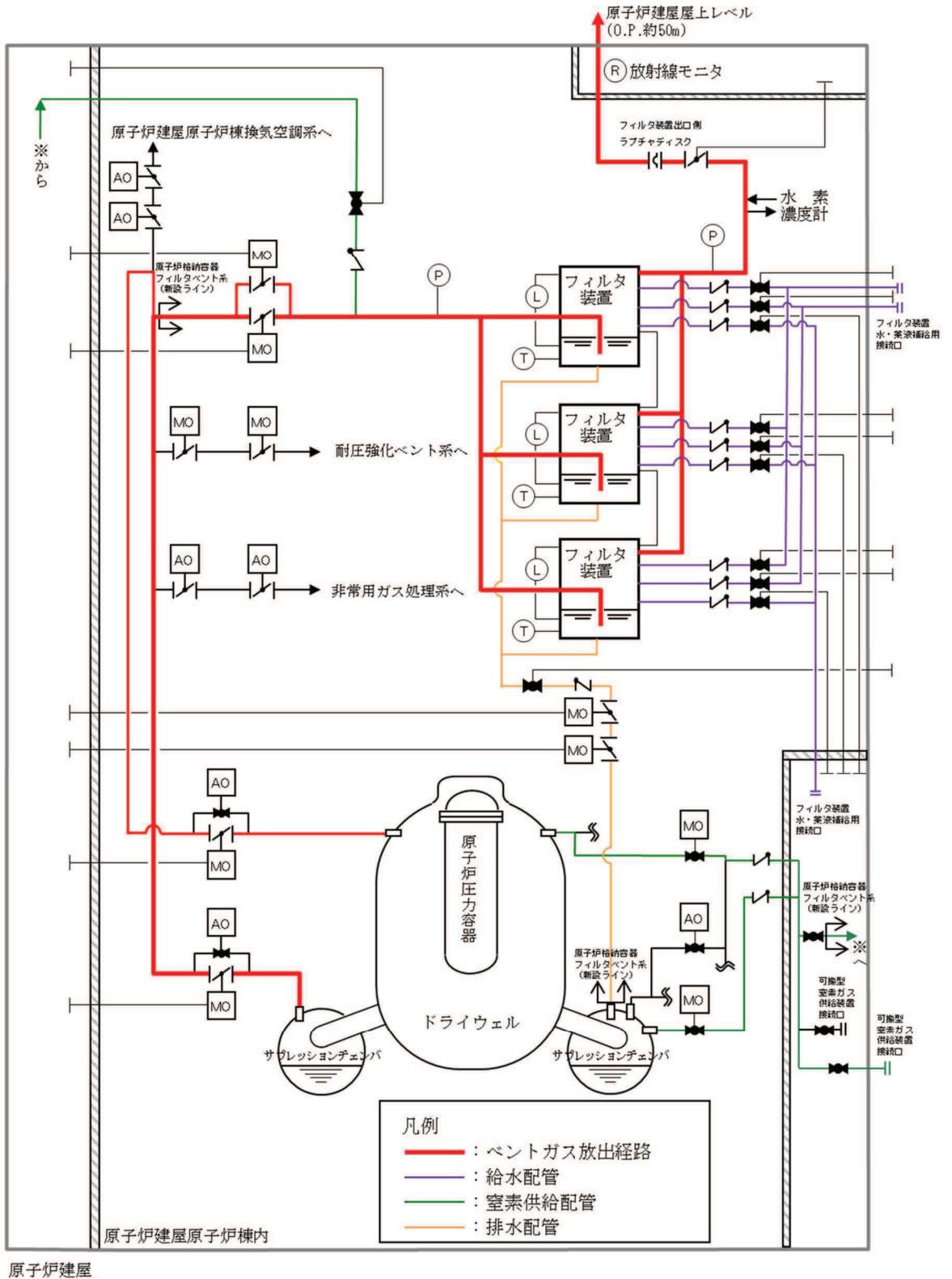


図2.3.1-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

表2.3.1-1 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	呼び径	材質
a. 原子炉格納容器調気系配管からベントライン分岐部	400A	炭素鋼
b. ベントライン分岐部からフィルタ装置	200A	炭素鋼
c. フィルタ装置から排気ライン合流部	400A	炭素鋼
d. 排気ライン合流部からフィルタ装置出口側ラブチャディスク	500A	炭素鋼
e. フィルタ装置出口側ラブチャディスクから放出口	500A	ステンレス鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	呼び径
a. 原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバメント用出口隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A
b. 原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A
c. 原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A))	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A
d. 原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B))	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A

(3) 遠隔手動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁	
	サプレッション チェンバメント 用出口隔離弁 (600A)	ドライウエルベ ント用出口 隔離弁 (600A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(A) (400A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(B) (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約28m	約20m	約19m	約18m
個 数	1	1	1	1

(4) フィルタ装置出口側ラプチャディスク

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
複合引張型 ラプチャディスク	100kPa	500A	ステンレス鋼	1



## 2.3.2 フィルタ装置

### (1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、たて置円筒形の容器であり、常時スクラバ溶液を貯留する。また、1基（全3台）で構成し、3台のフィルタ装置は並列に設置し、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室の壁に固定する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）、上部には金属繊維フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質を除去する。

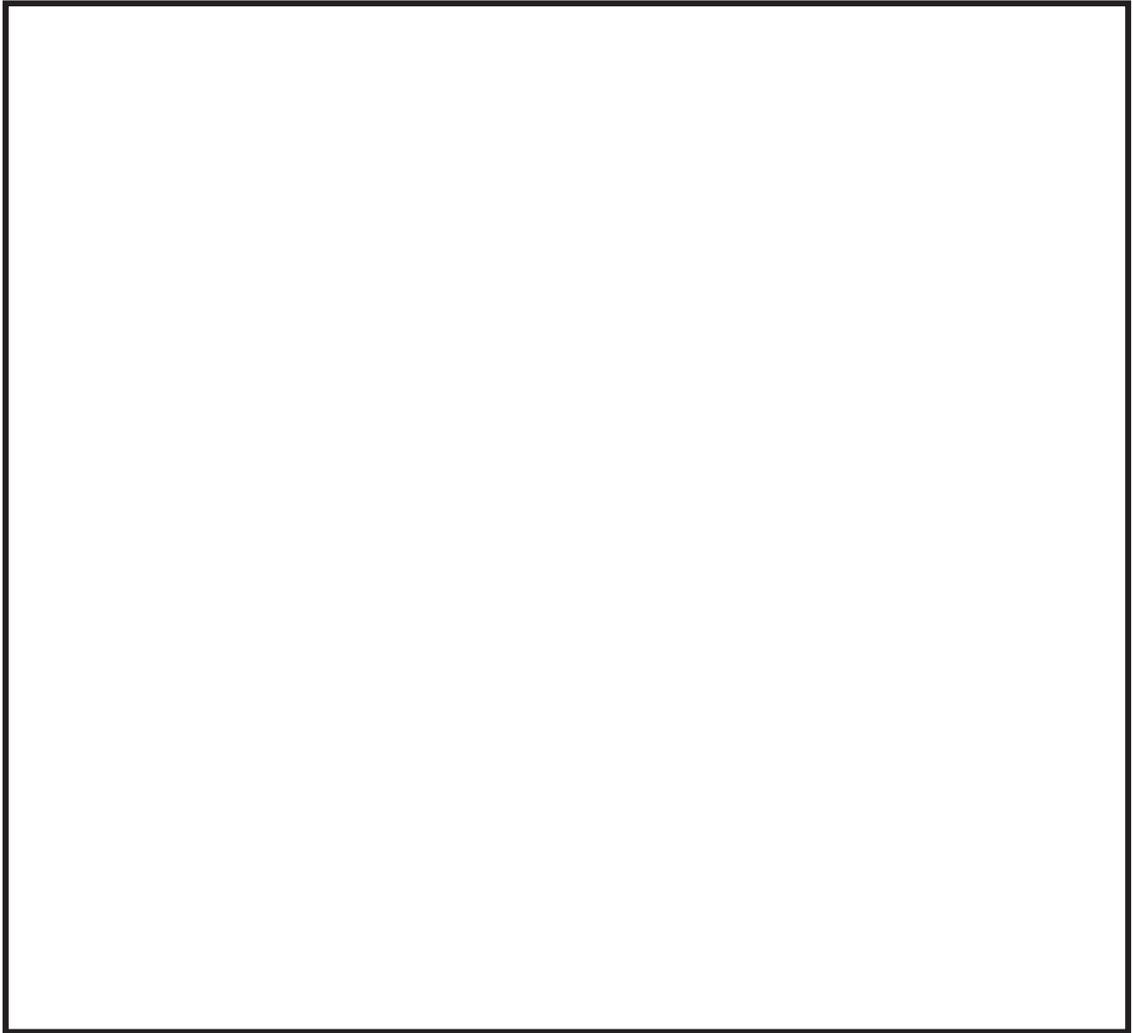
さらに、金属繊維フィルタの後段に、容器内部に放射性よう素フィルタを設け、有機よう素及び無機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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バ溶液量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量370kWに対して、ベント開始後  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。
- c. 容器及び内部構造物の材料は、スクラバ溶液に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には、スクラバ溶液の減少分を補充するための注水用の管台、スクラバ溶液を採取するための試料採取用の管台及びスクラバ溶液を移送するためのドレン用の管台を設ける。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には、放射性よう素フィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 金属繊維フィルタと放射性よう素フィルタの連絡管には、流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を表2.3.2-1に、構造を図2.3.2-1に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：フィルタ装置 (A)のN28及びフィルタ装置 (C) の N31は予備とする

3	マンホール平板		
2	鏡板		
1	胴板		
番号	品名	個数	材料
部品表			

N34	レベル計 (狭帯域)		
N33	レベル計 (狭帯域)		
N32	換気口 (サンプリング)		
N31	連通管		
N30	重大事故用給水ライン		
N29	サンプリング		
N28	連通管		
N19	サンプリング		
N18	ベント		
N17	ドレン		
N16	ドレン		
N15	ドレン		
N14	排水移送ライン		
N13	薬液注入ライン		
N11	補給水ライン		
N10	温度計		
N8	圧力計		
N6	レベル計 (広帯域)		
N5	レベル計 (広帯域)		
N4	マンホール		
N3	ガス出口		
N2	ガス出口		
N1	ガス入口		
番号	名称	個数	呼び径
管台一覧表			

図2.3.2-1 フィルタ装置概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) フィルタ仕様

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、スクラバ溶液で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラバ溶液中に保持する。

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。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラバ溶液を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラバ溶液領域よりも低下させて側面開口からベンチュリノズル周囲のスクラバ溶液を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ベンチュリノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラバ溶液中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に設置し、分配管に対して直立させるとともに、他のベンチュリノズルと離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラバ溶液中に [ ] に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。

また、スクラバ溶液には放射性の無機よう素 ( $I_2$ ) を捕集、保持するため、 [ ] が添加される。 [ ] は、揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン ( $I^-$ ) に変化させ、 [ ] は、 [ ] の効果を安定させるために、スクラバ溶液を高アルカリ性の状態に維持する。

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。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2.3.2-1に、スクラバ溶液の仕様を表2.3.2-2に、概略図を図2.3.2-2に、配置を図2.3.2-3に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2.3.2-4に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

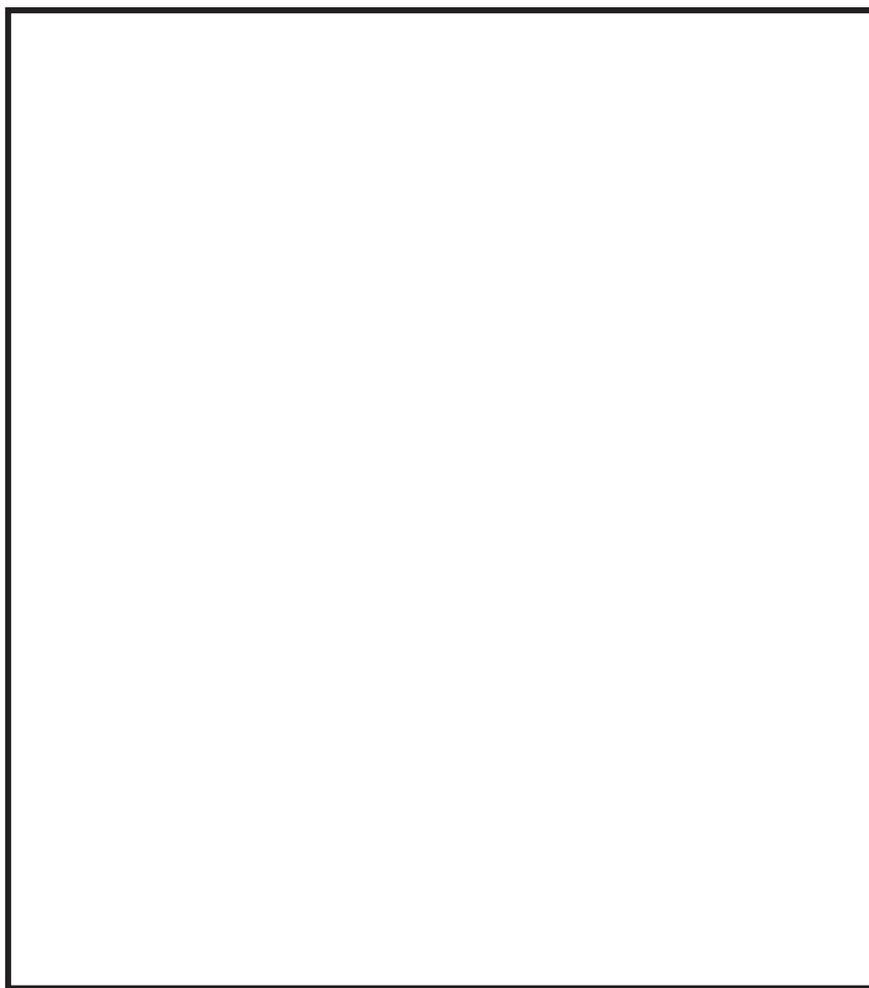


図2.3.2-2 ベンチュリノズル概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

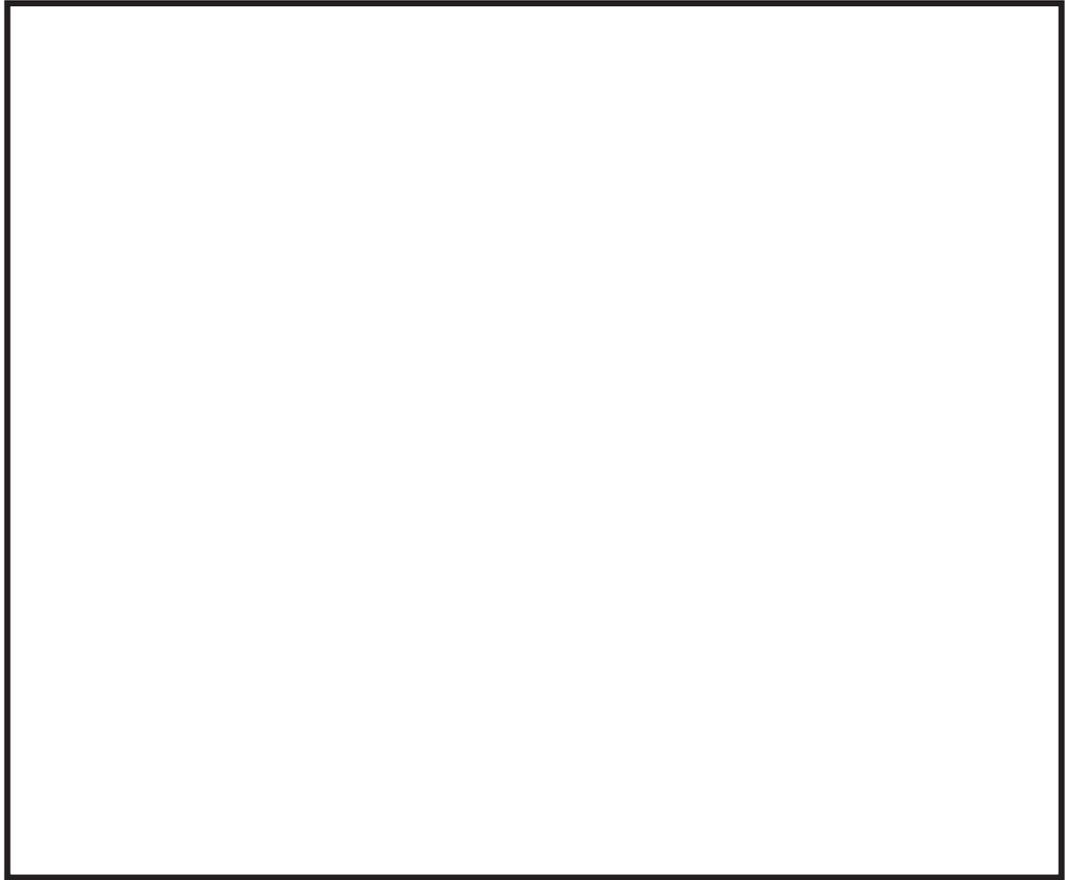


図2.3.2-3 ベンチュリノズルの配置図  
(全3台のうち2台 (残り1台は180° 方位が異なる。))



図2.3.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

b. 金属繊維フィルタ

金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。

金属繊維フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属繊維フィルタはステンレス鋼製で、プレフィルタとメインフィルタを [ ] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラバ溶液を出た後、スクラバ溶液から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [ ] の間には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラバ溶液内にドレンされる。

金属繊維フィルタの機器仕様を表2.3.2-1に、概略図及びフィルタ装置内の配置を図2.3.2-5及び図2.3.2-6に示す。

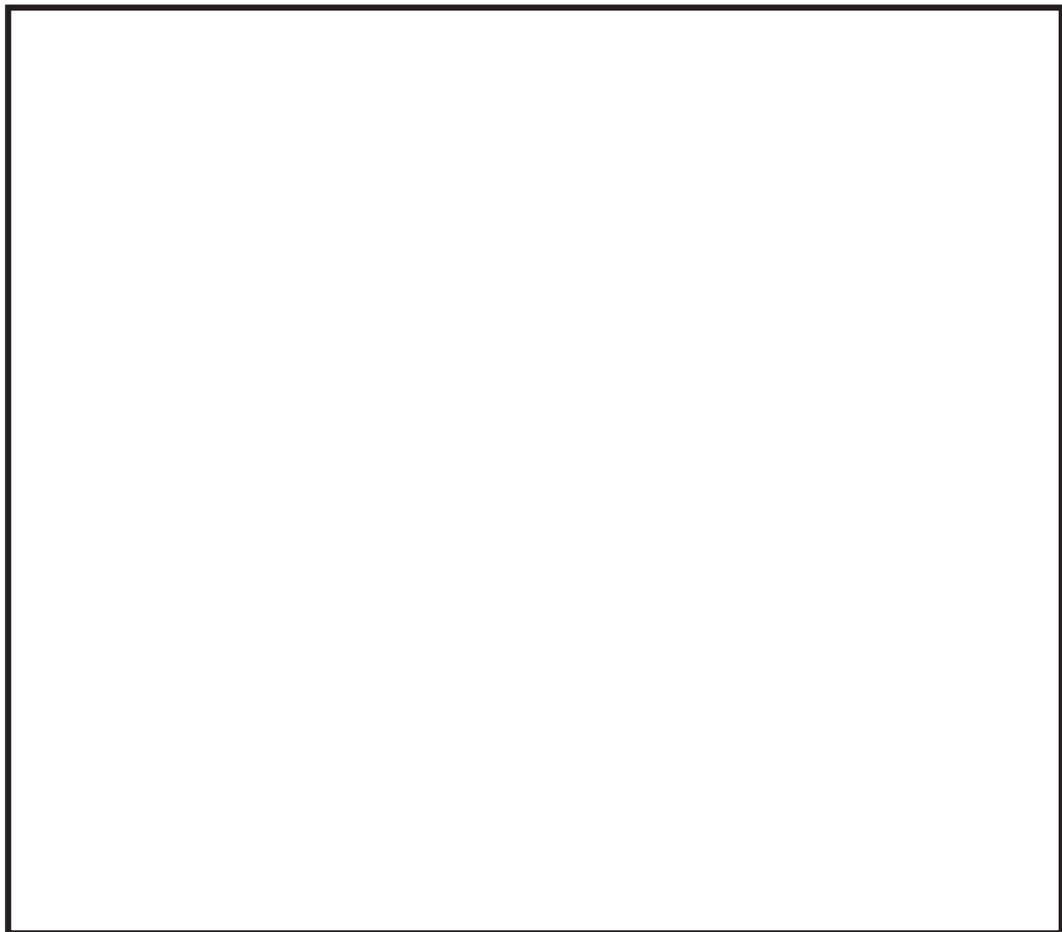


図2.3.2-5 金属繊維フィルタ概略図

[ ] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

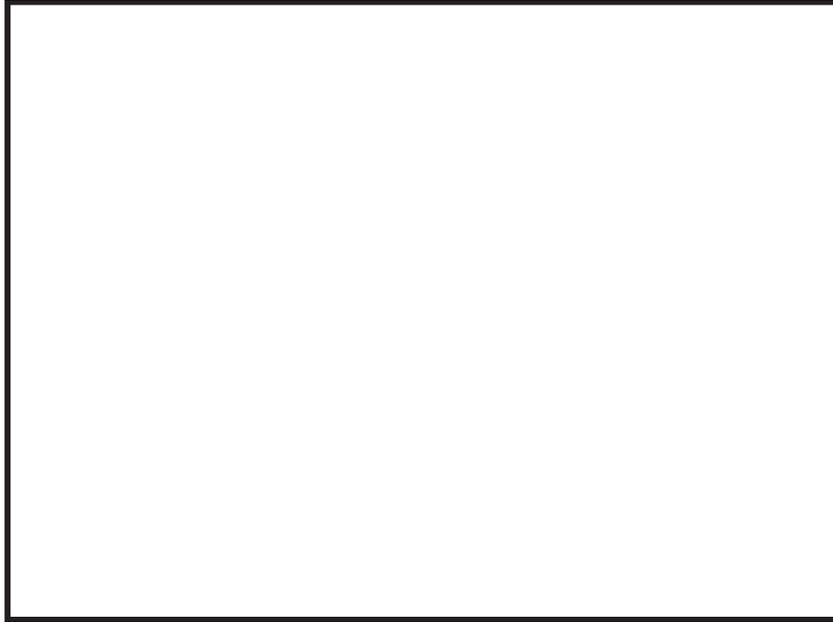


図2.3.2-6 フィルタ装置の断面図（金属繊維フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタは、ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は、湿分分離機構 [ ] を通過する際、 [ ] し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属繊維フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラバ溶液中に戻る。

プレフィルタは、約 [ ]  $\mu\text{m}$  の繊維径のものを使用し、 [ ] [ ] になっている。繊維の材質は、 [ ] ステンレス鋼を採用する。

湿分分離機構の概要を図2.3.2-7に、ドレン配管接続部の概要を図2.3.2-8に示す。



図2.3.2-7 湿分分離機構の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2.3.2-8 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [ ]  $\mu\text{m}$ の繊維径のものを使用し、 [ ]  
 [ ]になっている。繊維の材質は、 [ ]ステンレス  
 鋼を採用する。

c. 流量制限オリフィス

フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属繊維フィルタ下流に  
 流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損  
 失を考慮した上で、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（1Pd～2Pd）のうち、  
 低い圧力（1Pd）において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。

なお、ベントガスは、 [ ]により、 [ ]  
 [ ]となり、放射性よう素フィルタに供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2.3.2-1に示す。

d. 放射性よう素フィルタ

放射性よう素フィルタには、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させ  
 ることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

銀ゼオライトの充填部は、 [ ]、各充填部に充填孔を設け、  
 万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールから  
 充填孔を介して銀ゼオライトを充填若しくは吸引回収できる構造とする。

放射性よう素フィルタの仕様を表2.3.2-1に、概略図を図2.3.2-9に、フィル  
 タ装置内の放射性よう素フィルタの配置を図2.3.2-10に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

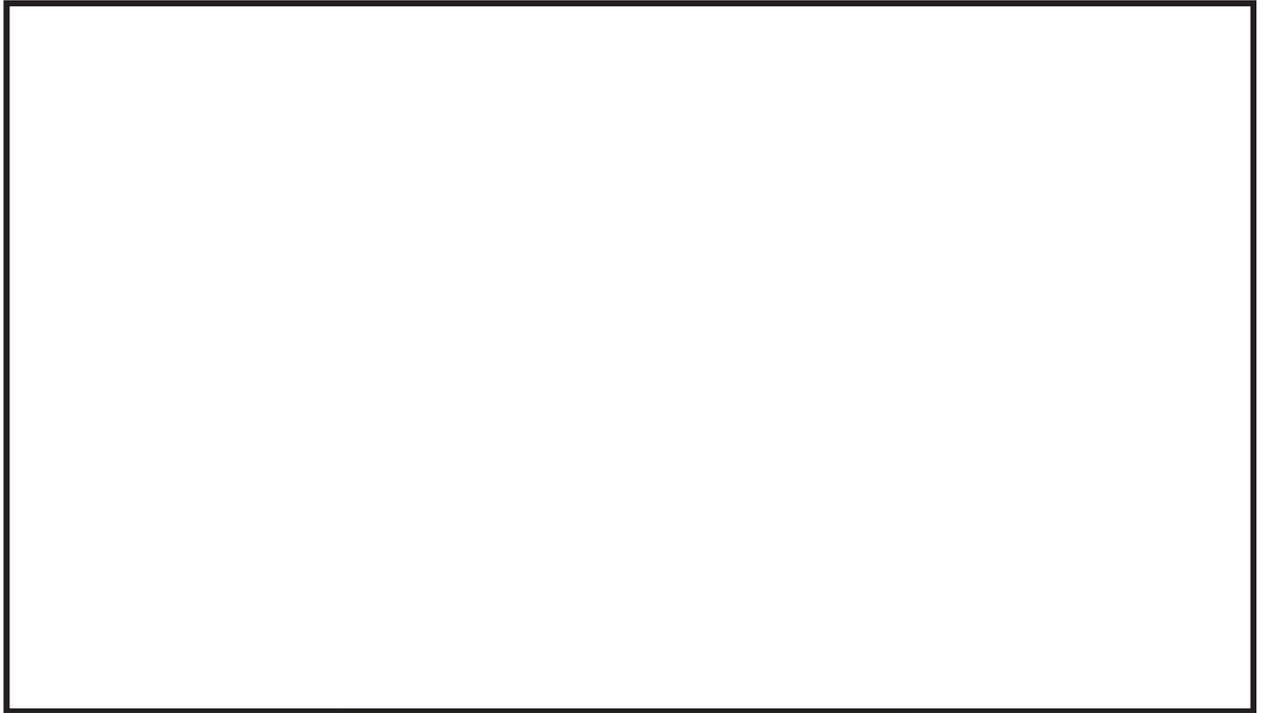


図2.3.2-9 放射性よう素フィルタ概略図

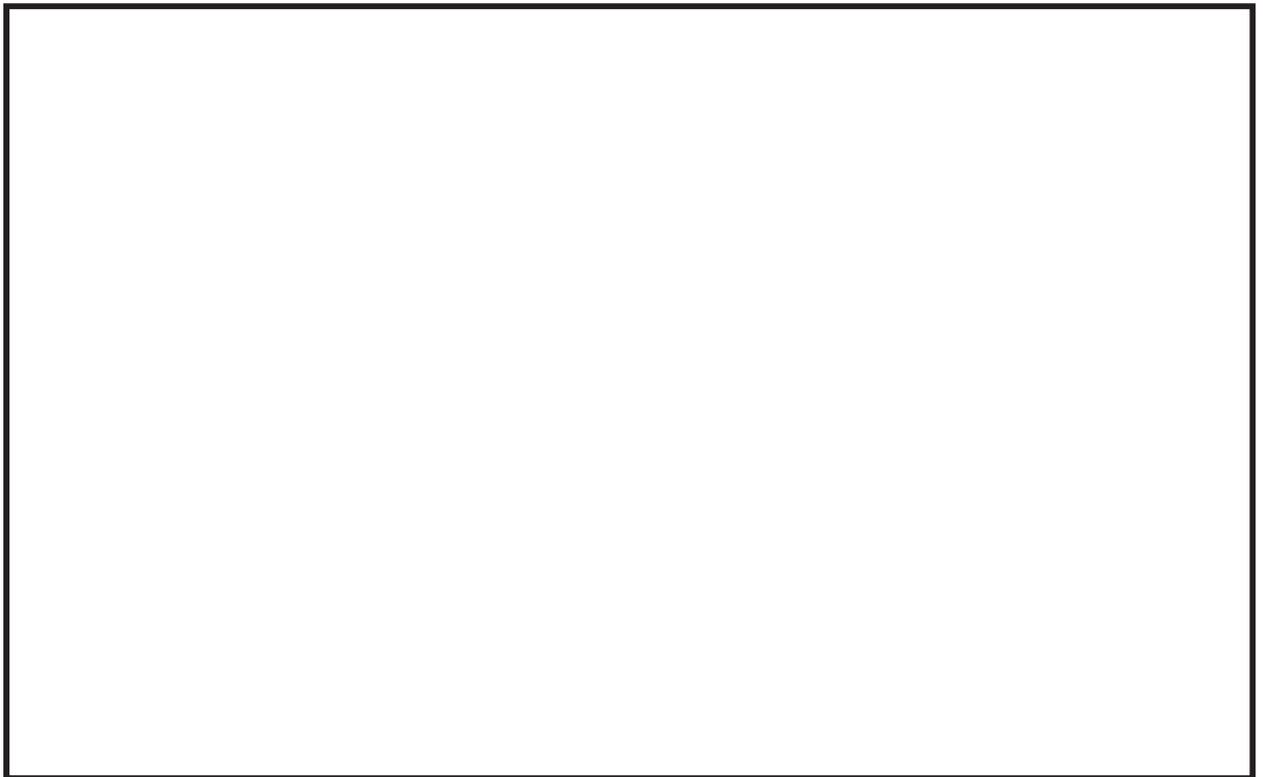


図2.3.2-10 フィルタ装置の断面図（放射性よう素フィルタ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.3.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 ( )
胴 内 径	約2.6m
高 さ	約6.2m
個 数	3*

注記\*：フィルタ装置は1基（全3台）で構成する。

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 ( )
個 数	( )

(3) 金属繊維フィルタ

材 質	ステンレス鋼 ( )
寸 法	高さ 約 ( ) mm
	横幅 約 ( ) mm
	厚さ 約 ( ) mm
織 維 径	プレフィルタ 約 ( ) μm
	メインフィルタ 約 ( ) μm
個 数	( )
総 面 積	約 ( )

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 ( )
個 数	( )

(5) 放射性よう素フィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 ( )
ベッド厚さ	約 ( ) mm

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.3.2-2 スクラバ溶液仕様（待機水位時）

項目	設定値
pH	13以上

### 2.3.3 配置

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することにより、地震、津波、飛来物の衝突等を考慮した設計とする。フィルタ装置等の周囲に設置される遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、原子炉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。また、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である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却ポンプに対しても位置的分散を図っている。

フィルタ装置の配置を図 2.3.3-1 に、残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプの配置を図 2.3.3-2 に、残留熱除去系熱交換器の配置を図 2.3.3-3 に、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプの配置を図 2.3.3-4 に、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の保管場所を図 2.3.3-5 に示す。

原子炉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。

原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（O.P. -1.914m）よりも高い位置（O.P. 1.352m）に接続箇所を設け、ドライウェル側からの排気では、有効燃料棒頂部（O.P. 16.51m）よりも高い位置（O.P. 17.80m）に接続箇所を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系の配管ルート図を図2.3.3-6～10に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

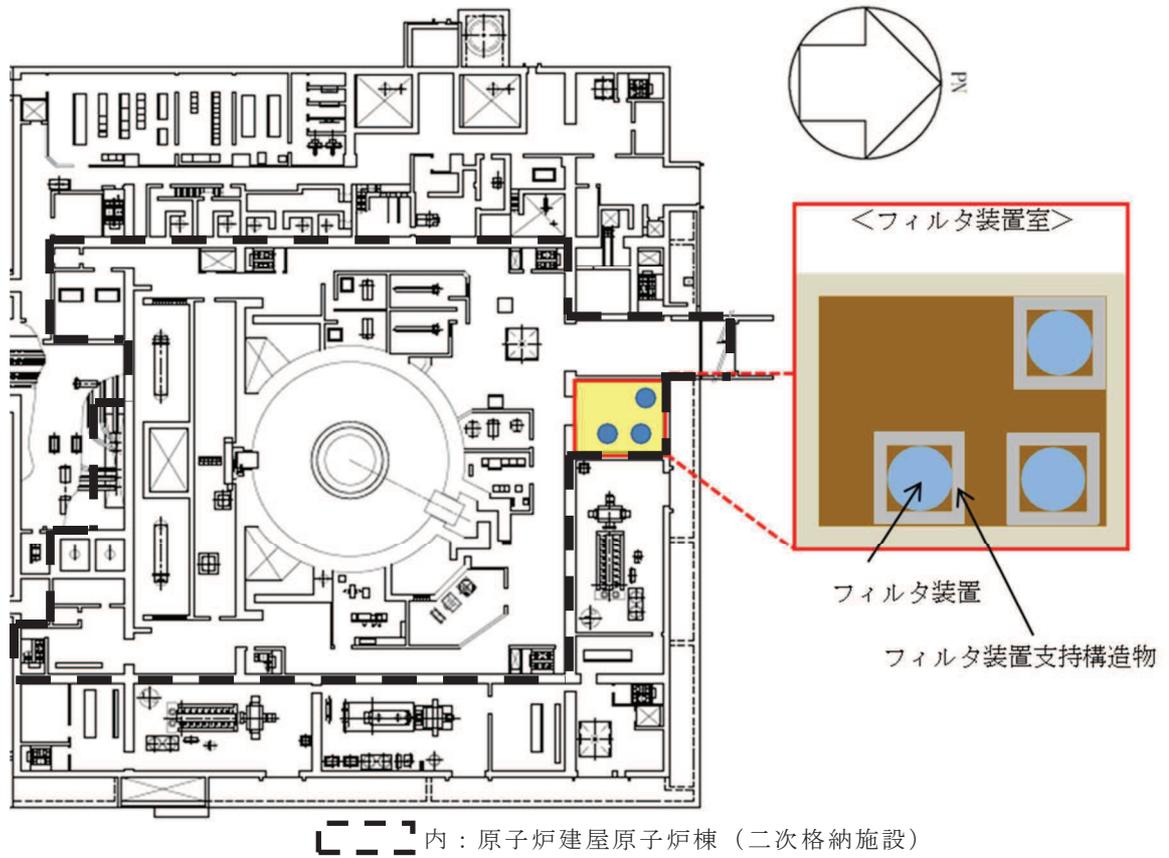


図 2.3.3-1 フィルタ装置配置図(原子炉建屋地上1階)

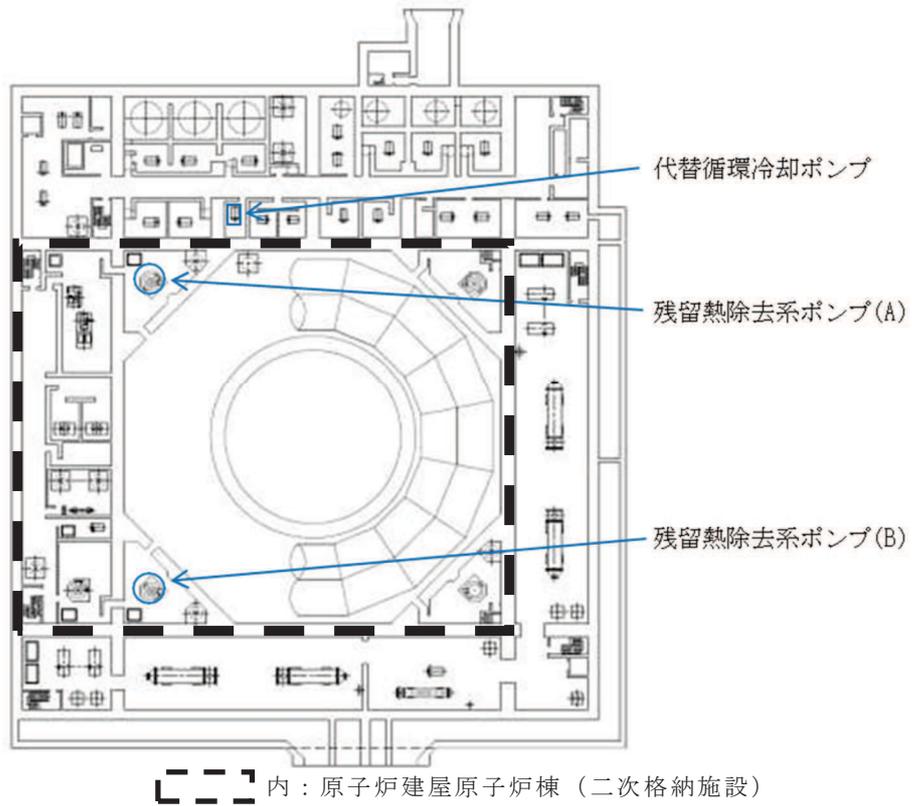


図 2.3.3-2 残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ配置図(原子炉建屋地下 3 階)

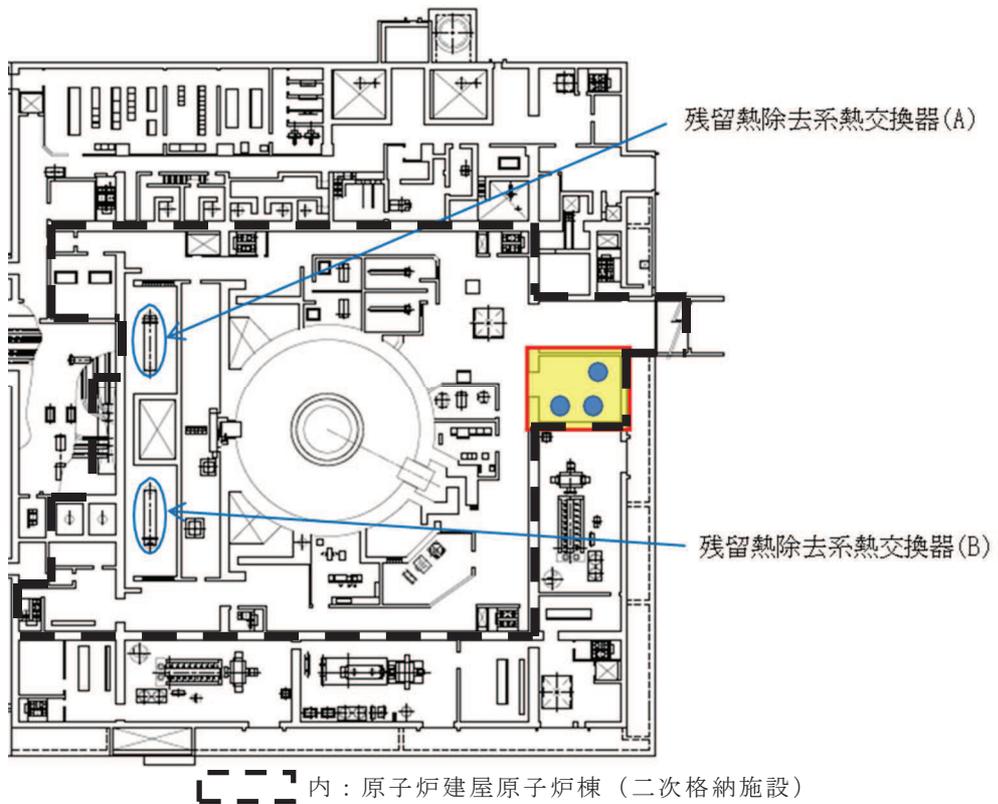


図 2.3.3-3 残留熱除去系熱交換器配置図(原子炉建屋地上 1 階)

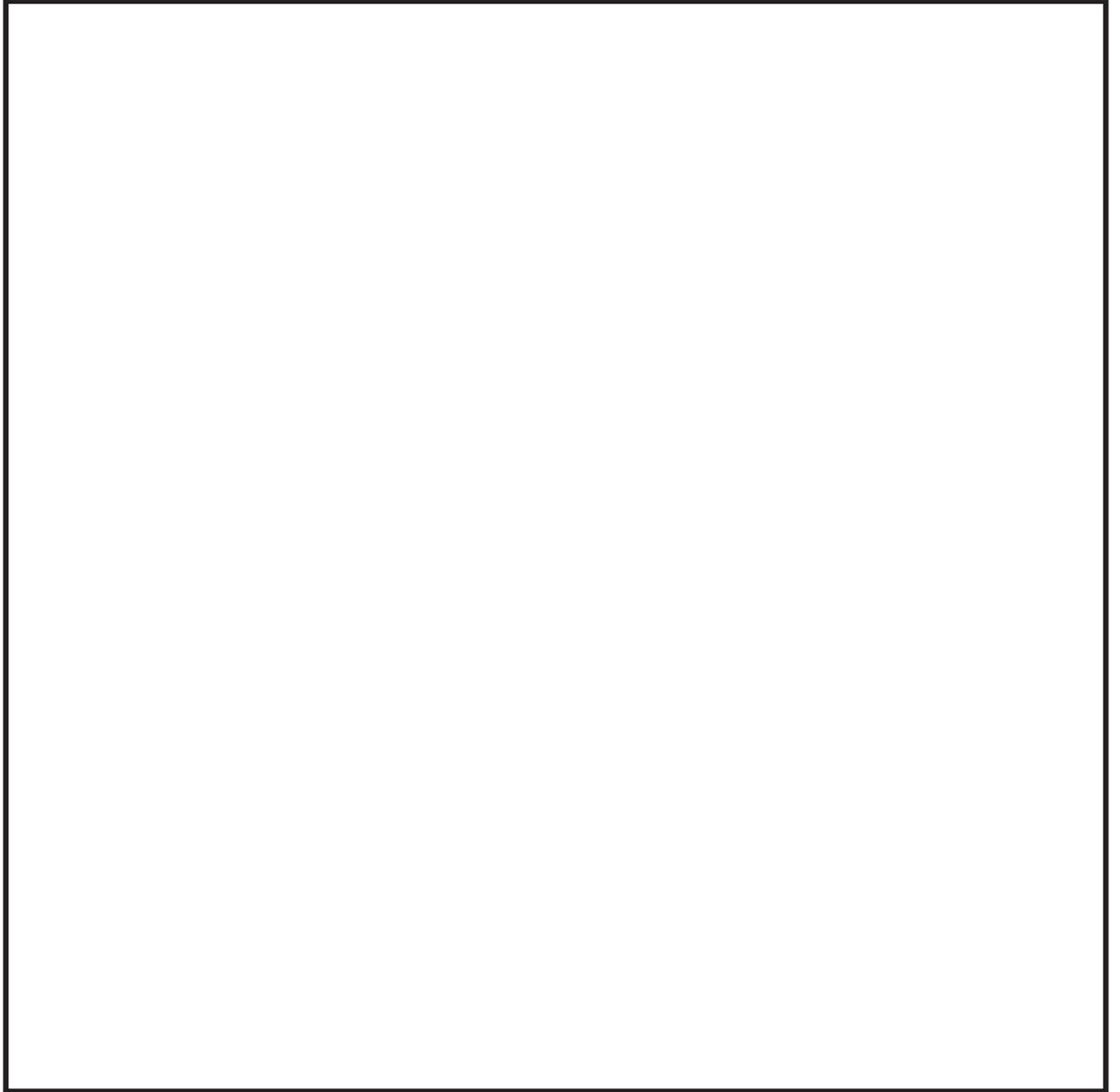


図2.3.3-4 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋地下3階及び海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

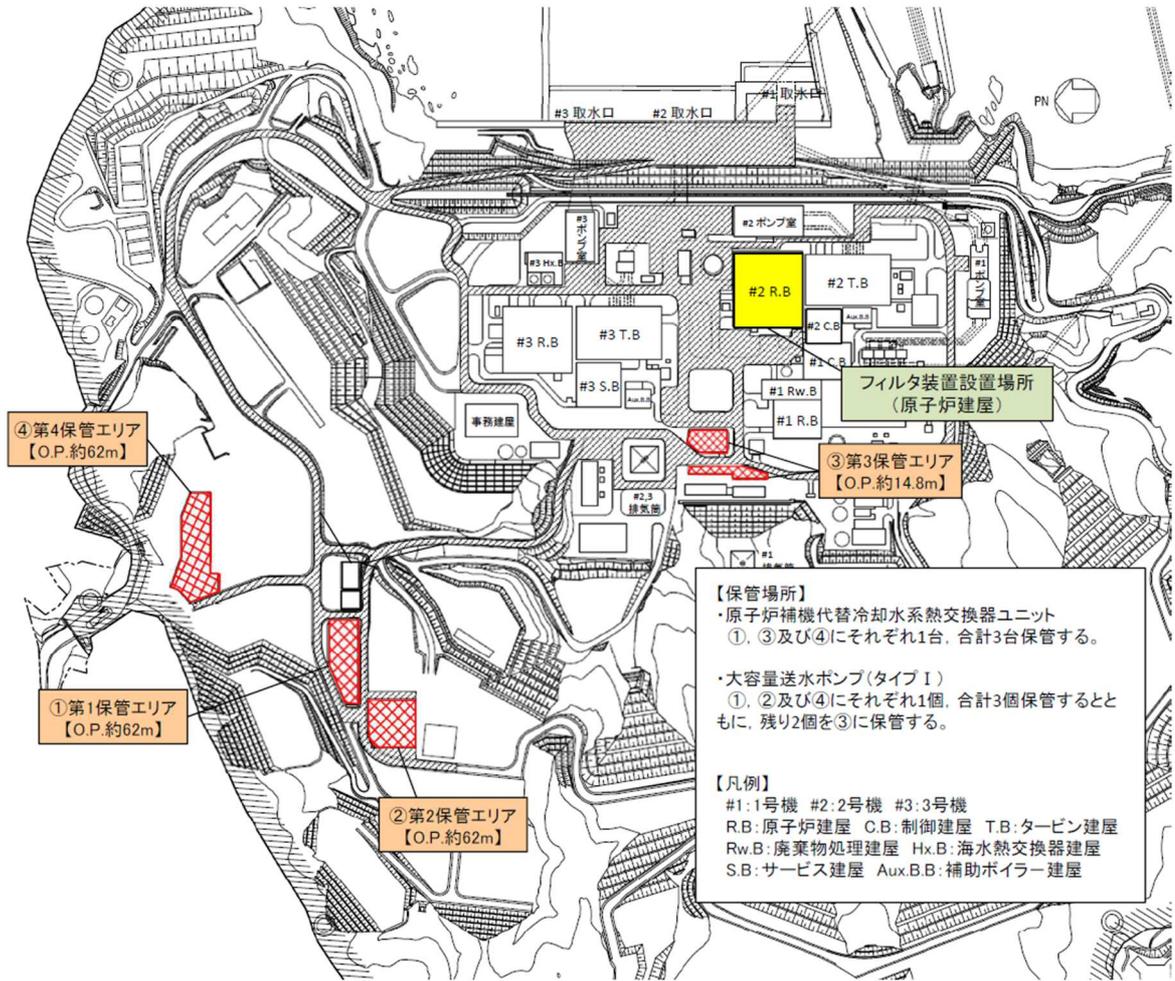


図2.3.3-5 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI) 保管場所概要図

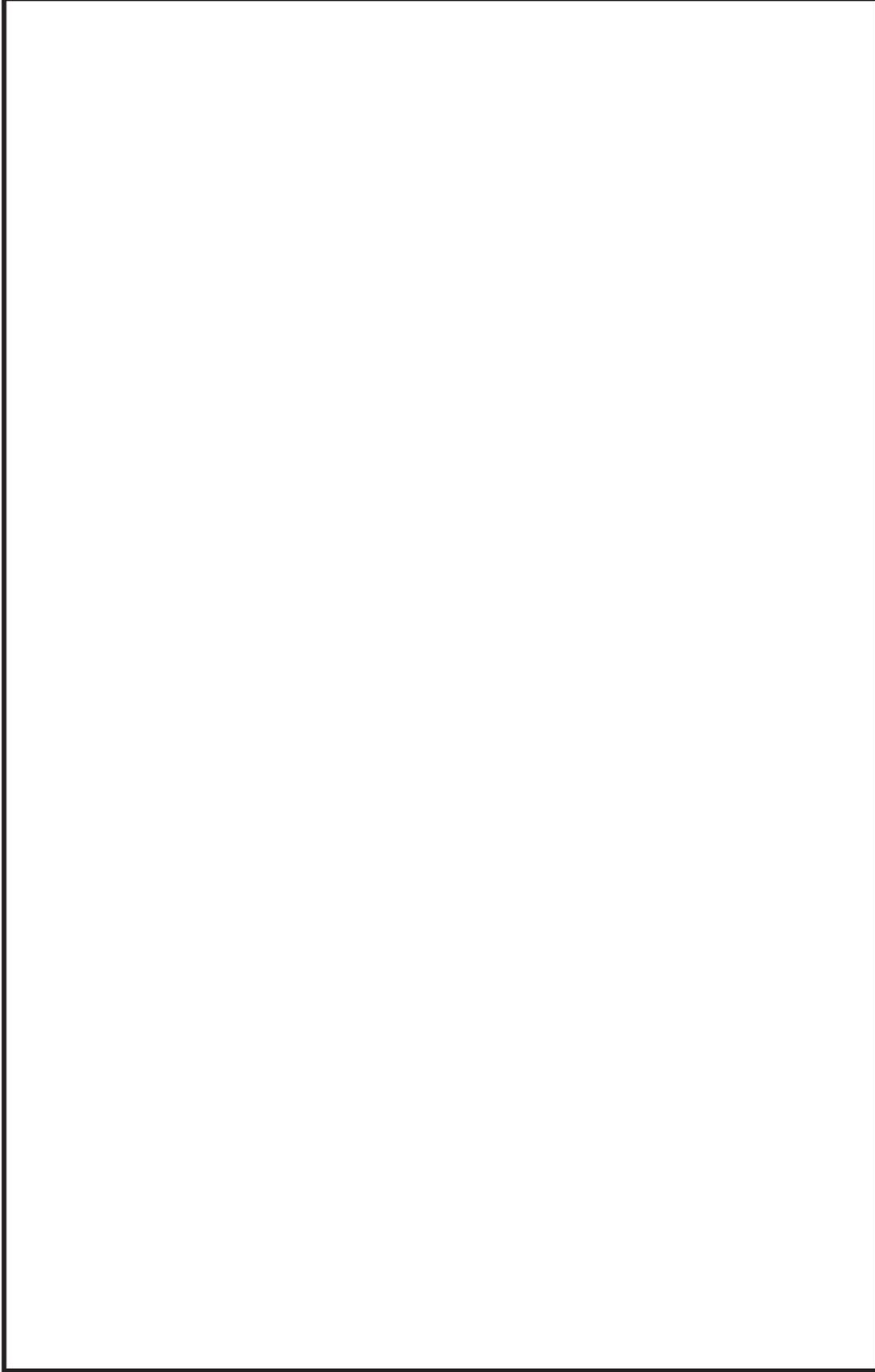


図 2.3.3-6 原子炉格納容器フィルタバント系 配管ルート図 (全体図)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

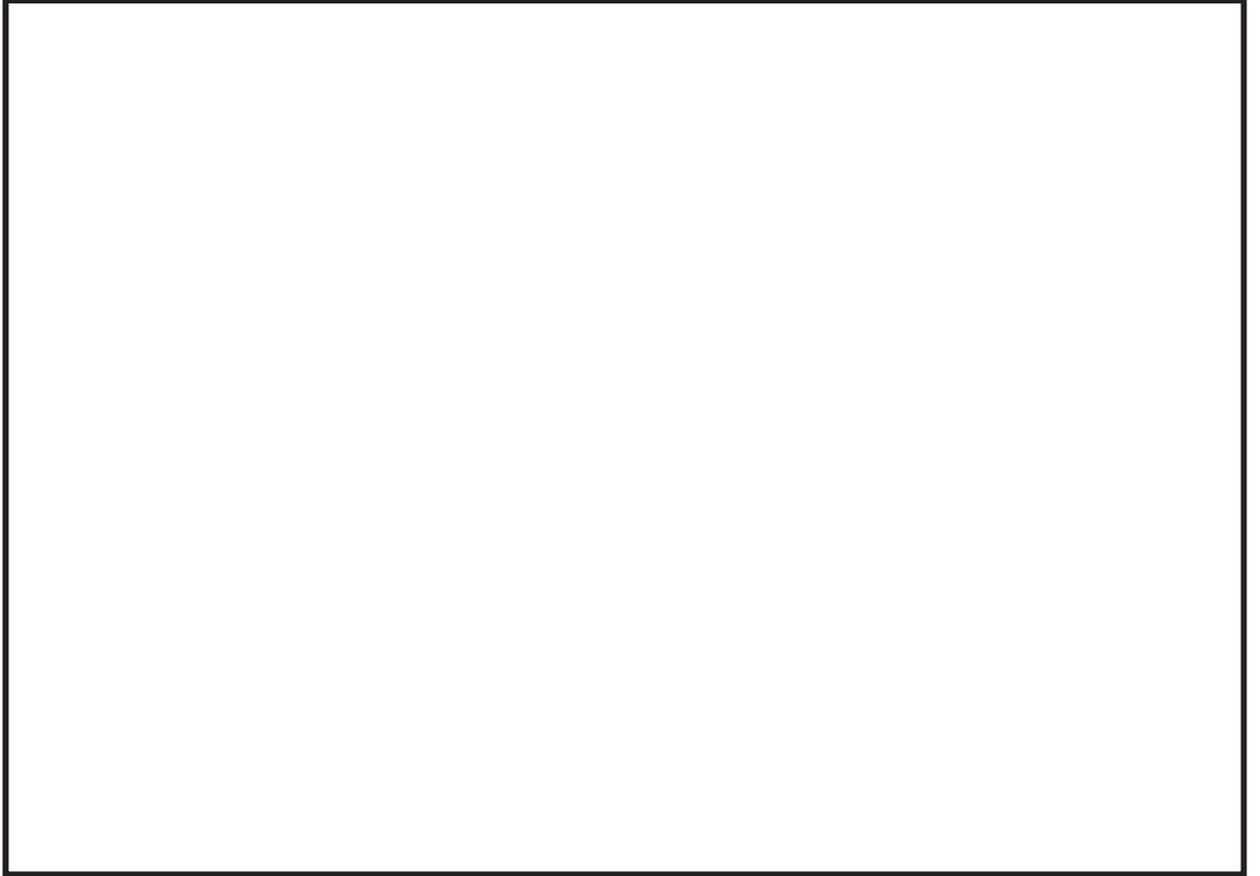


図2.3.3-7 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (1/4)



図2.3.3-8 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図2.3.3-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (3/4)



図2.3.3-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.4 付帯設備

### 2.4.1 計装設備

原子炉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、フィルタ装置出口水素濃度、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。

#### (1) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、ベント停止後の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、フィルタ装置出口配管に設置する。

ベント停止（原子炉格納容器第一隔離弁を閉止）後は、フィルタ装置の上流側から窒素を供給し、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バ溶液より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の系統内への窒素供給時に実施する。

フィルタ装置出口水素濃度の計測範囲は、0～30vol%及び0～100vol%とする。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。

フィルタ装置出口水素濃度は、系統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交流電源設備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及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口水素濃度の主要仕様を表2.4.1-1に示す。

表2.4.1-1 フィルタ装置出口水素濃度の仕様

種 類	熱伝導率式水素検出器	
	計測範囲	0～30vol%
個 数	1	1
使用電源	交流電源	交流電源

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置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、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント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、 $10^{-2}$ mSv/h～ $10^5$ mSv/h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。

フィルタ装置出口放射線モニタは、系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが、重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池、125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1-2に示す。

表2.4.1-2 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

種 類	電離箱
計測範囲	$10^{-2}$ mSv/h～ $10^5$ mSv/h
個 数	2
使用電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

系統待機時，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バ溶液の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。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計，圧力計及び温度計は，系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが，重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電できない場合には，常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池，125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。

また，pH計は，系統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交流電源設備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及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な設計とする。

なお，スクラバ溶液は系統待機時に十分な量の薬液を保有することにより，ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても，アルカリ性を維持することができ，ベント中のpH監視は不要であるため，pH計は自主対策設備とする。また，フィルタ装置水位（広帯域），フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）は，中央制御室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。さらに，フィルタ装置水位（狭帯域），フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）は系統待機時に確認する計器であるため，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

原子炉格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位（狭帯域）にて、スクラバ溶液の水位が、系統待機時の設定範囲内（mm）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。

系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラバ溶液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な範囲である。

また、フィルタ装置内のスクラバ溶液のpHがアルカリ性の状態（pH13以上）であることを確認することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）にて、封入した窒素圧力（kPa[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。

b. 系統運転状態

原子炉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する。

(a) 原子炉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

フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉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、原子炉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、フィルタ装置水温度にて、ベント開始によりスクラバ溶液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、原子炉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、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを確認することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内（ mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属繊維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。

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置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 $\gamma$ 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。

c. 事故収束状態

原子炉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する。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

フィルタ装置出口水素濃度にて、ベント停止後の系統内への窒素供給時において、水素が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、フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が確保されていること、フィルタ装置水温度にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置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。

(5) 計装設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2.4.1-1に、計装設備の概略構成図を図2.4.1-2に、主要仕様を表 2.4.1-3に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

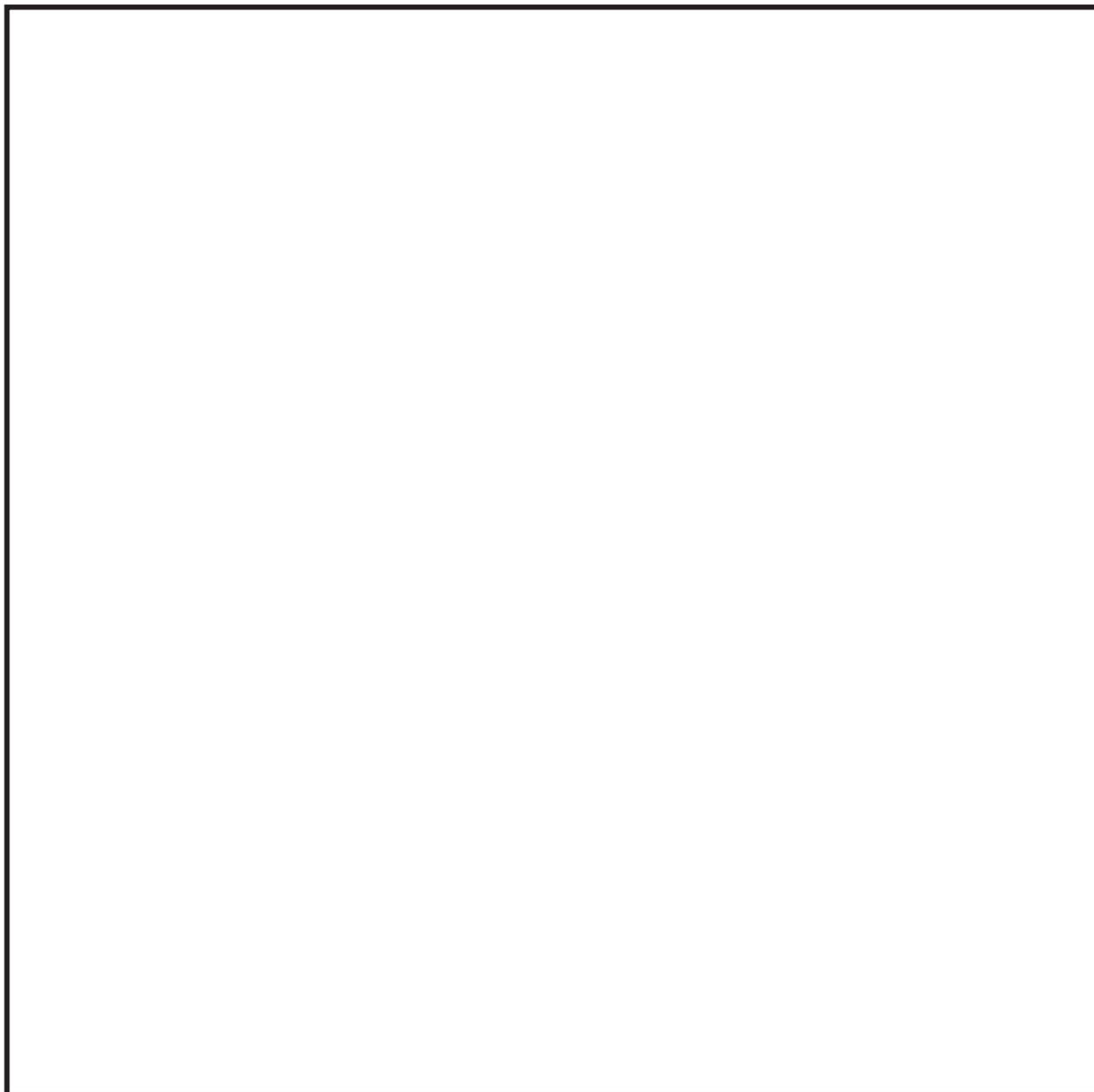


図2.4.1-1 フィルタ装置水位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



表2.4.1-3 計装設備主要仕様(1/2)

監視 パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位 (広帯域)	系統運転時の 水位監視	0～ 3650mm*3	系統運転時の下限水位 から上限水位の範囲 ( <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	系統運転中に 原子炉格納容器 雰囲気ガスが フィルタ装置に 導かれていること の確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	系統運転中に 原子炉格納容器 雰囲気ガスが フィルタ装置に 導かれていること の確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2
④フィルタ装置水温度	フィルタ装置 内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度 (200℃)を監視できる 範囲	3	中央制御室 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	系統運転中に 放出される放射 性物質濃度の 確認	10 <sup>-2</sup> mSv/h ～ 10 <sup>5</sup> mSv/h	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(約 1.9×10 <sup>3</sup> mSv/h)を計 測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表2.4.1-3 計装設備主要仕様(2/2)

監視 パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
⑥フィルタ装置 出口水素 濃度	ベント停止後 の系統内の水 素濃度の確認	0～ 30vol%	想定される水素濃度の 変動範囲を計測できる 範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
		0～ 100vol%		1	
⑦フィルタ装置 水位（狭 帯域）*2	系統待機時の フィルタ装置 の水位監視	1180mm～ 1580mm*3	系統待機時のフィルタ 装置の水位の範囲 ( <input type="text"/> mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所
⑧フィルタ装置 入口圧力 （狭帯域）*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]	封入した窒素圧力 ( <input type="text"/> kPa[gage]程度) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
⑨フィルタ装置 出口圧力 （狭帯域）*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]	封入した窒素圧力 ( <input type="text"/> kPa[gage]程度) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所
⑩スクラバ溶 液pH*2	フィルタ装置 性能維持のた めのpH監視	pH0～14	想定されるpHの変動範 囲を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所

注記\*1：監視パラメータの数字は図2.4.1-2の丸数字に対応する。

\*2：自主対策設備

\*3：基準点はフィルタ装置（本体）下部鏡板底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 2.4.2 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電源車、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である電源車、125V代替蓄電池及び125V代替充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図2.4.2-1，図2.4.2-2に示す。

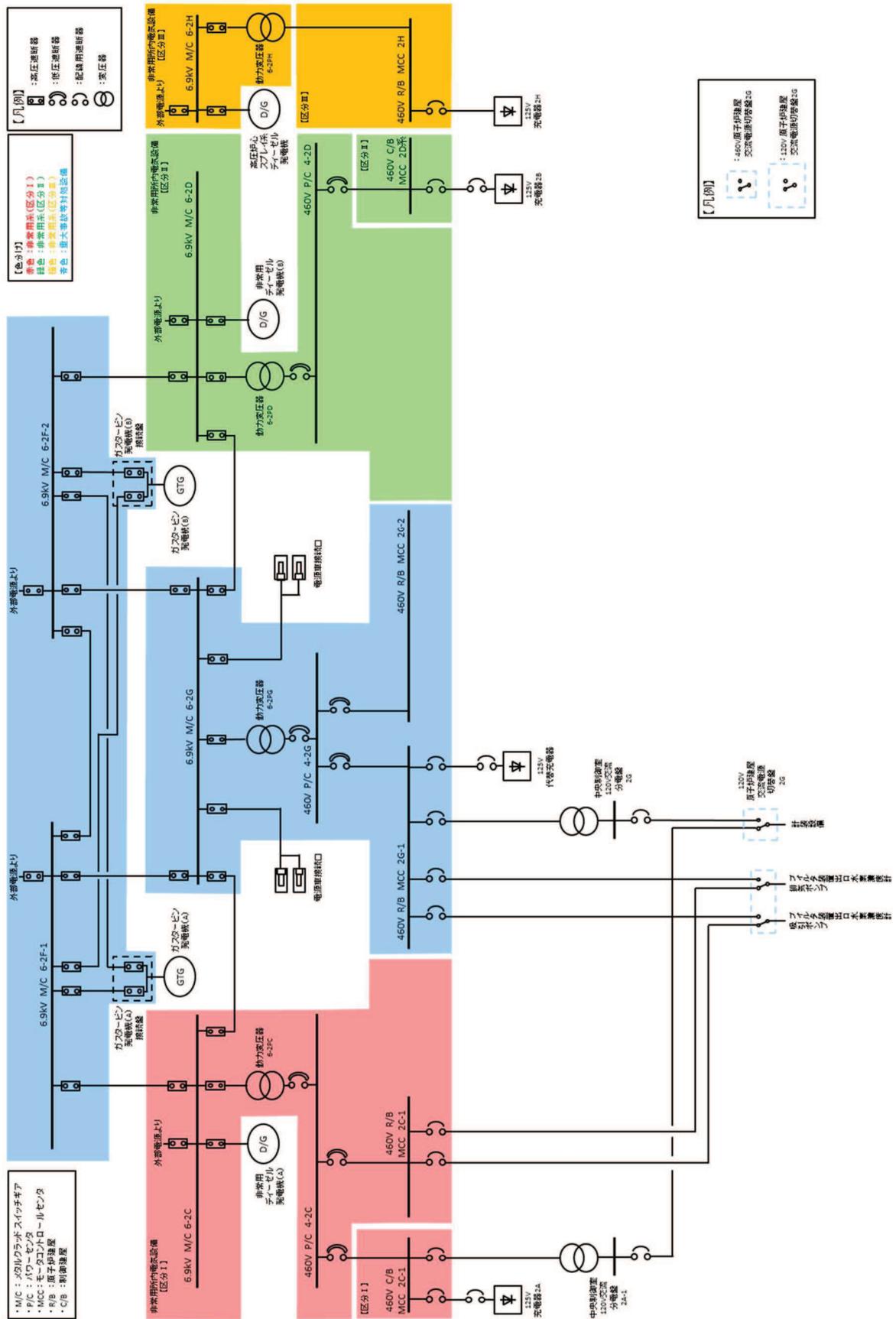


図2.4.2-1 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

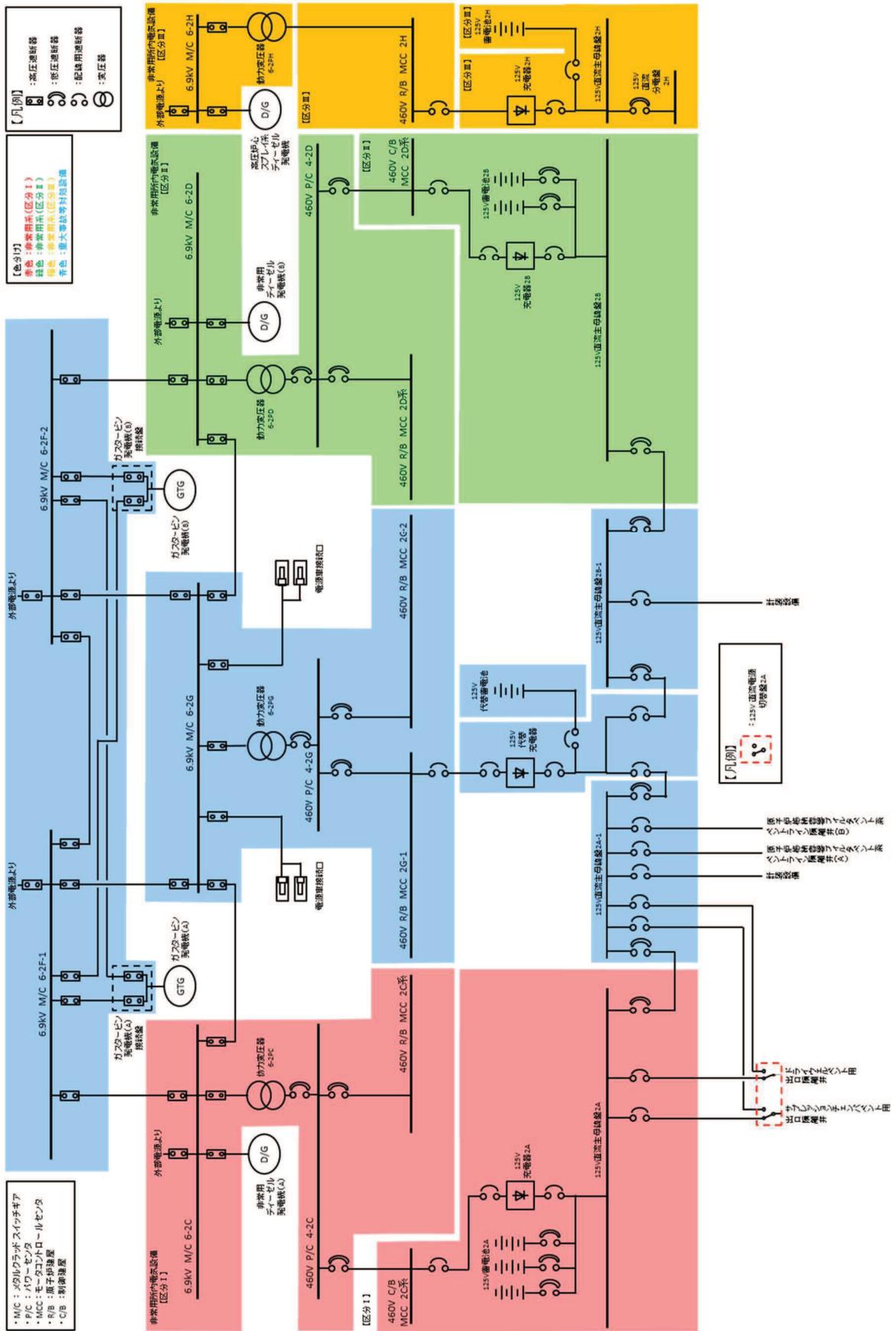


図2.4.2-2 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

### 2.4.3 給水設備

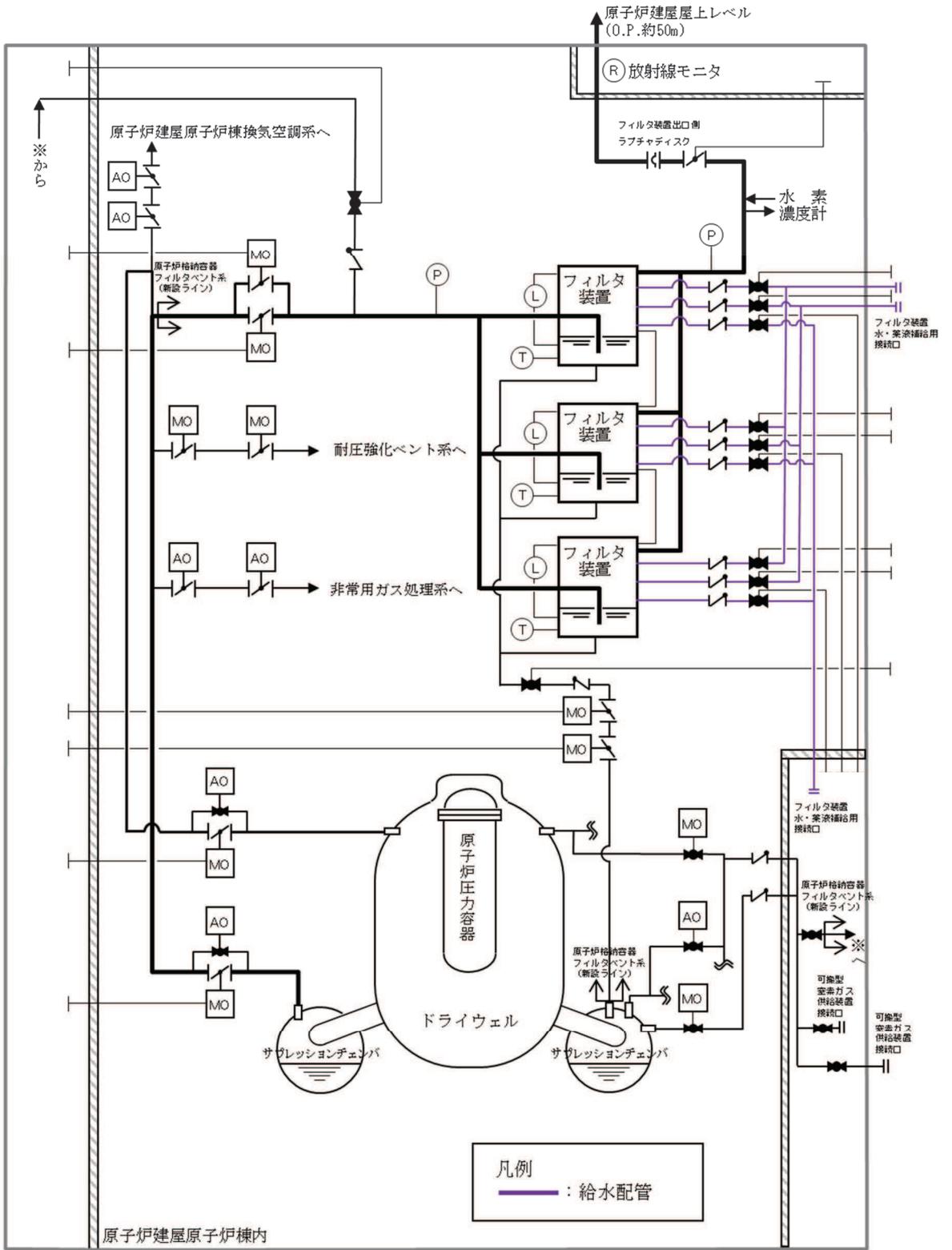
系統待機状態において、フィルタ装置はスクラバ溶液を貯留している状態であるが、重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が蒸発し、水位が低下する。

このような状況に備え、フィルタ装置には、屋外から給水できるよう接続口を設け、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び薬液補給装置（自主対策設備）からの水及び薬液の補給が可能な設計とする。

給水配管の仕様を表2.4.3-1に、概要を図2.4.3-1に示す。

表2.4.3-1 給水配管仕様

呼 び 径	50A
材 質	ステンレス鋼(SUS316LTP)



原子炉建屋

図2.4.3-1 給水設備概要図

#### 2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置

ベント開始後、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するため及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。

窒素の供給は、可搬型窒素ガス供給装置により行う。原子炉建屋付属棟内及び屋外に接続口を設け、可搬型窒素ガス供給装置を可搬ホースにて接続する。

なお、可搬型窒素ガス供給装置には発電機を搭載し、外部からの電源供給は不要な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置の仕様を表2.4.4-1に、窒素供給配管の仕様を表2.4.4-2に、可搬型窒素ガス供給装置の概要を図2.4.4-1に、可搬型窒素ガス供給装置の構成概略を図2.4.4-2に示す。

表2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置仕様

種類	圧力変動吸着方式
容量	220m <sup>3</sup> /h[normal]
窒素純度	99.0vol% (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage]
個数	1(予備1)

表2.4.4-2 窒素供給配管仕様

呼び径	50A
材質	炭素鋼(STS410)

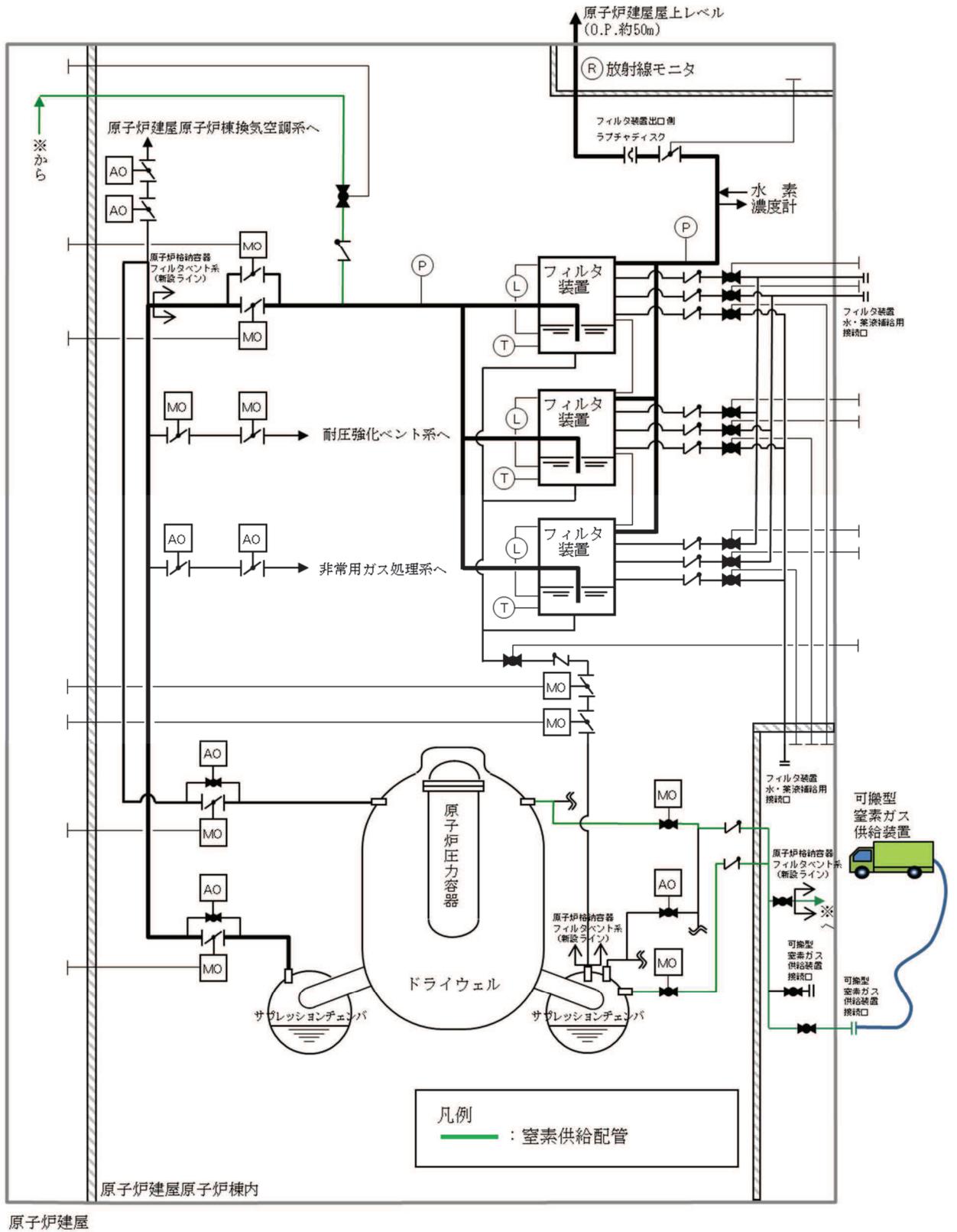


図2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置概要図

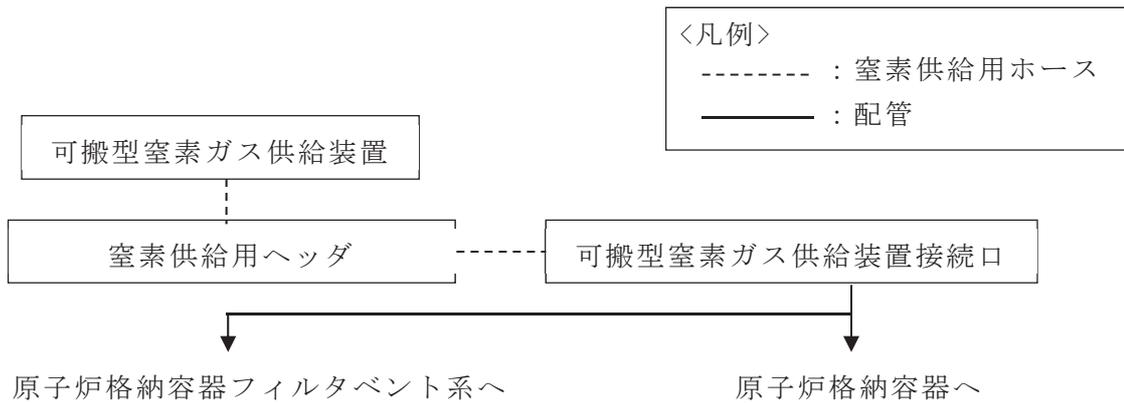


図2.4.4-2 可搬型窒素ガス供給装置構成概略

#### 2.4.5 排水設備（自主対策設備）

ベント終了後の放射性物質を含んだスクラバ溶液を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための配管を設置する。

フィルタ装置からの排水及び漏えい水の移送は，排水設備に設置する弁の操作により行い，フィルタ装置及びフィルタ装置室より低い位置にあるサブプレッションチェンバへ排水する。

排水設備の主要な仕様を表2.4.5-1に，排水設備の概要を図2.4.5-1に示す。

表2.4.5-1 排水設備仕様

呼び径	50A
材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)

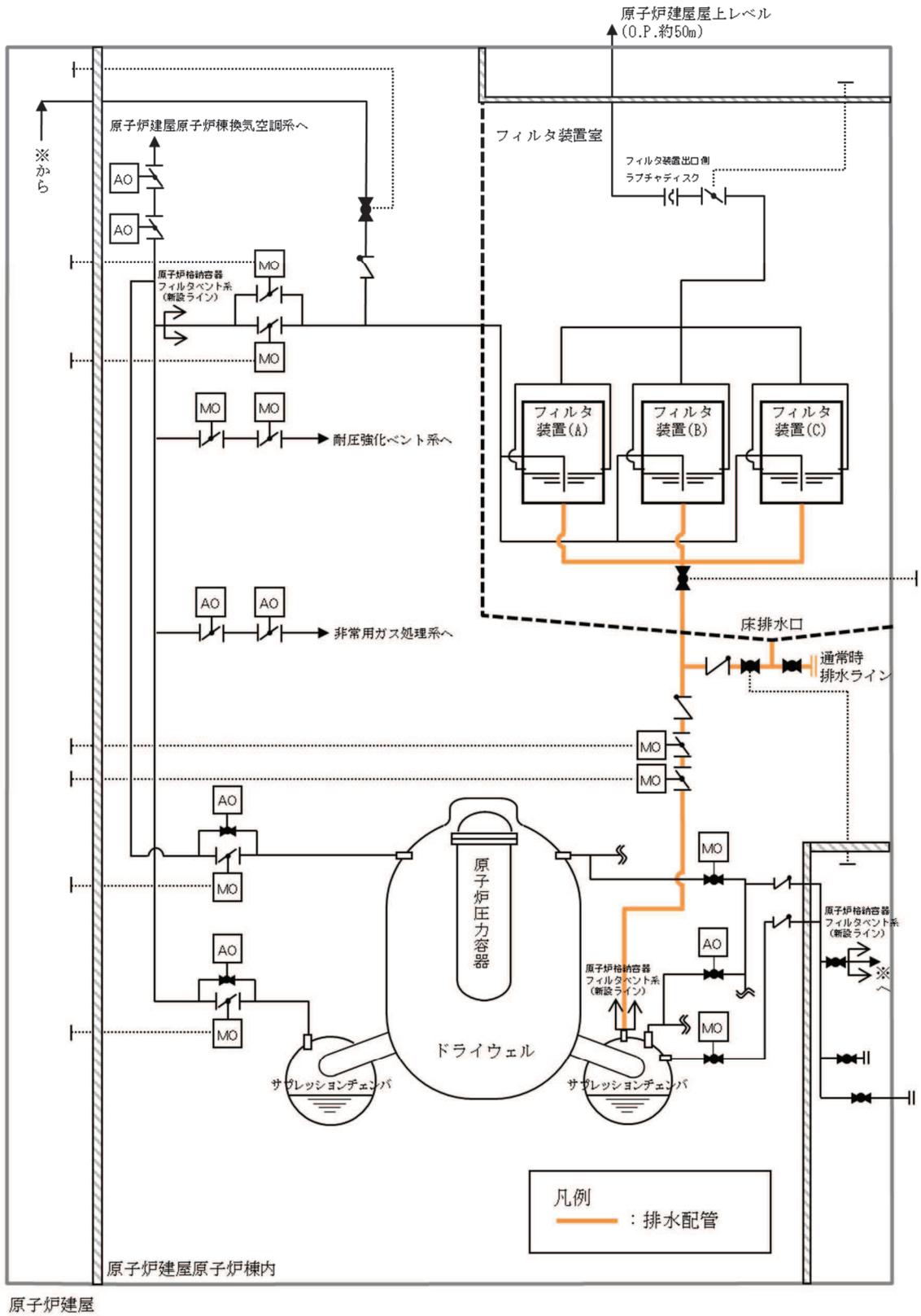


図2.4.5-1 排水設備概要図

### 2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

原子炉格納容器フィルタベント系の排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

排気管排水設備は、ドレンポット、配管、弁及び水位監視設備で構成する。ドレンポットには水位監視設備を設置することで原子炉建屋の現場盤でドレンポットの水位確認が可能な設計とし、現場盤において定期的に水位を確認し、必要に応じてドレンポット下端に設置する弁の操作によって排水を行う。

ドレンポットの容量については、原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す石巻特別地域気象観測所において観測された降水量のうち、最も降水量が多い7月の平均降水量 148.2mm に放出口の開口面積約  $1.89 \times 10^5 \text{ mm}^2$  を乗じることで算出した流入量約 28L に対し、約 50L を確保し、1ヶ月分の降水量を考慮しても十分な容量を有する設計とする。ここで、放出口が鉛直上向きと仮定して雨水の流入量を算出しているが、実際の放出口は横向きであることから、流入量は更に少ない。

また、凍結によるドレンポット等の機器損傷防止の観点より凍結防止対策を講じる。

排気管排水設備の概要を図 2.4.6-1 に示す。

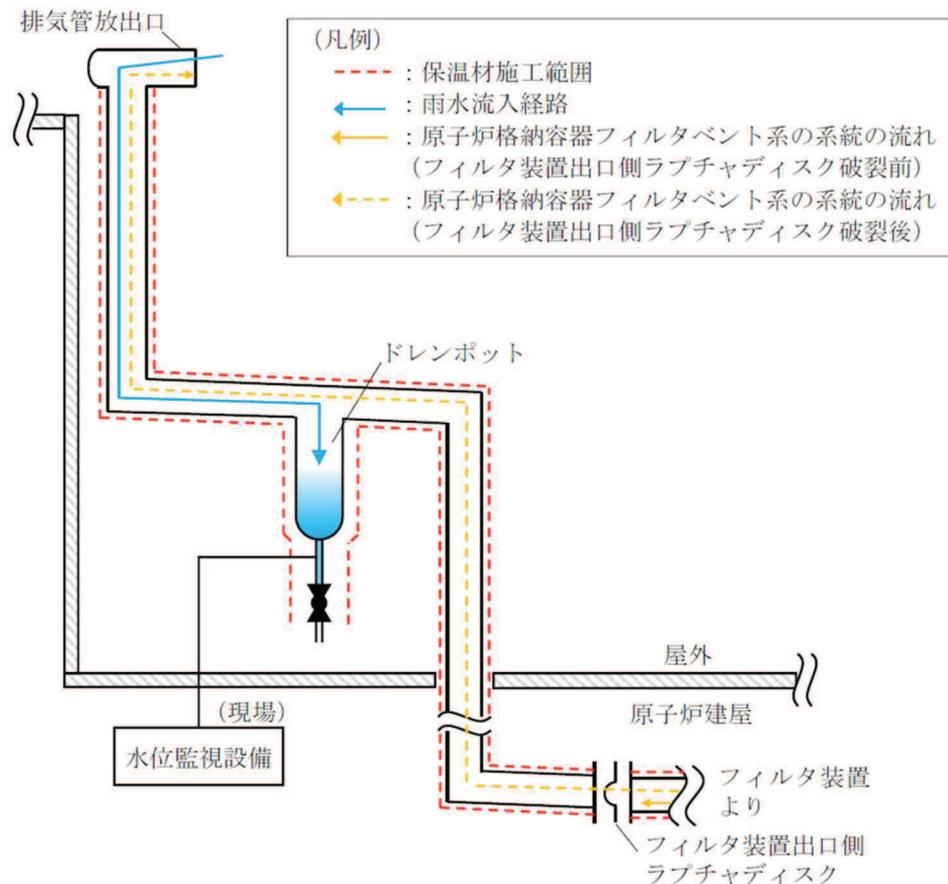


図2.4.6-1 排気管排水設備概要図

### 3. フィルタ性能

#### 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

##### 3.1.1 エアロゾルの除去原理

エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属繊維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

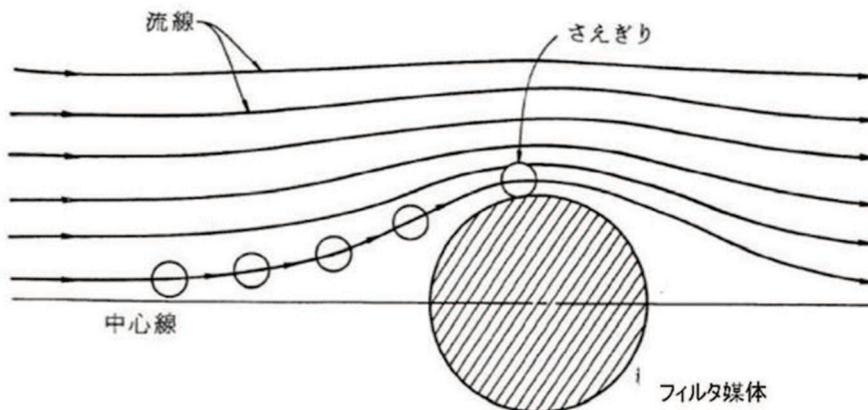
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属繊維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。



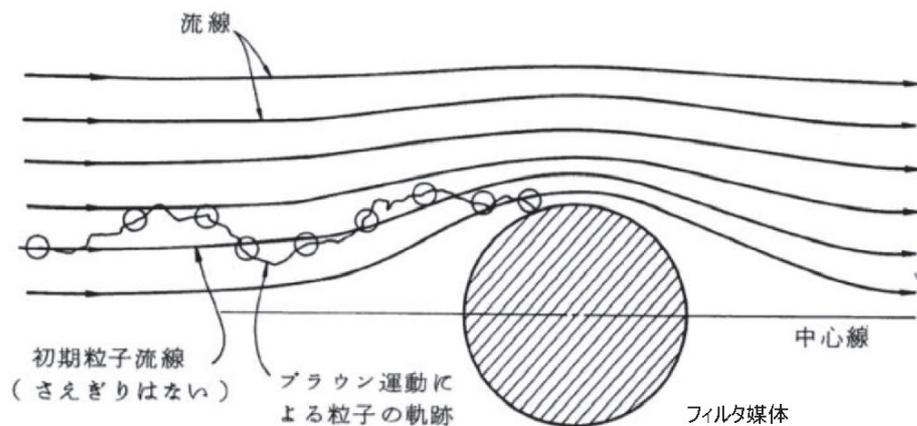
引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

図3.1.1-1 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

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

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



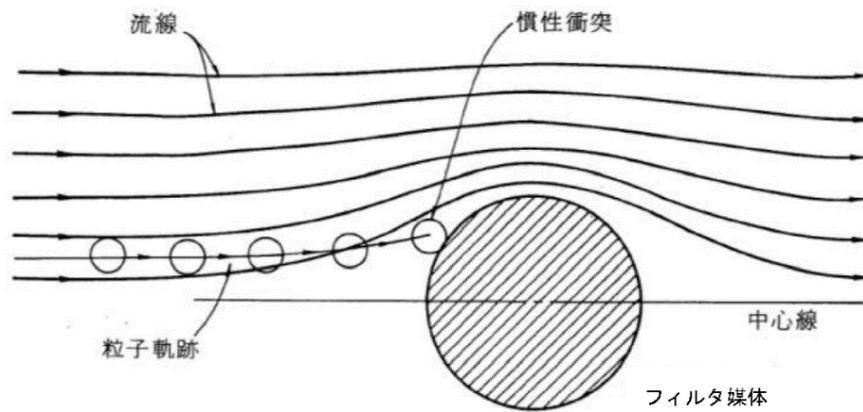
引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院（1985）

図3.1.1-2 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

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

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、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、流速が速い程大きくなる傾向がある。



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

図3.1.1-3 慣性衝突による捕集

(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

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、ガス中にス  
クラバ溶液を噴霧（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、効果的にエアロゾルを水滴に捕集す  
る。

ベンチュリノズルにおける除去原理を図3.1.1-4に、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。

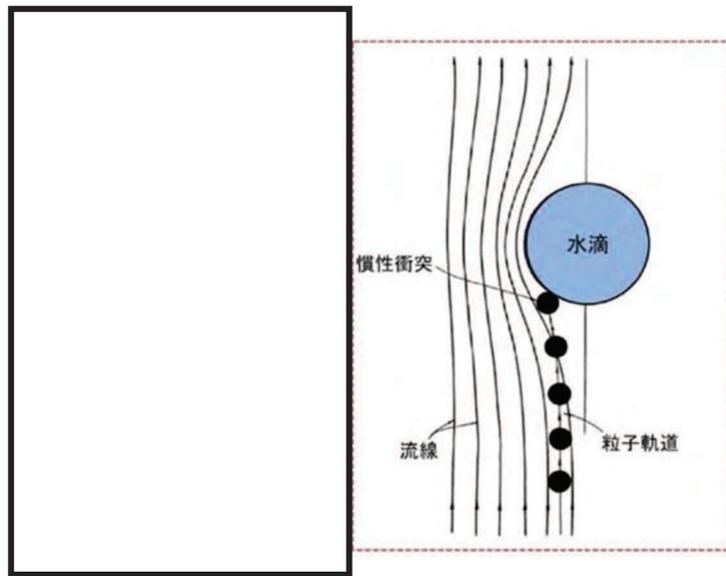


図3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

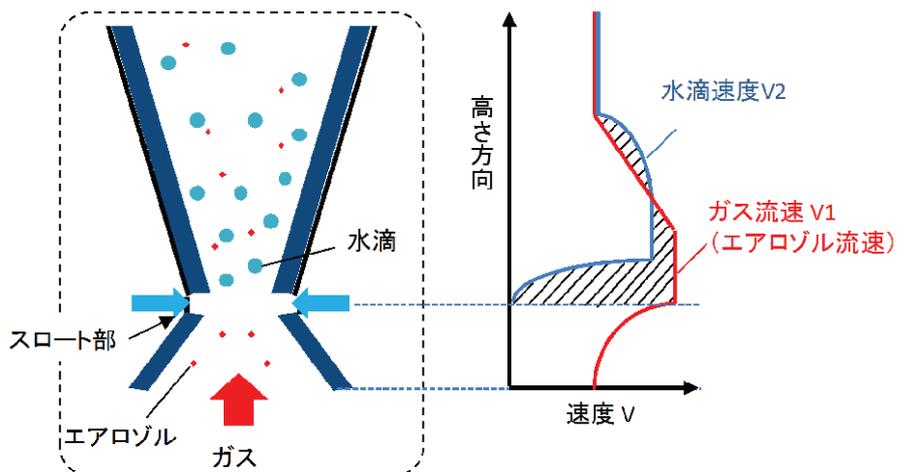


図3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

図3.1.1-5に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 $V_1$ と水滴速度 $V_2$ 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利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。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

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、水滴速度、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴速度及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータとなる。

図3.1.1-6にベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を示す。

- 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の流速が加速される。
- ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラバ溶液が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④ 噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、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水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラバ溶液に保持される。
- ⑥ 吐出より噴出した気泡はスクラバ溶液中を浮上する。

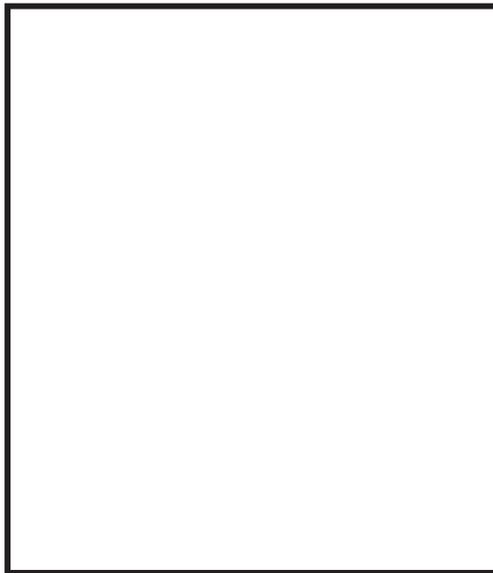


図3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(5) 金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属繊維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「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

以上より、金属繊維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、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。

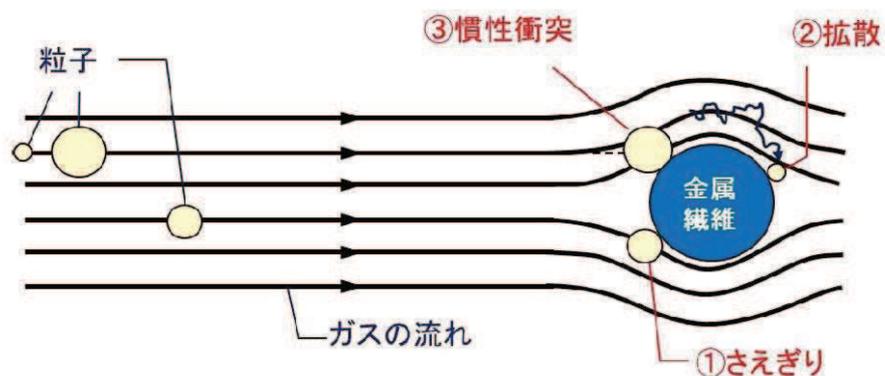


図3.1.1-7 金属繊維フィルタにおける除去原理

### 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故等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原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉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繊維フィルタで捕集する。

無機よう素については、スクラバ溶液に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。

#### (1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラバ溶液等）、上部に金属繊維フィルタを設置し、金属繊維フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介して放射性よう素フィルタを設置する。

ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。

ベントガスは、流量制限オリフィスを通過する際、  となる。オリフィス下流の排気配管は大気に接続されており、放射性よう素フィルタにおける圧力は大気圧に近い状態となることから、オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3.1.2-2に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

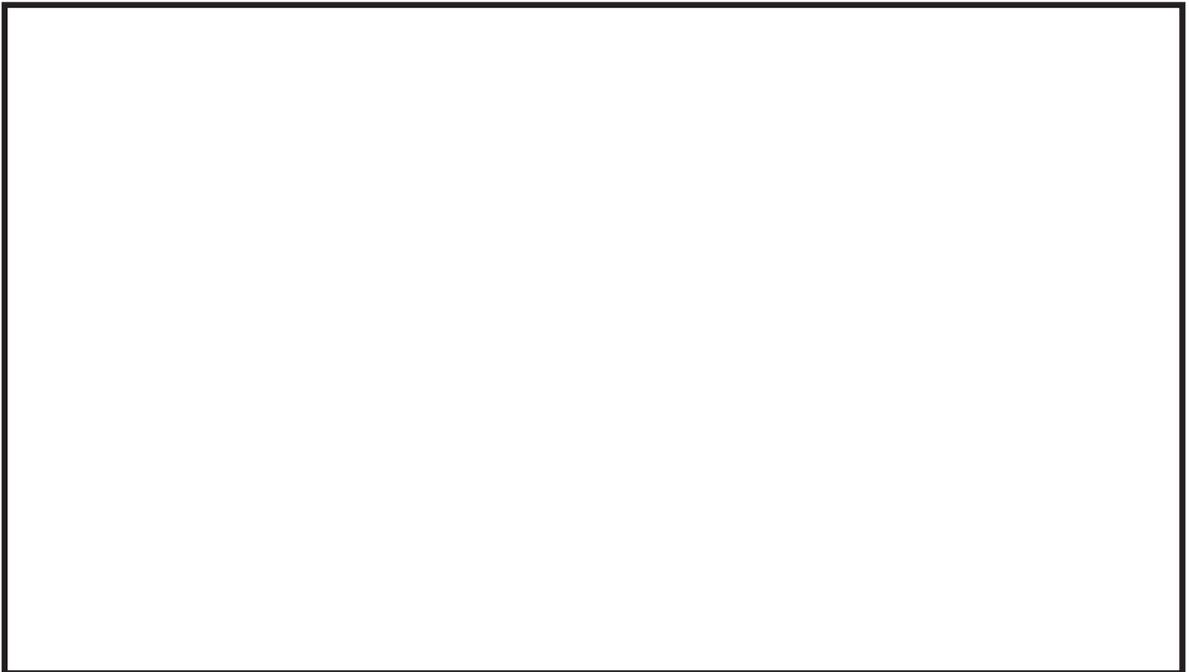


図3.1.2-2 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラバ溶液中に効果的に捕集・保持するために、スクラバ溶液には表3.1.2-1に示す薬剤を添加する。

表3.1.2-1 スクラバ溶液への添加薬剤

薬剤	化学式	目的

ベンチュリスクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加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し、スクラバ溶液中に捕集・保持される。以下に化学反応式を示す。

の添加によって、スクラバ溶液はアルカリ性条件下となるため、式(2)により、無機よう素を捕集する。

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラバ溶液のpH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去



吸着材は、 ために  に   を添加して粒状に成形したもので、これをフィルタ装置内の放射性よう素フィルタに充填することで、吸着ベッドを形成している。

ベントガスの滞留時間は、ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり、長い程反応の効率が上がる。また、過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり、  であれば、

したがって、放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去効率に影響を与える因子として「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」が挙げられる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.2 運転範囲

3.1.1項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。また、3.1.2項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラバ溶液のpH及びガスの過熱度について、ベント時に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。

表3.2-1 ベント実施中における運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 <input type="text"/> m/s*となる。 なお、金属繊維フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッションチェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 <input type="text"/> μmとする。
ガス温度	ベントから原子炉格納容器温度がほぼ静定した状態の圧力は <input type="text"/> kPa[gage]となり、このときのベントガスの飽和温度の <input type="text"/> °Cを最低値とする。ベントガス圧力が最大値（2Pd）の場合の飽和温度は <input type="text"/> °Cであるが、限界温度が <input type="text"/> °Cであることから、包絡条件として <input type="text"/> °Cをベントガス温度の上限とする。
ガス蒸気割合	フィルタ装置に流入するガス蒸気割合はベント時の状態により異なるので、保守的に <input type="text"/> から <input type="text"/> とする。
スクラバ溶液のpH	スクラバ溶液は高アルカリ性に保つために、 <input type="text"/> が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベント開始圧力の上限（2Pd）からほぼ静定した原子炉格納容器圧力（ <input type="text"/> kPa[gage]）に対応する、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの過熱度は、約 <input type="text"/> Kとなる。

注記\*： m/sはベントから静定した時の原子炉格納容器圧力  kPa[gage]における流速であり、最大圧力（2Pd）の時の流速を  m/sとしている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 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。

##### (1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）

Framatome（当時Siemens）社は、1980年代から1990年代にかけ、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）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属繊維フィルタを設置し、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及びエアロゾル粒径、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に、試験条件を表3.3.1-1に示す。

試験にはエアロゾルを模擬するため、を使用している。図3.3.1-2に示すように、試験で使用したの質量中央径は約μm、空气中の質量中央径は約μm、蒸気中の質量中央径は約μm、ウラニンの質量中央径は約μmとなっている。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

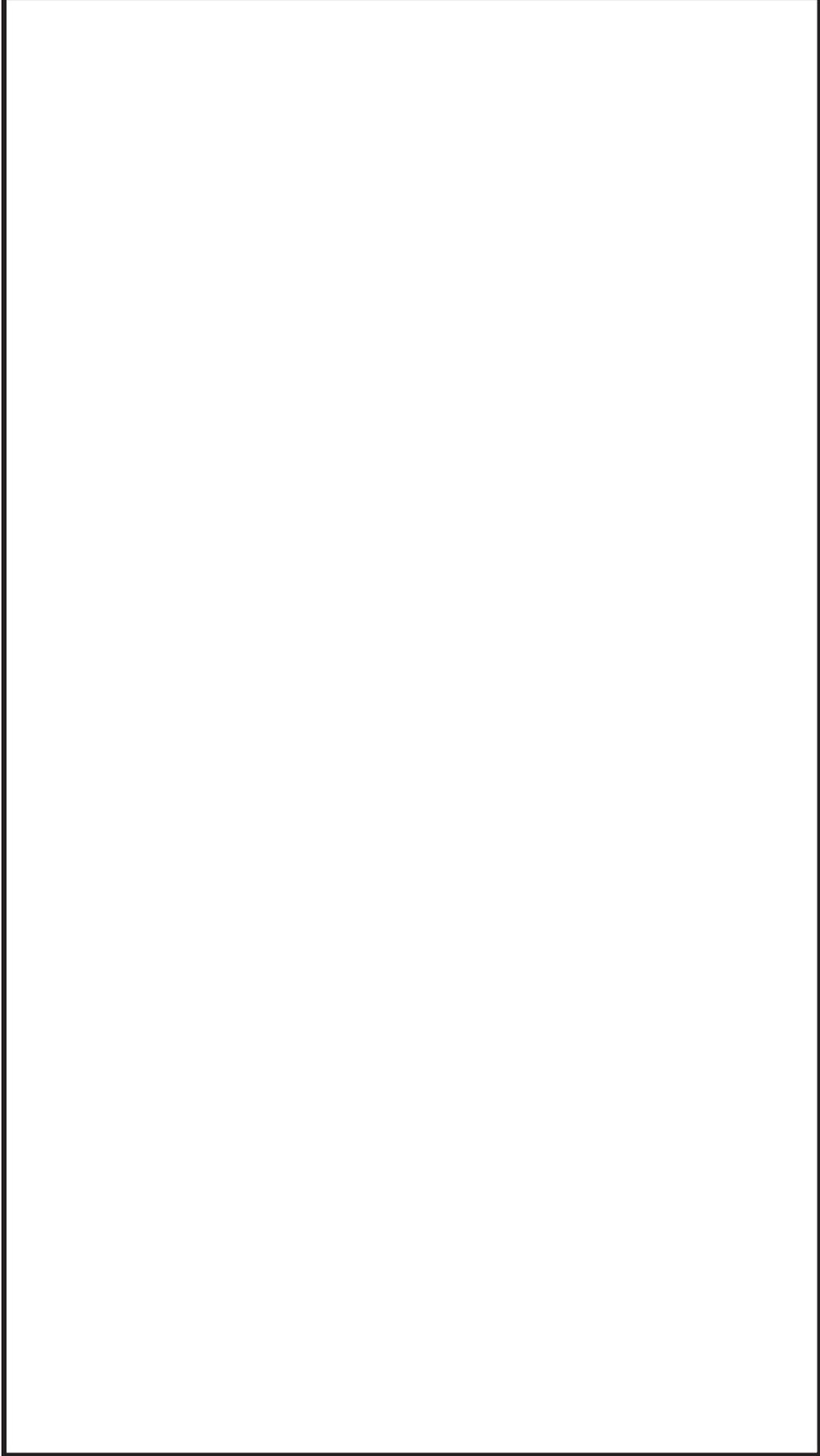


図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.1-1 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 <input type="text"/> bar[abs] (約 <input type="text"/> kPa[abs])
温度	約 <input type="text"/> °C
流量	約 <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h
蒸気割合	<input type="text"/> %
エアロゾル	<input type="text"/>

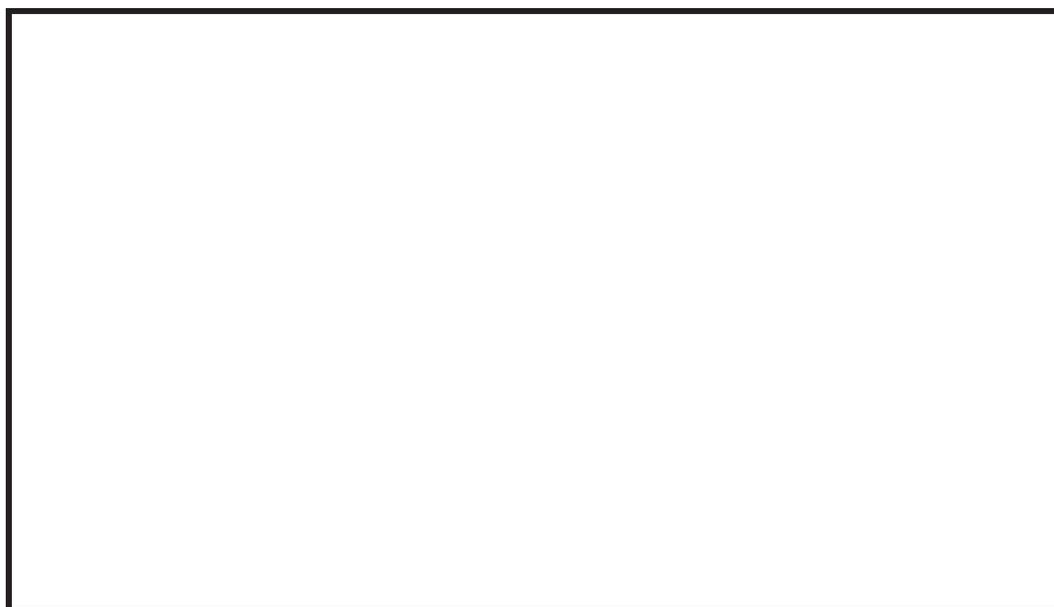


図3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(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、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラバ溶液のpH等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA試験における無機よう素の試験条件を表3.3.1-2に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.1-2 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 [ ] bar[abs] (約 [ ] kPa[abs])
温度	約 [ ] °C
流量	約 [ ] m <sup>3</sup> /h
pH	約 [ ]
物質	[ ]

(3) 有機よう素の除去性能試験（JAVA PLUS試験）

実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome社はJAVA試験装置に有機よう素フィルタを設けたJAVA PLUS試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。

試験装置の概要を図3.3.1-3に、試験条件を表3.3.1-3に示す。

表3.3.1-3 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	約 [ ] bar[abs] (約 [ ] kPa[abs])
温度	約 [ ] °C
蒸気割合	約 [ ] %
過熱度	約 [ ] K
物質	[ ]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

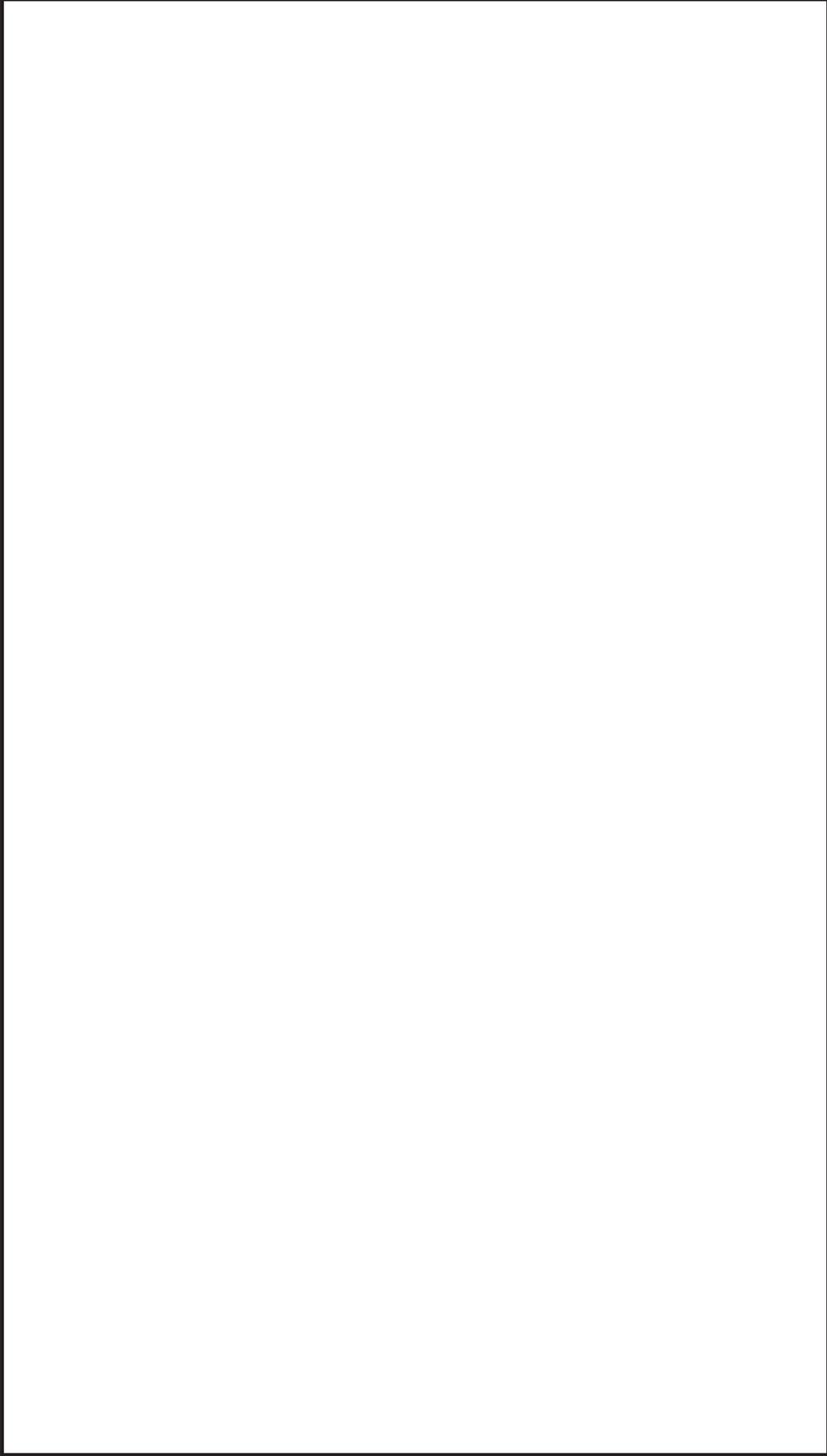


図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA試験における性能検証試験結果を表3.3.2-1～表3.3.2-3に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「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た。さらに、その他の試験条件に用いた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、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果、エアロゾルの除去能力がDF1000以上であることを確認した。

#### (1) ガス流速

図3.3.2-1及び図3.3.2-2にベンチュリノズル及び金属繊維フィルタ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。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

ここで、ガス流速は、体積流量を、図3.3.2-3に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属繊維フィルタの総断面積で割ることにより、ベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算して確認した。

この結果から、ベンチュリスクラバにて想定する運転範囲（約  m/s）と金属繊維フィルタにて想定する運転範囲全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図3.3.2-1 ベンチュリノズルにおけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）



図3.3.2-2 金属繊維フィルタにおけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

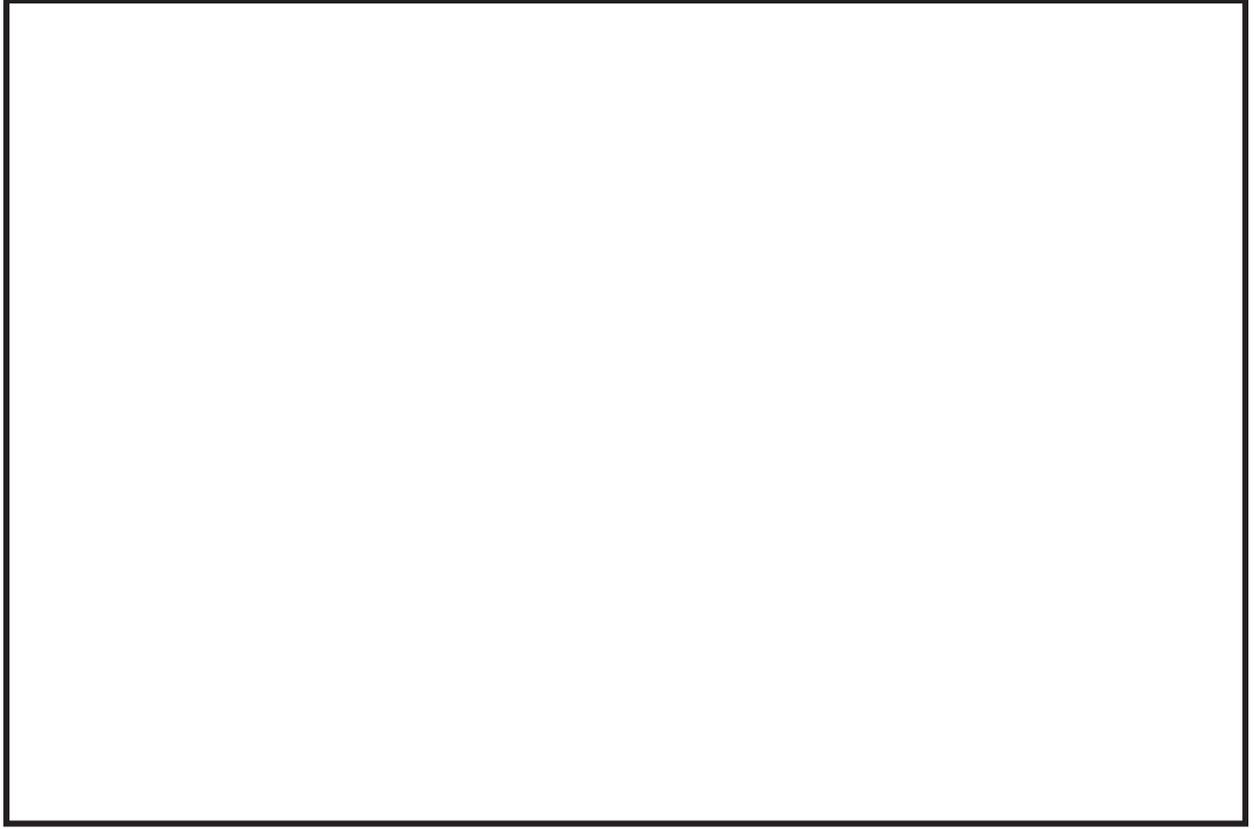


図3.3.2-3 ベンチュリノズルスロット部及び金属繊維フィルタの断面積

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## (2) エアロゾル粒径

図 3.3.2-4 に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）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（質量中央径：約   $\mu\text{m}$ ）の違い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ず、いずれの試験結果においても要求される DF1000 を満足していることがわかる。

サプレッションチェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は約   $\mu\text{m}$  である。試験用エアロゾルとしては質量中央径約   $\mu\text{m}$  の  を使用し、DF1000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

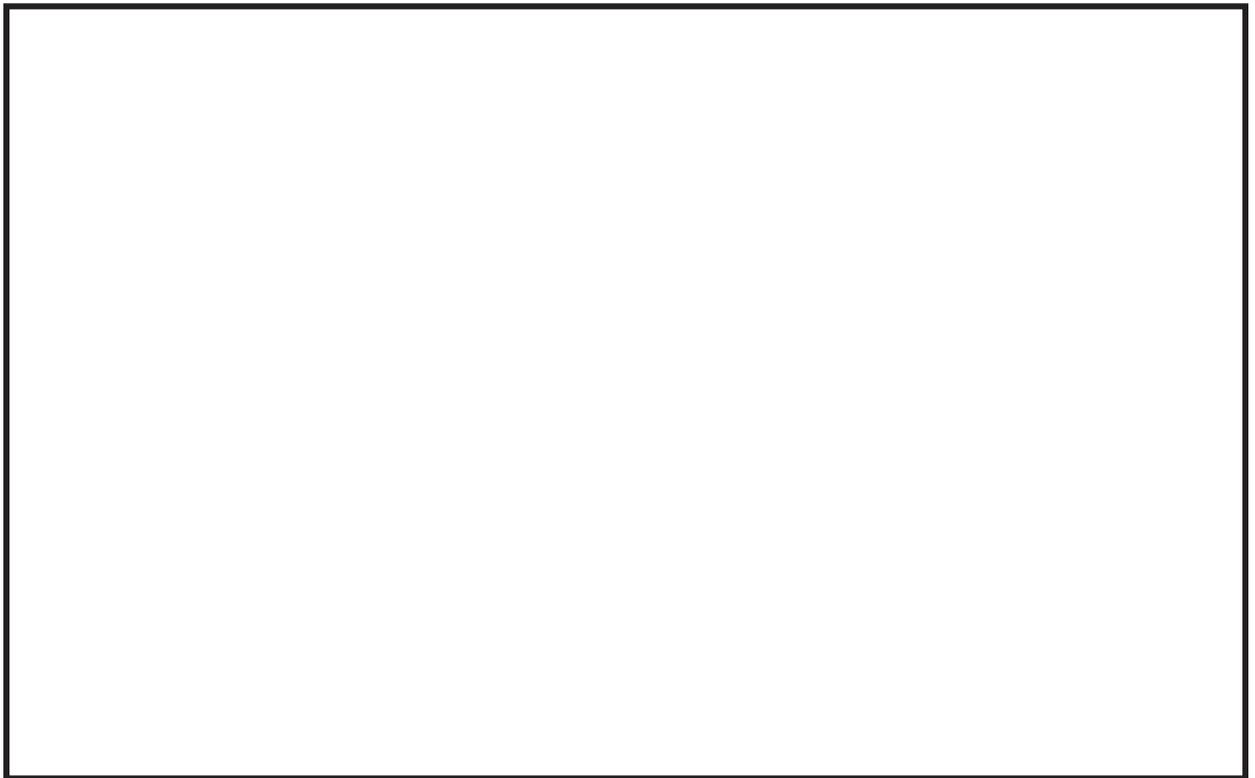


図3.3.2-4 粒径に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) ガス温度

図3.3.2-5にガス温度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、ガス温度の違い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ず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲（℃）に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

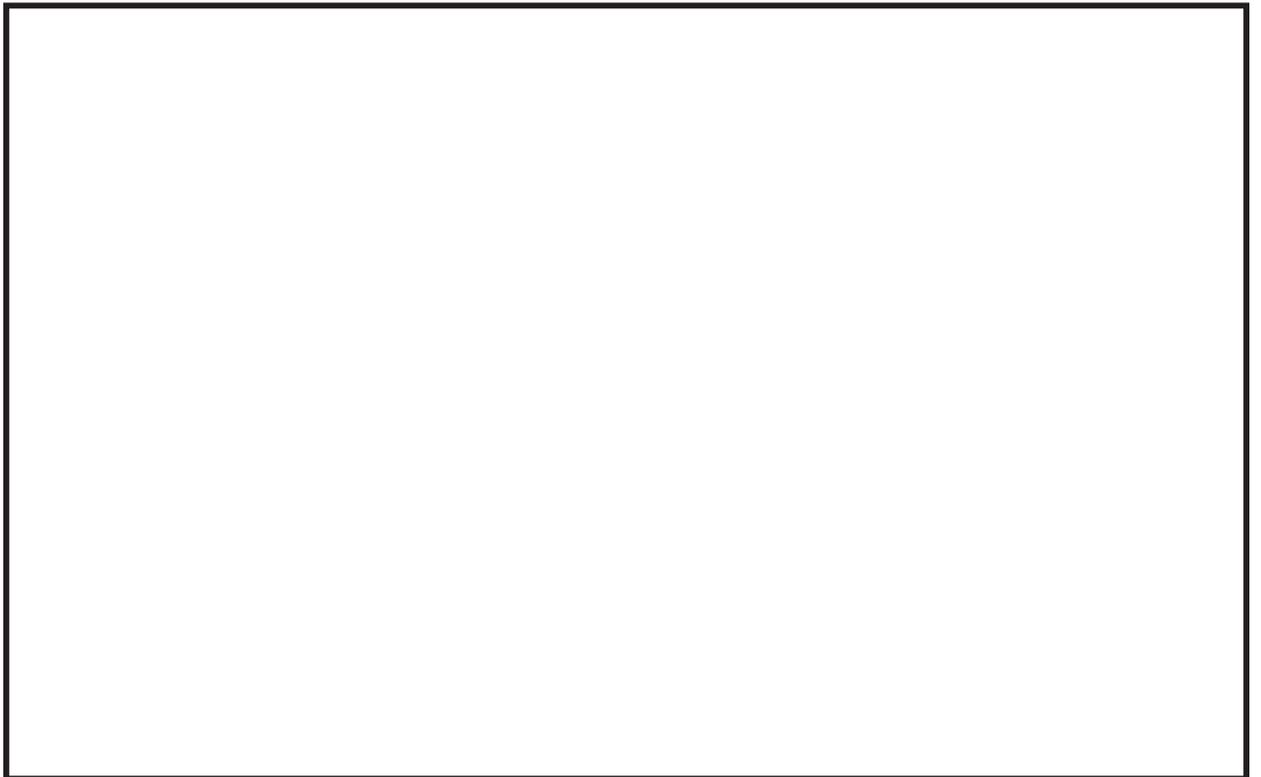


図3.3.2-5 ガス温度に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(4) ガス蒸気割合

図3.3.2-6にガス蒸気割合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、ガス蒸気割合の違い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ず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲（0～100％）で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。

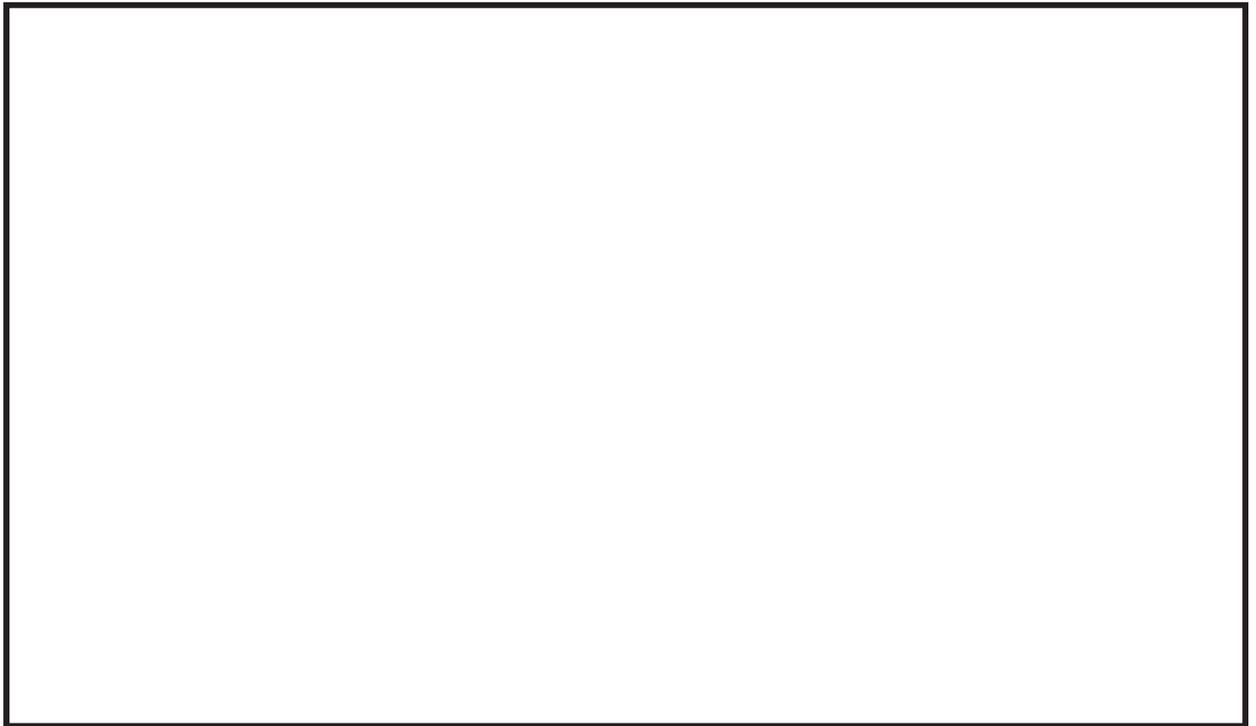


図3.3.2-6 蒸気割合に対する除去係数（JAVA試験）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-1 エアロゾル ( ) 除去性能試験結果 (JAVA 試験)

Test-No.	Test Aerosol	MMD ( $\mu\text{m}$ )	Pressure (bar abs)	Temp. ( $^{\circ}\text{C}$ )	GasFlow ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	Gas Composition	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas concentration ( $\text{mg}/\text{m}^3$ )	Venturi Velocity ( $\text{m}/\text{s}$ )	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF
[Redacted Content]												

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-2 エアロゾル ( ) 除去性能試験結果 (JAVA 試験)

Test-No.	Test Aerosol	MMD ( $\mu\text{m}$ )	Pressure (bar abs)	Temp. ( $^{\circ}\text{C}$ )	GasFlow ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	Gas Com-position	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration ( $\text{mg}/\text{m}^3$ )	Venturi Velocity ( $\text{m}/\text{s}$ )	Norm. MFV Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF
----------	--------------	-----------------------	--------------------	------------------------------	-----------------------------------	------------------	-------------------------------	---	--	------------------------	------------------------------	----

[Empty Table Area]												
--------------------	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3.2-3 エアロゾル( ) 除去性能試験結果 (JAVA 試験)

Test- No.	Test Aerosol	MMD ( $\mu\text{m}$ )	Pressure (bar abs)	Temp. ( $^{\circ}\text{C}$ )	GasFlow ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	Gas Com- position	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration ( $\text{mg}/\text{m}^3$ )	Venturi Velocity ( $\text{m}/\text{s}$ )	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF
--------------	-----------------	--------------------------	-----------------------	---------------------------------	--------------------------------------	-------------------------	--	--	--	---------------------------------	---------------------------------------	----

--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--	--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

#### (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

JAVA試験における無機よう素の除去性能試験結果を表 3.3.3-1 に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）へ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因子は、「スクラバ溶液のpH」である。図 3.3.3-1 に、スクラバ溶液のpHに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラバ溶液がpH  の状態においても設計条件である除去効率 99%（DF100）以上であることを確認した。

フィルタ装置全体としての無機よう素の除去性能については、3.3.3 (3) 項に示す。

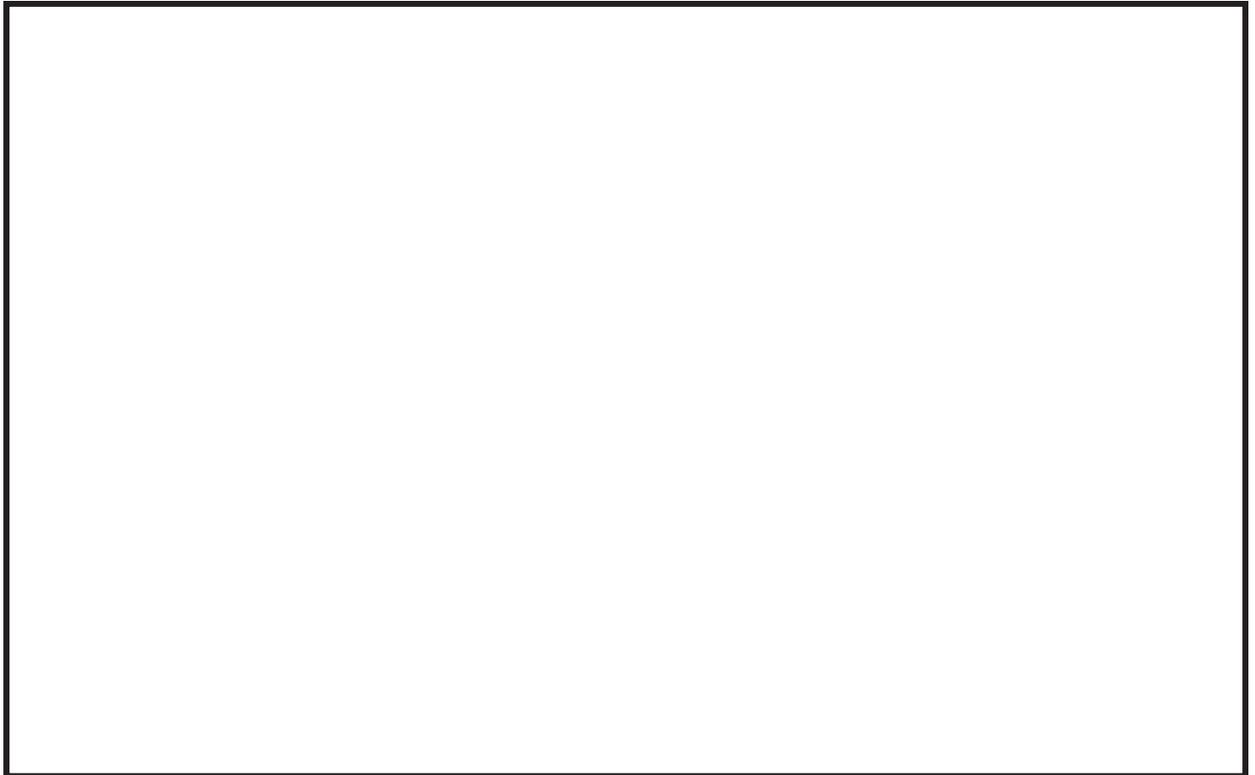


図3.3.3-1 pHに対する無機よう素除去係数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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（JAVA試験）

(2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS試験における有機よう素の除去性能試験結果を表3.3.3-2に示す。  
JAVA PLUS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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、ベッド厚さが異なるため、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。

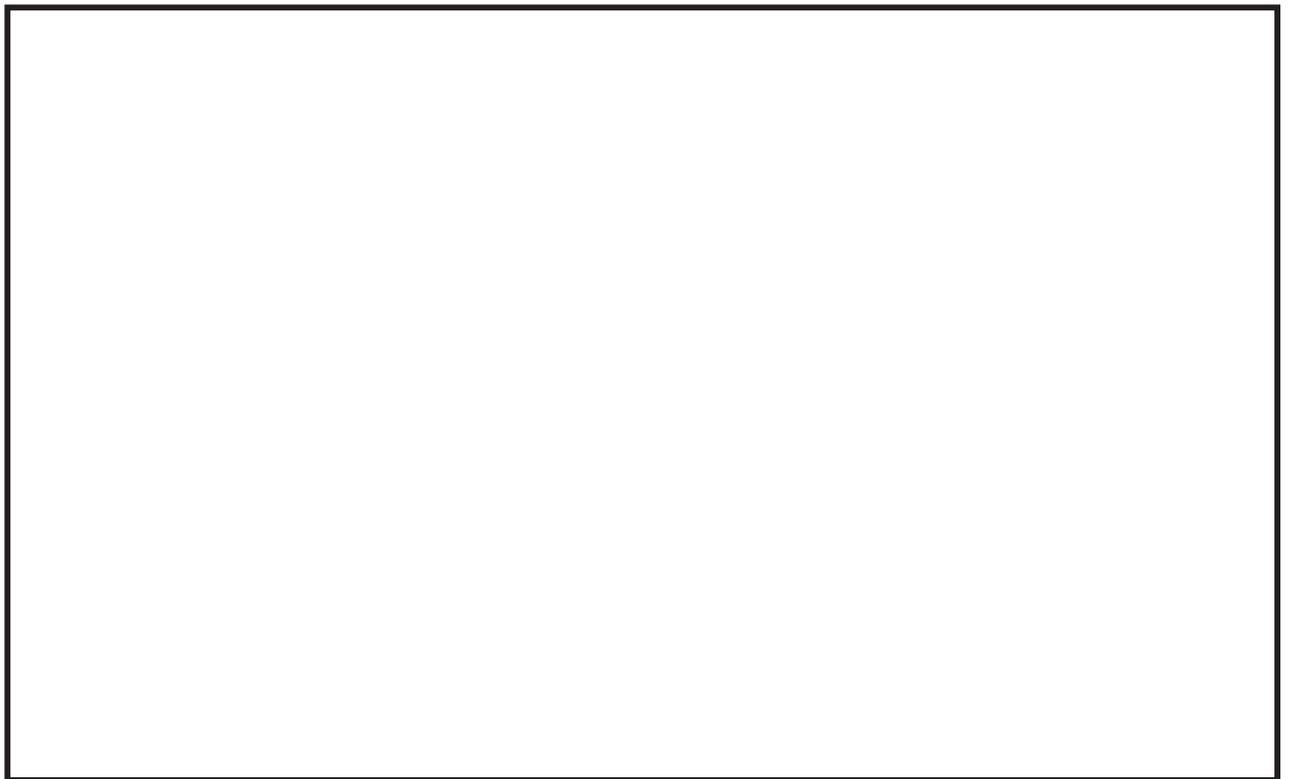
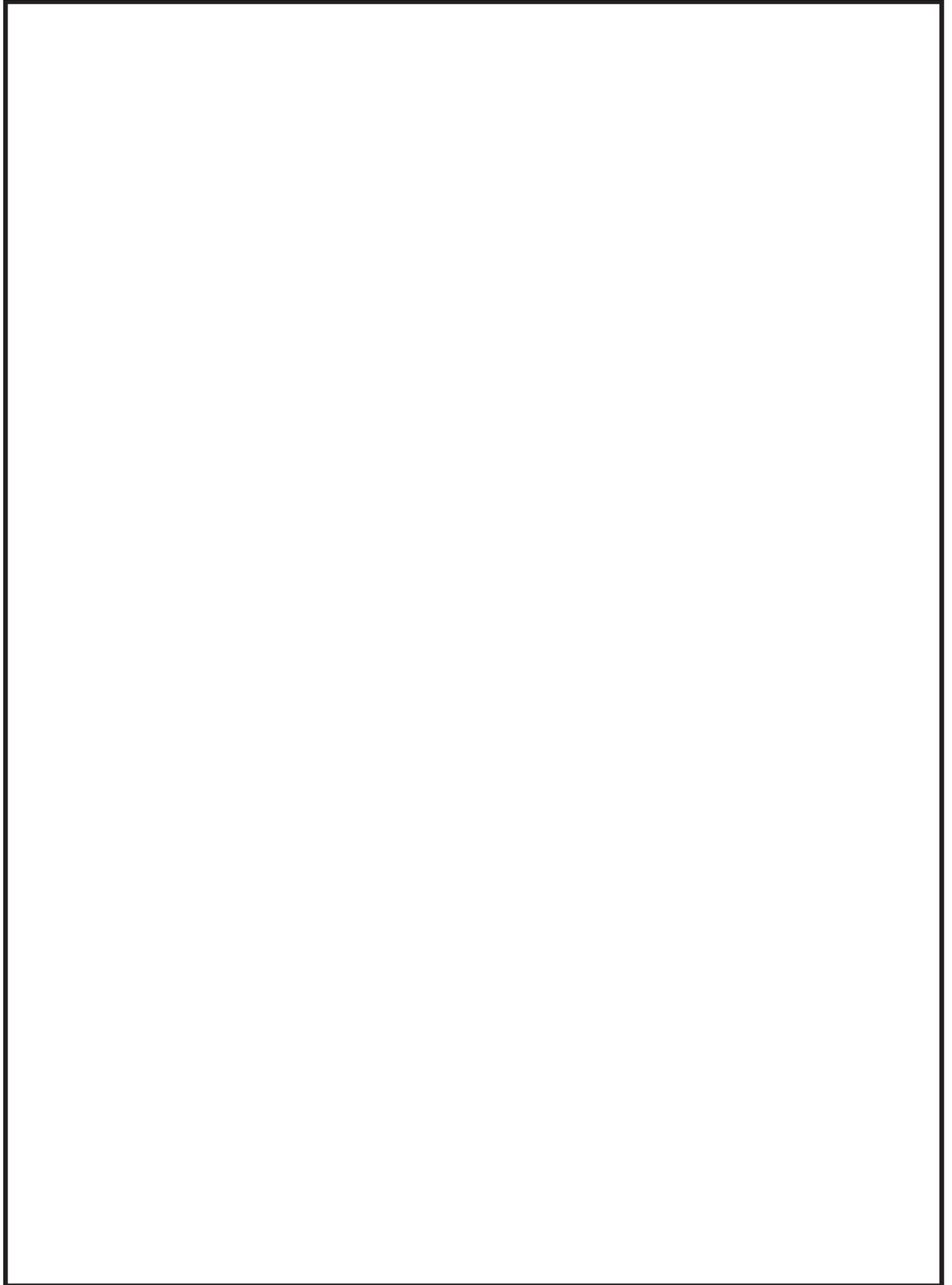


図3.3.3-3 JAVA PLUS試験結果（補正後）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果 (JAVA PLUS試験)



02 ② VI-1-8-1-別添2 R2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 無機よう素除去性能試験結果

一般的に無機よう素は，有機よう素と比べ活性が高く，反応しやすいため，放射性よう素フィルタでも捕集されやすい。したがって，無機よう素に対しても有機よう素と同程度のDF50以上が期待できる。

また，前段のベンチュリスクラバでは，無機よう素のDFが100以上であるため，フィルタ装置全体として無機よう素に対してDF500以上の性能が期待できる。

なお，JAVA試験においてスクラバ溶液のpHが  の時，DF500以上の結果が得られているのに対し，女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置は，系統待機時のpHが13以上であるため，フィルタ装置全体の除去係数はDF500以上が期待できる。

### 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。

#### (1) エアロゾルの再浮遊

##### a. ベンチュリスクラバ

###### (a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、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。スクラバ溶液の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。

###### (b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属繊維フィルタが備えられており、この金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラバ溶液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飛沫（液滴）は、メインフィルタに到達する前に除去される。また、飛沫（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、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なっている。

##### b. 金属繊維フィルタ

###### (a) 想定する状態

金属繊維フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱により金属繊維フィルタの温度が上昇し、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／気体がベントガス流により下流に流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

###### (b) 影響評価

金属繊維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の流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属繊維フィルタの温度は、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℃）に対し十分低く抑えることができる。

(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

フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ溶液の温度は上昇する。スクラバ溶液の温度上昇に伴い、スクラバ溶液中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

気液界面（フィルタ装置水面）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、スクラバ溶液の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ溶液の温度が上昇しても十分小さい値となる。

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。

b. 放射性よう素フィルタにおける放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。放射性よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。

また、放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、放射性よう素フィルタの温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃）に対して、十分低く抑えることができる。

(3) 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、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO<sub>2</sub>等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し、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。

金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は、金属繊維フィルタの許容負荷量に対して十分小さく、金属繊維フィルタが閉塞することはない。

(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

スクラバ溶液に含まれる  の量は、原子炉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。

(5) 放射性よう素フィルタの容量減少

a. 想定する状態

ガス状放射性よう素は、銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

b. 影響評価

放射性よう素フィルタで保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(6) ベント時に生じるスウェリングによる放射性よう素フィルタへの影響

a. 想定する状態

スクラバ溶液に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラバ溶液の水位は系統待機時に比べ上昇しており、放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液に接することとなり、スクラバ溶液の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）を通過することで、スクラバ溶液の水温と同じになっているものと考えられ、  
こととなる。よって、スクラバ溶液と接する放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液から入熱されるため、放射性よう素フィルタで蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

(7) 吸着材の変質

a. 想定する状態

放射性よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射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

フィルタ装置で想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕集性能を確認しており、よう素の除去性能への悪影響はない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 設備の維持管理

##### (1) 点検方法

###### a. 機械設備

原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、女川原子力発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラバ溶液に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラバ溶液の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で  間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査ごとに実施することとする。

また、放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラバ溶液による飽和蒸気環境下で  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。

女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を表4-1に示す。

なお、点検周期については、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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表4-1 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	外観点検(内面)	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラバ溶液	水質確認	1 定検毎
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属繊維フィルタ ・流量制限オリフィス ・放射性よう素フィルタ	本体	外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（放射性よう素フィルタ）	サンプル性状確認	
フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	本体	外観点検 フランジ面手入れ	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	漏えい確認	
配管	本体	外観点検 フランジ部点検 手入れ	10 定検毎
	機能確認	漏えい確認	
弁	本体	弁箱内面点検 手入れ	2 定検毎
		弁体，弁座，弁棒等点検 手入れ	
		パッキン類交換	
		外観目視点検	
	機能確認	漏えい確認 作動試験	

b. 電気設備

原子炉格納容器フィルタベント系の電気設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を表4-2に示す。

なお、点検周期については、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。

表4-2 電気設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
電動弁駆動部	電動機	外観点検	1 定検毎
		分解点検	5 定検毎
	トルクスイッチ	動作確認	1 定検毎
		設定値確認	
	リミットスイッチ	動作確認	1 定検毎
		取付状態確認	
	電気室	結線点検	1 定検毎
	開度計	外観点検	1 定検毎
		指示値確認	
	試験・測定	絶縁抵抗測定	1 定検毎
		作動試験	
		電流測定	

c. 計装設備

原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、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て、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を表4-3に示す。

なお、点検周期については、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。

表4-3 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期（計画）
水位計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
温度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		線源校正	
水素濃度計	特性試験	外観点検	1 定検毎
		単体・ループ校正	
		ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎
	特性試験	計器校正	1 定検毎
	機能・性能試験	作動試験	1 定検毎
	分解点検	ポンプ分解点検	4 定検毎
制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎

(2) 試験方法

原子炉格納容器フィルタベント系の機能検査として、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラバ溶液水質確認試験」及び「放射性よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

系統が所定の機能を発揮することを確認するため、以下の弁について開閉試験を実施する。図4-1に対象弁を示す。

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験

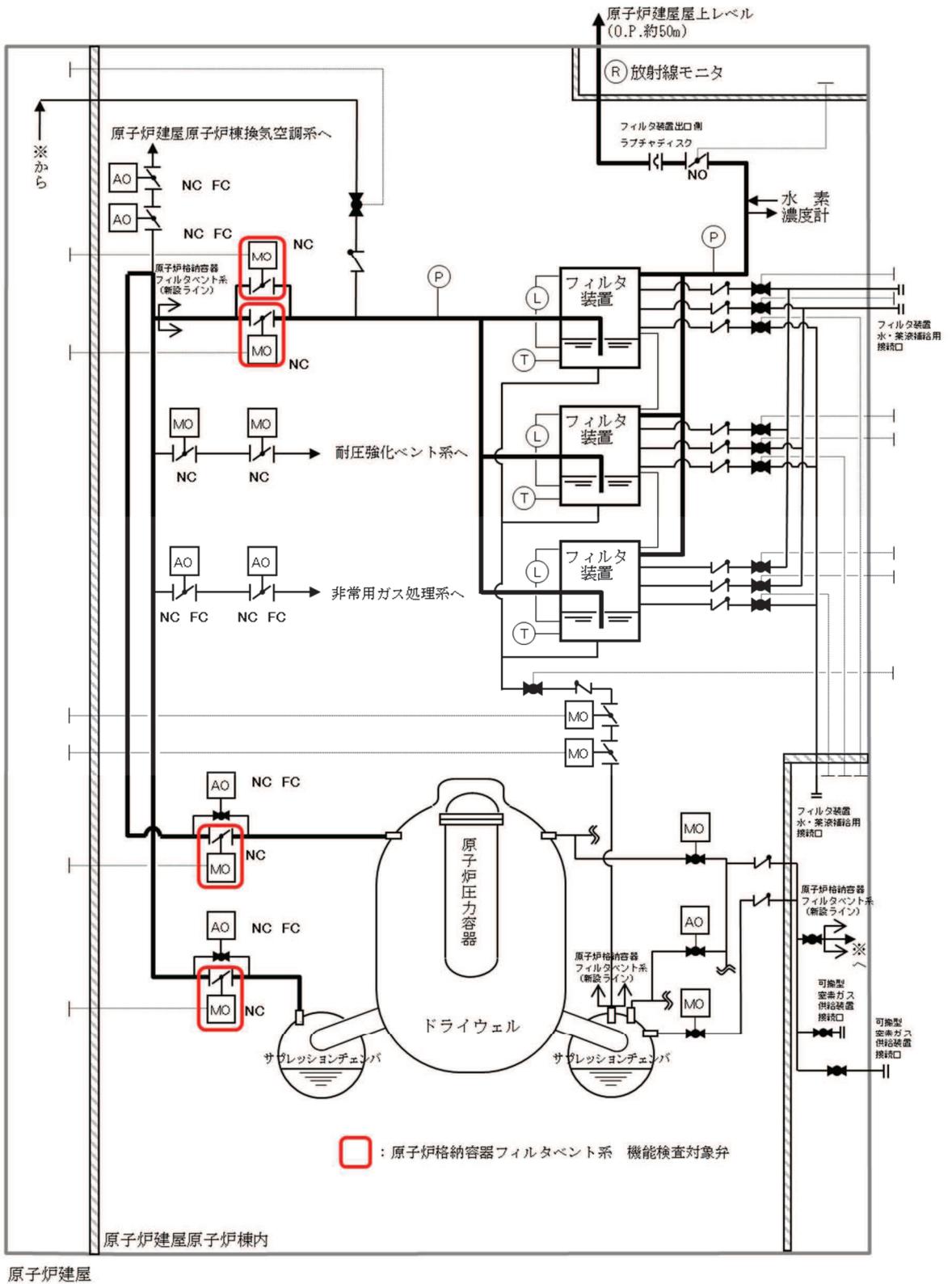


図4-1 原子炉格納容器フィルタベント系 機能検査対象弁

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表4-4に，試験概要図を図4-2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

ベント開始時の系統内は窒素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又は空気より分子量が大きいことから，窒素又は空気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については，フィルタ装置のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても，長期にわたってフィルタ装置室内が可燃限界に到達しないこと，系統内から水素が漏えいした場合においても，建屋内については静的触媒式水素再結合装置による処理が，建屋外については外気への拡散が期待できること，また，試験時の安全性確保の観点から，水素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できることを確認するため窒素封入圧力  kPa[gage]以上を試験圧力とする。また，系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力 854kPa[gage]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，試験温度については，環境温度が高い場合，配管が熱膨張した状態となり，フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから，常温での試験環境は，保守的となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表4-4 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	試験目的・方法
簡易点検	窒素	□ kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素又は空気	854kPa[gage]以上 (最高使用圧力)	常温	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。

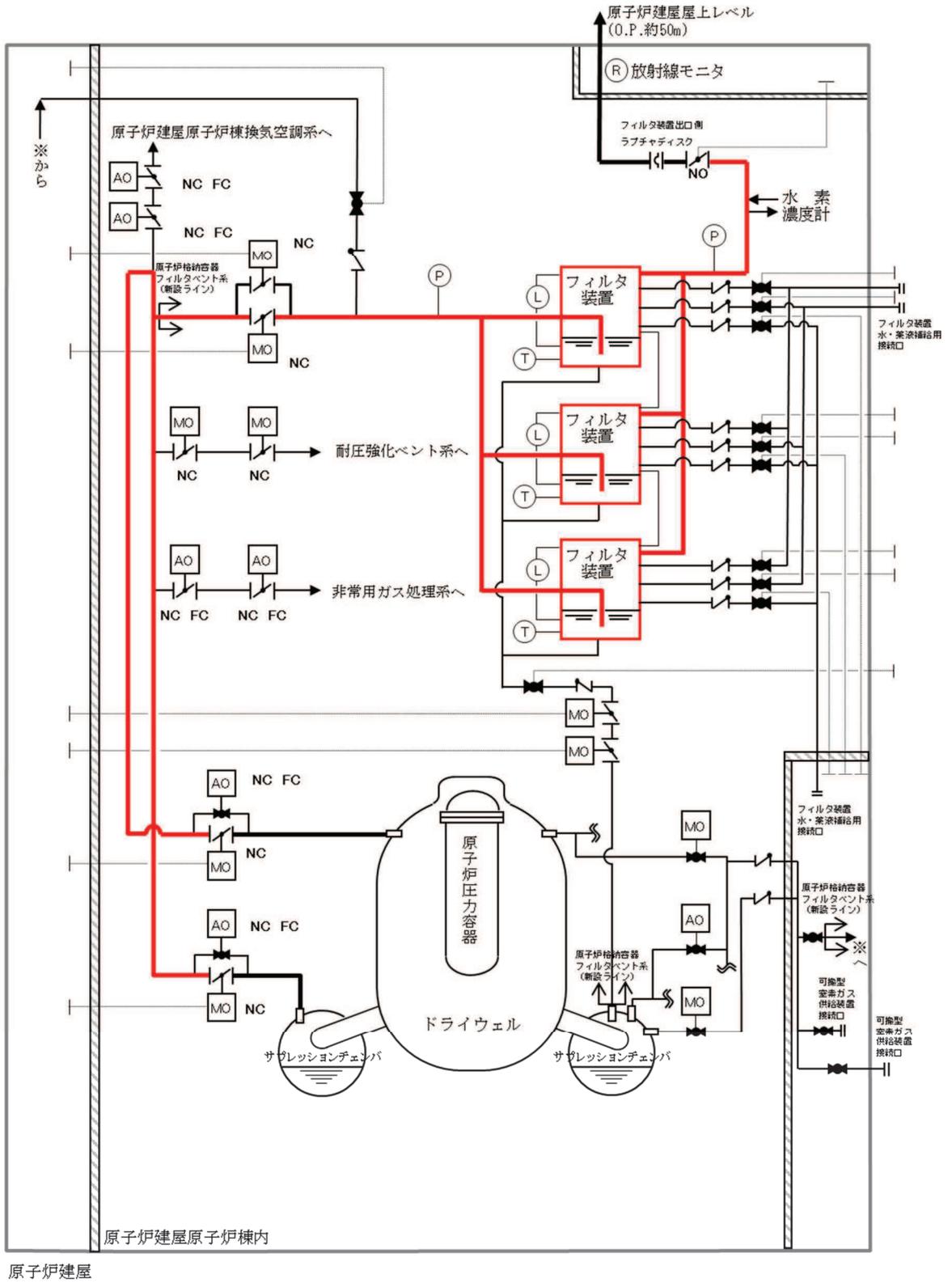


図4-2 漏えい試験の試験概要図

c. スクラバ溶液水質確認試験

スクラバ溶液水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラバ溶液が規定の濃度であることを確認する。

d. 放射性よう素フィルタ(銀ゼオライト)性能確認試験

放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にフィルタ装置内の試験用銀ゼオライト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。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 原子炉格納容器フィルタベント系

原子炉格納容器フィルタベント系の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。

(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる\*。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。原子炉格納容器フィルタベント系については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また、原子炉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に、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%以上の条件に加えて、着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は 500℃以上の発熱源の不確かさが大きいいため、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。

注記\*：熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、有効性評価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は 1kg 未満（0.1vol%未満）であり、また、一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol%であることを踏まえると、考慮不要と考えられる。

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては，原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計とする。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には，窒素置換時に大気と隔離するため，フィルタ装置出口側ラプチャディスクを設けている。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，原子炉格納容器からの排気と比較して，十分低い圧力で開放する設計とする。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，水素の発生がないため，監視不要である。この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-1 に示す。

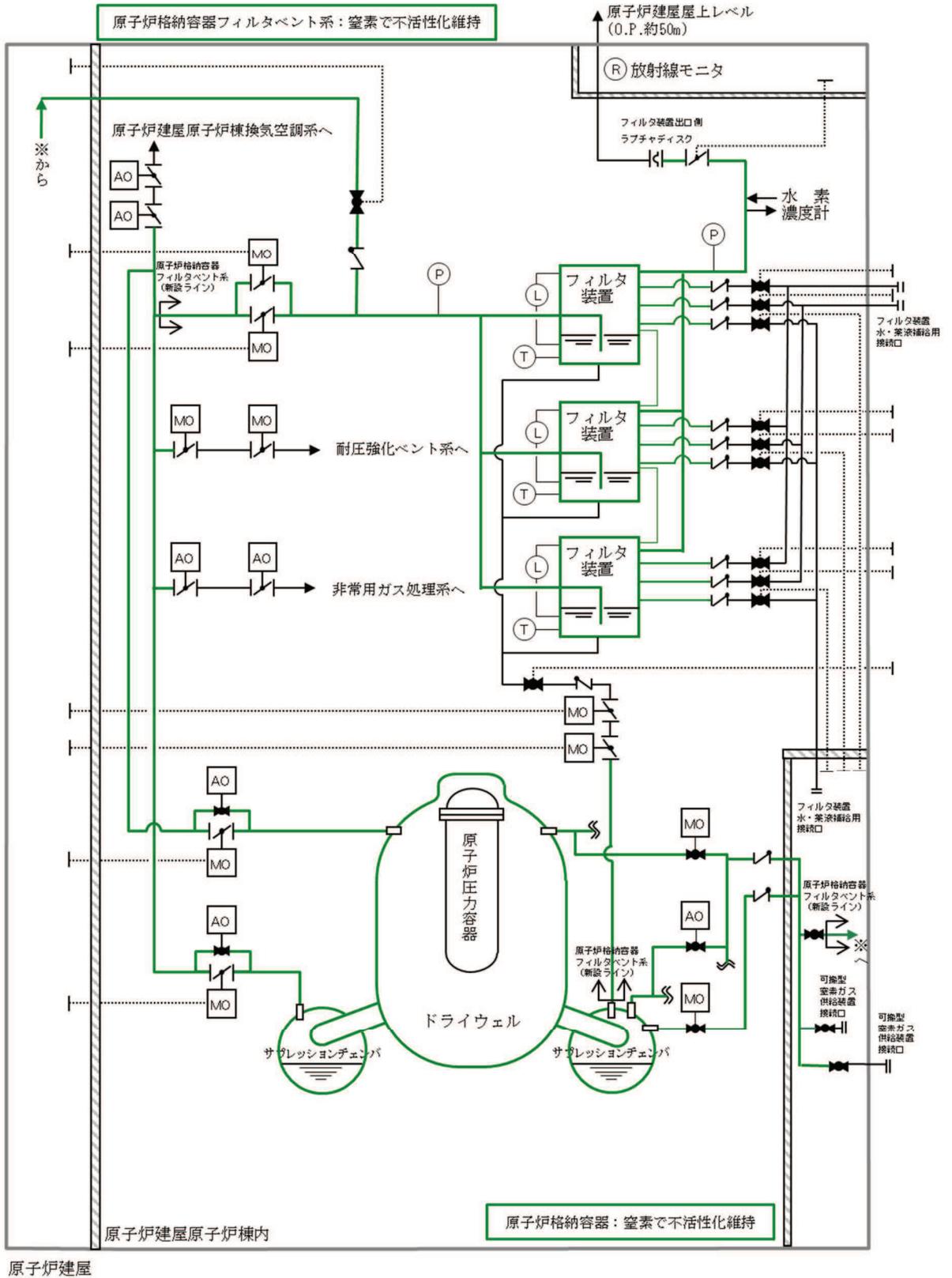


図 1-1 水素爆発防止対策 (系統待機状態①)

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント前

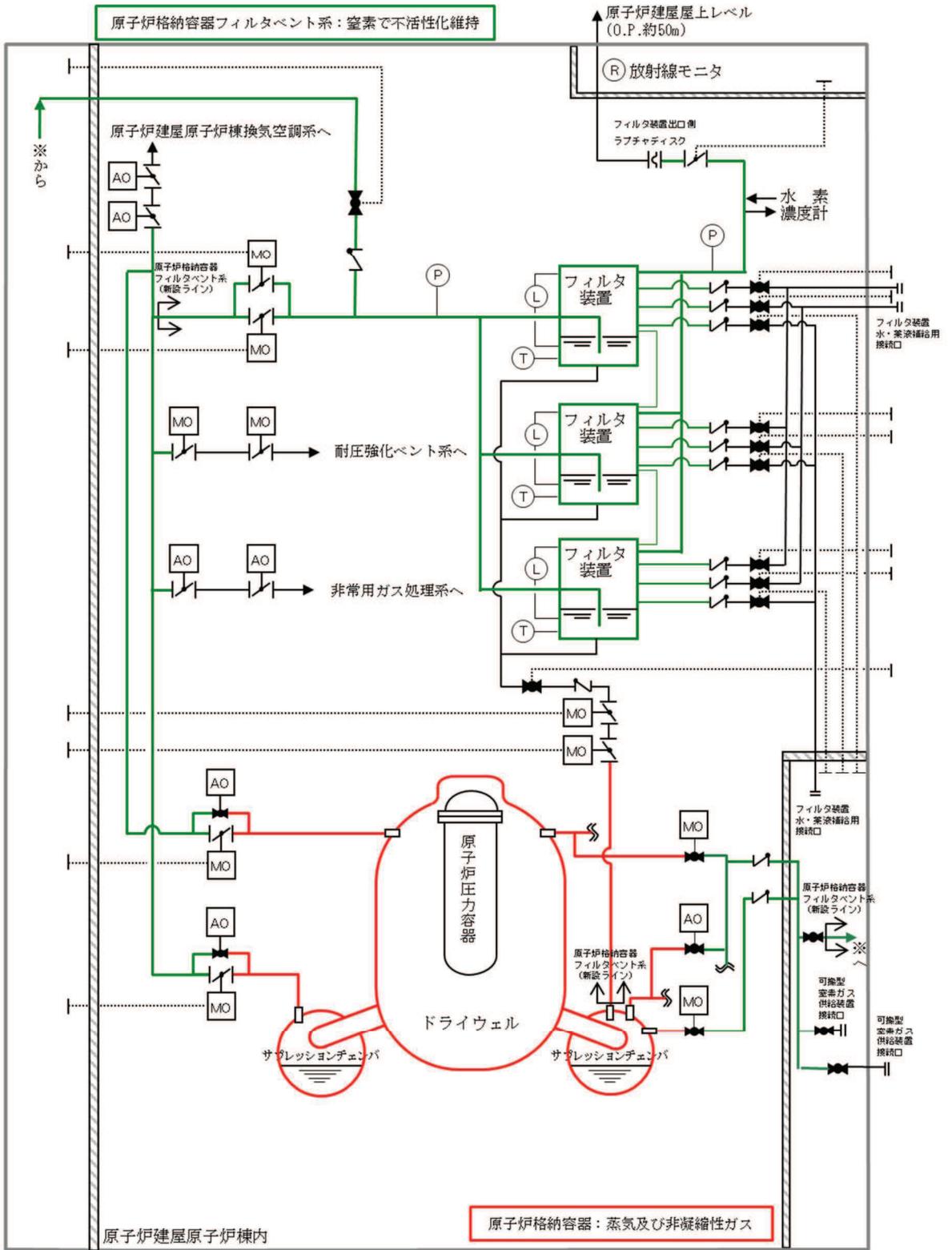
(a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素，水素及び酸素が混合した状態となるが，原子炉格納容器ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては，系統内に水素が持ち込まれないため，監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-2 に示す。



原子炉建屋

図 1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

## c. 系統運転状態①：ベント実施直後

## (a) 水素爆発防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し、4.3vol%に到達した時点でベントを実施する判断基準を設定していること及び原子炉格納容器フィルタベント系は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ溶液によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の測定誤差である $\pm 0.6\text{vol}\%$ に0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、原子炉格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布がないため、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、原子炉格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。

## (c) 対向流による空気の流入

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、原子炉格納容器ベント実施時におけるスクラバ溶液沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

## (d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「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(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き及び水平の枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) が「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 (第 3 版)」に規定される換気限界長さ以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。

主ラインから分岐する枝管の分岐方向及び評価結果を、表 1-1 に示す。

表 1-1 より、非常用ガス処理系ライン及び耐圧強化ベント系ラインについては、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、図 1-3～図 1-5 に示すように、バイパスラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

(e) フィルタ装置出口側ラプチャディスクの下流における水素爆発について

原子炉格納容器からフィルタ装置出口側ラプチャディスクまでは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。なお、放出口は、逆火防止として金網を設置する。

表 1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお径等

	分岐箇所* <sup>1</sup>	配管 分岐 方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	換気限界 長さ <sup>*2</sup>	混合ガス 蓄積 可能性
①	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
②	ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
③	非常用ガス処理系ライン	上* <sup>3</sup>	7.653	0.2979	25.69	5	有
④	原子炉建屋原子炉棟換気 空調系ライン	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑤	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (上流側)	斜上	2.405	0.3810	6.32	8	無
⑥	原子炉格納容器フィルタ ベント系ベントライン隔 離弁(B) (下流側)	斜上	2.910	0.3810	7.64	8	無
⑦	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (上流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑧	サプレッションチェンバ ベント用出口隔離弁バイ パスライン (下流側)	水平	—	—	評価対象外	—	無
⑨	耐圧強化ベント系ライン	上* <sup>3</sup>	27.952	0.2979	93.84	5	有

注記\*1：フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。

\*2：原子炉格納容器フィルタベント系の想定運転範囲のうち主ラインの流速が最も低くなる条件で求めた枝管 Re 数を用いて「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（第 3 版）」解説図 3.3-7 より算出した値。

\*3：分岐方向は水平であるが、分岐直後に上向きとなる。

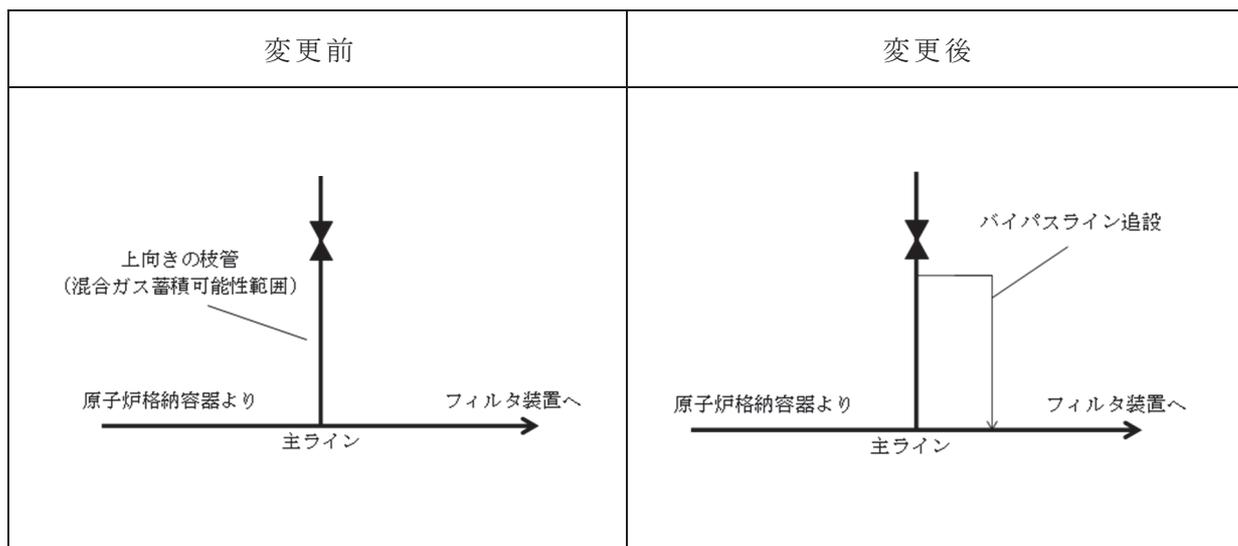


図 1-3 枝管へのバイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）





図 1-5 枝管へのバイパスラインの追設配管鳥瞰図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-6 に，酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の概要図を図 1-7 に，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図 1-8 及び図 1-9 に示す。なお，図に示す原子炉格納容器の水素及び酸素の気相濃度については，MAAP 解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え，MAAP 解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

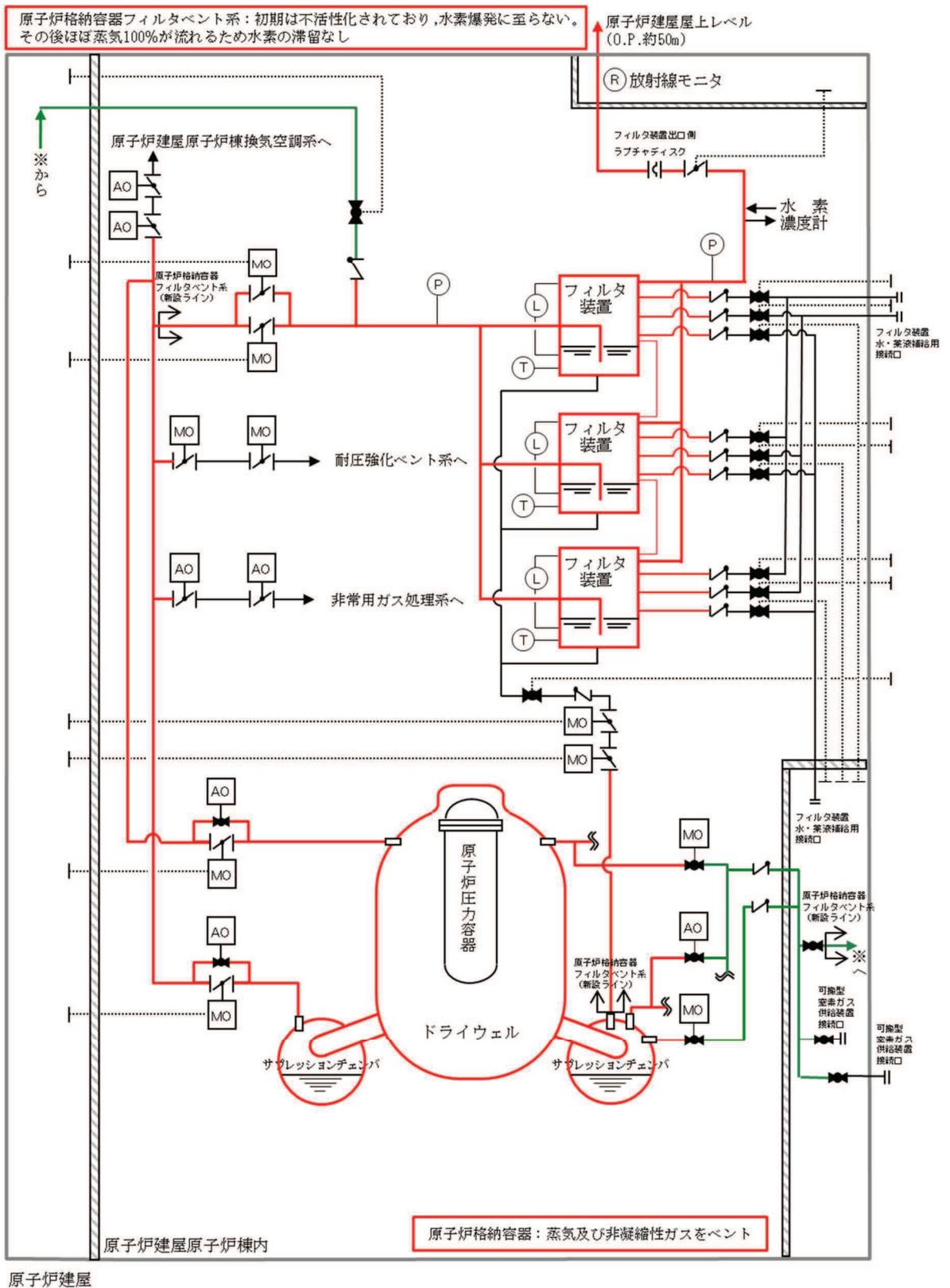
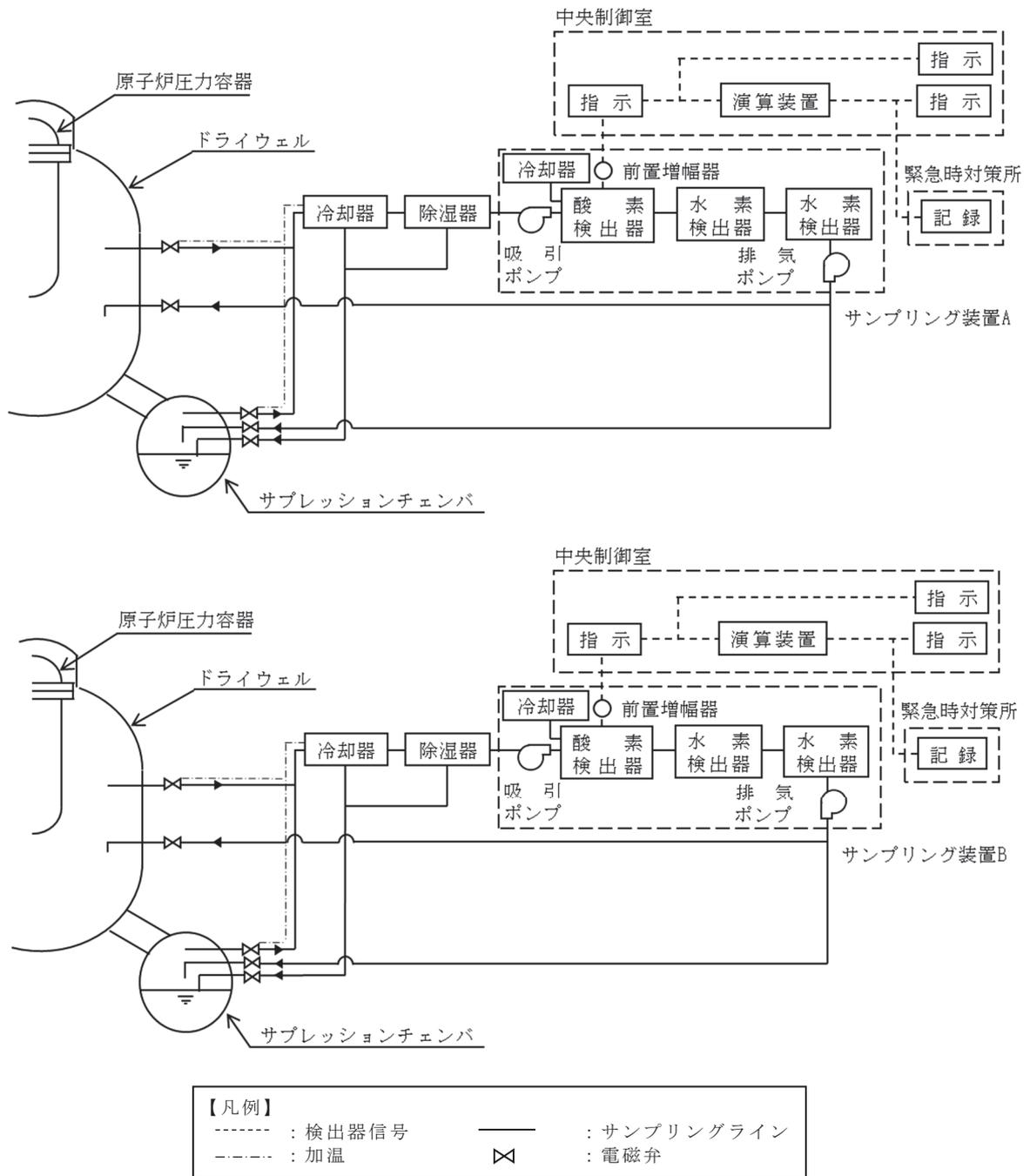


図 1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）



計測時間 : サンプルングガスが、サンプルング点から水素検出器、酸素検出器に到達する時間は、ドライウエル A 系で約 4 分後、B 系で約 6 分後。サプレッションチェンバ A 系で約 15 分後、B 系で約 11 分後である。サンプルングガス到達後に補正演算を開始する。

中央制御室指示 : ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

図 1-7 酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）に関する系統概要図

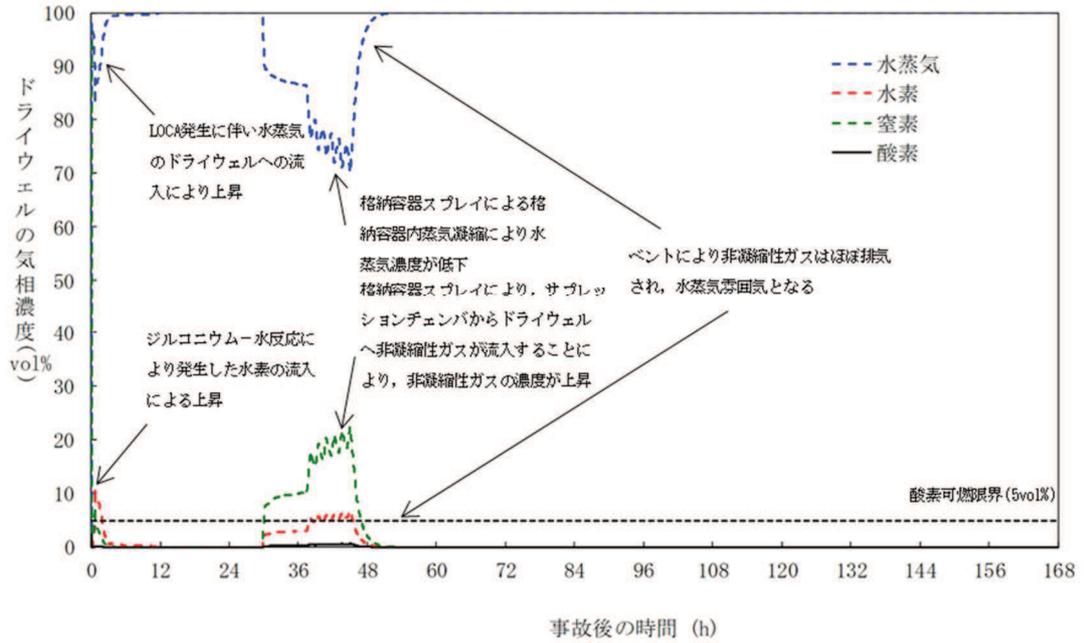


図 1-8 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

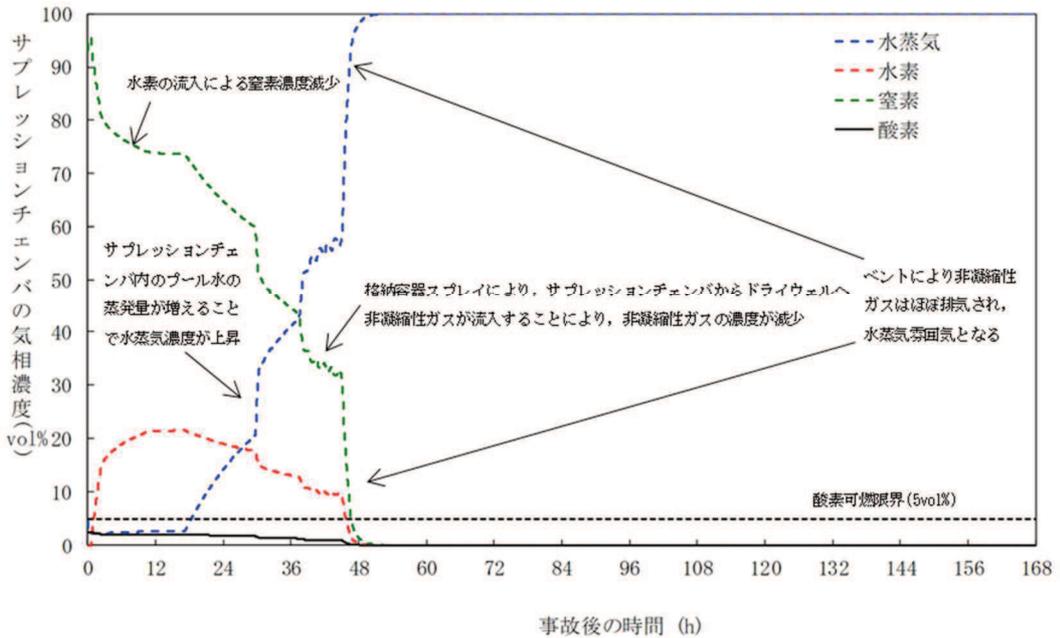


図 1-9 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

## d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

## (a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサプレッションプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。

## (c) 対向流による空気の流入

原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要は図 1-6 と同様である。

## e. 原子炉格納容器ベント停止後

## (a) 水素爆発防止対策

原子炉格納容器ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、原子炉格納容器第二隔離弁の下流から可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を実施し、系統のパーズを継続することで、水素爆発を防止する。

## (b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パーズ中において、水素が系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

## (c) スクラバ溶液の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する酸素については、スクラバ溶液中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が増加するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって増加する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は 0.1vol% 未満となるため系統内で水素爆発することはない。

酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、酸素発生量の G 値は 0.2 (分子/100eV) とする。
- ・スクラバ溶液の放射線吸収割合は 1.0 とする。
- ・崩壊熱は Q (MW) とする。
- ・ $1\text{eV}=1.602\times 10^{-19}$  (J) , アボガドロ数は  $6.022\times 10^{23}$  とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= Q \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1985.4 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / \\ &\quad (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= Q \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0 \\ &= 1.68 \times Q \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}] \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \times 100 \\ &= 0.085\% \end{aligned}$$

(d) 排水配管使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について

原子炉格納容器ベント停止後は、図 1-10 に示すとおり、自重にてスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラバ溶液を移送する際には、排水配管の一部に残留した空気がスクラバ溶液とともにサプレッションチェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-11 示す。



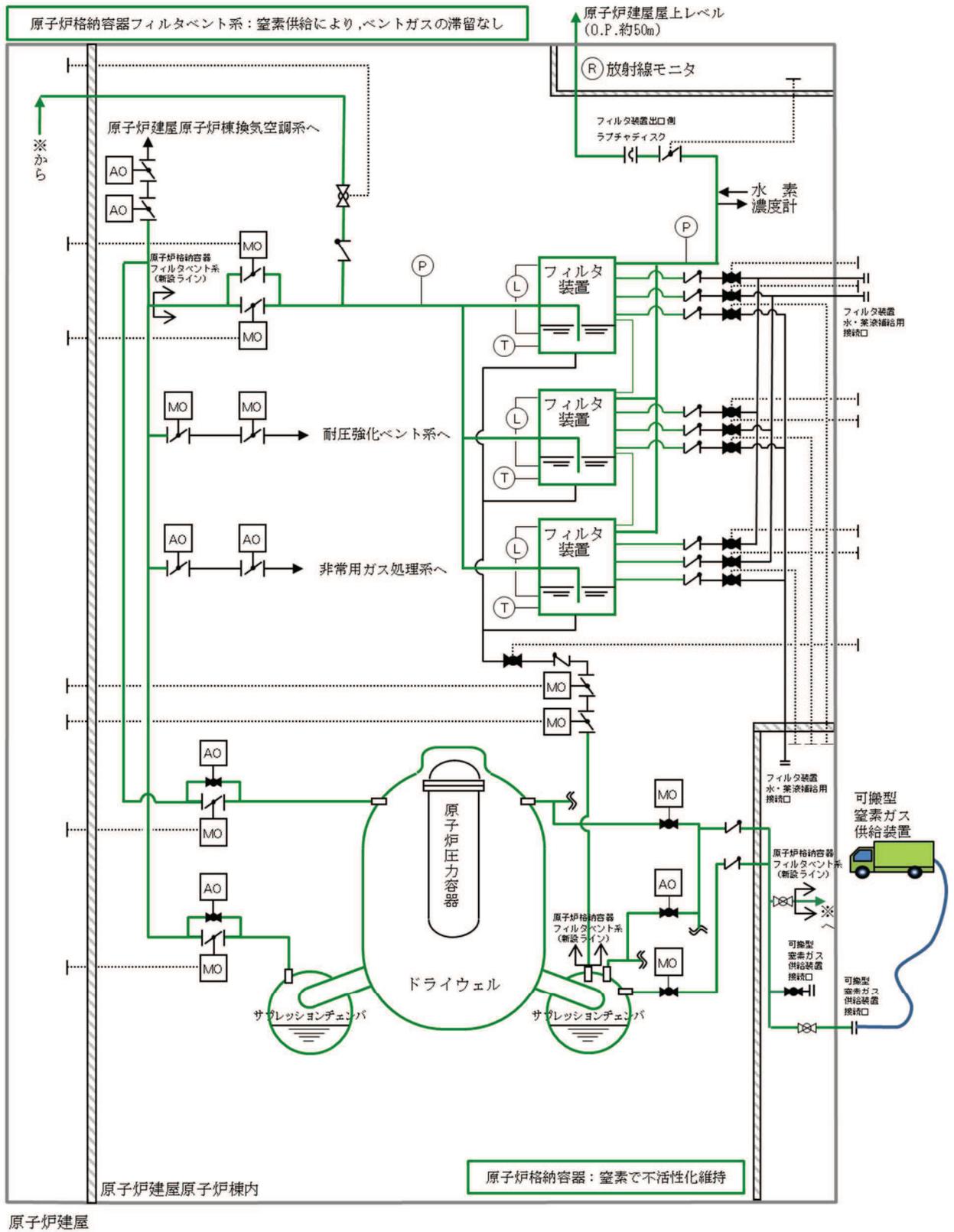


図 1-11 水素爆発防止対策 (ベント停止後)

## 2. フィルタ装置室

フィルタ装置に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、耐圧試験における発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認するものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素が、フィルタ装置からフィルタ装置室に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、フィルタ装置室内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 $5.6 \times 10^{-3}$ vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、原子炉格納容器ベントの停止及びスクラバ溶液の移送によるフィルタ装置室への水素漏えい防止並びにフィルタ装置室の入口扉の開放によるフィルタ装置室の換気が実施できる。

以上のことから、フィルタ装置室で水素爆発が発生することはない。

### (1) 評価シナリオ

評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」とする。

また、当該シナリオでは、図 1-12 及び図 1-13 に示すとおり、原子炉格納容器ベント実施4時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。

### (2) 評価

評価条件を表 1-2 に示す。

#### a. 漏えい条件

漏えい条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」における原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度である25vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的にすべて凝縮するものとして評価を実施する。なお、原子炉格納容器ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても25vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。

漏えい率については、J I S Z 2 3 3 0 (2012)「表 1-漏れ試験方法の種類、適用方法及び特徴」の「圧力変化法（加圧）」に基づき、保守的に854kPa[gage]、200℃の条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素については、発生量が少なく、フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. フィルタ装置室の条件

フィルタ装置室の条件は、乾燥空気におけるガス組成とする。

空間容積については、躯体図から算出した数値（フィルタ装置分を除く。）に対し、機器配管分の低減率として、0.7を乗じて算出する。

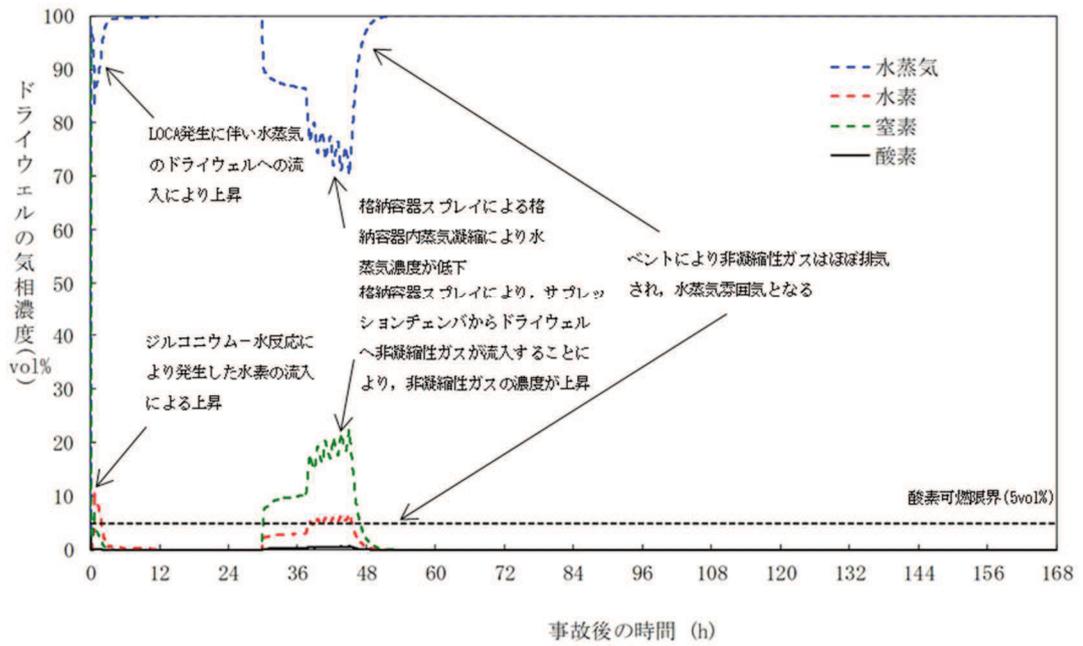


図 1-12 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

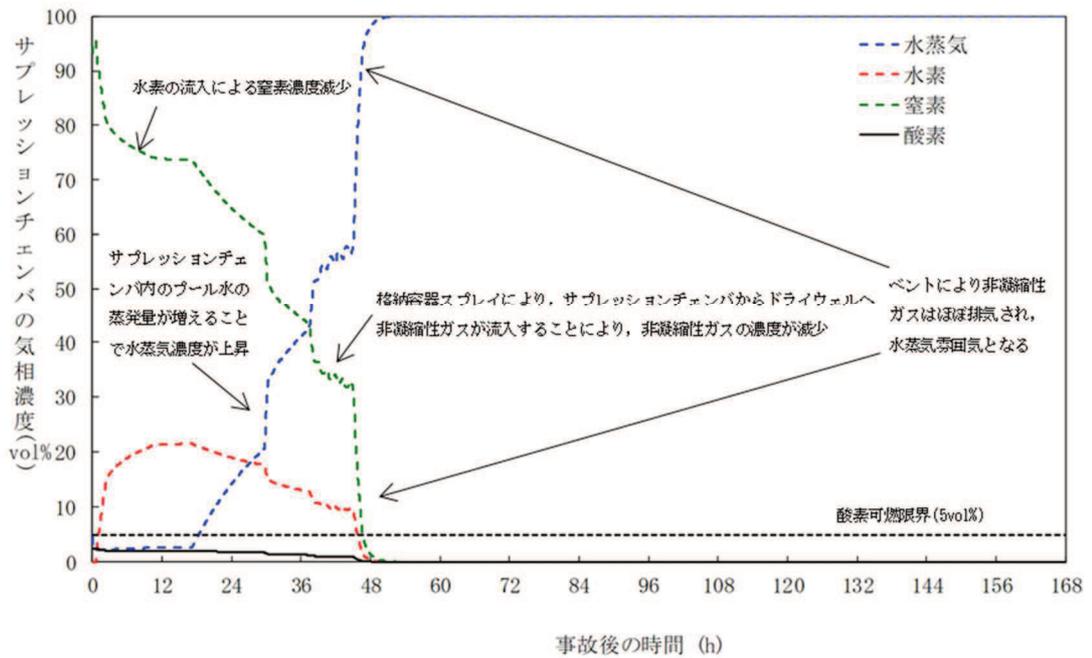


図 1-13 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表 1-2 フィルタ装置室の水素濃度評価における評価条件

項目	条件	備考	
評価シナリオ	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定	
漏えい条件	水素濃度	25vol%	原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定
	水蒸気濃度（漏えい時）	75vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定
	水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	
	酸素濃度	0vol%	
	窒素濃度	0vol%	
	漏えい時間	168 時間	
漏えい率	$7.7 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$	J I S Z 2 3 3 0 (2012) の可検リーク率 (854kPa, 200℃, 水素条件) を踏まえて設定	
フィルタ装置室の条件	空間容積	564m <sup>3</sup>	躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21vol%	
濃度算出条件	水素の密度	0.0887kg/m <sup>3</sup>	標準状態の条件として設定
	窒素の密度	1.234kg/m <sup>3</sup>	
	酸素の密度	1.410kg/m <sup>3</sup>	
フィルタ装置室から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	
スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol% の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. フィルタ装置室への漏えい評価

フィルタ装置からフィルタ装置室へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \text{式(1)} \\ &= 7.7 \times 10^{-4} \times 0.25 \times 168 \\ &= \text{約 } 3.2 \times 10^{-2} \text{m}^3 \end{aligned}$$

フィルタ装置室内での水素濃度を評価するため、式(1)で得た結果を mol 数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(2)} \\ &= 0.0887 \times 3.2 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.4 \text{mol} \end{aligned}$$

次に、フィルタ装置室側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(3)} \\ &= 1.410 \times 564 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 5.219 \times 10^3 \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(4)} \\ &= 1.234 \times 564 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.964 \times 10^4 \text{mol} \end{aligned}$$

式(1)～式(4)の結果を踏まえ、フィルタ装置室の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \\ &\quad \times 100 \cdots \cdots \text{式(5)} \\ &= 1.4 / (1.4 + 5.219 \times 10^3 + 1.964 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約 } 5.6 \times 10^{-3} \text{vol\%} \end{aligned}$$

3. 可搬型窒素ガス供給装置の容量

可搬型窒素ガス供給装置の容量は、下記のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、原子炉格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持
  - ② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、系統内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持
- 可搬型窒素ガス供給装置の主要な仕様を表 1-3 に示す。

表 1-3 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様

供給容量	220m <sup>3</sup> /h[normal]
純度	99.0vol% (不活性ガス)
供給圧力	427kPa[gage] (可搬型窒素ガス供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量の設定について示す。

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素は、サブプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。

このため、水素発生量は、サブプレッションチェンバへの放射性物質の移行量が多い事象である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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時において、ベント開始後、ドライウエル圧力が 427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約 45 時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。

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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における、事故発生後約 45 時間経過時点の水素発生量及び酸素発生量を図 1-14 に示す。

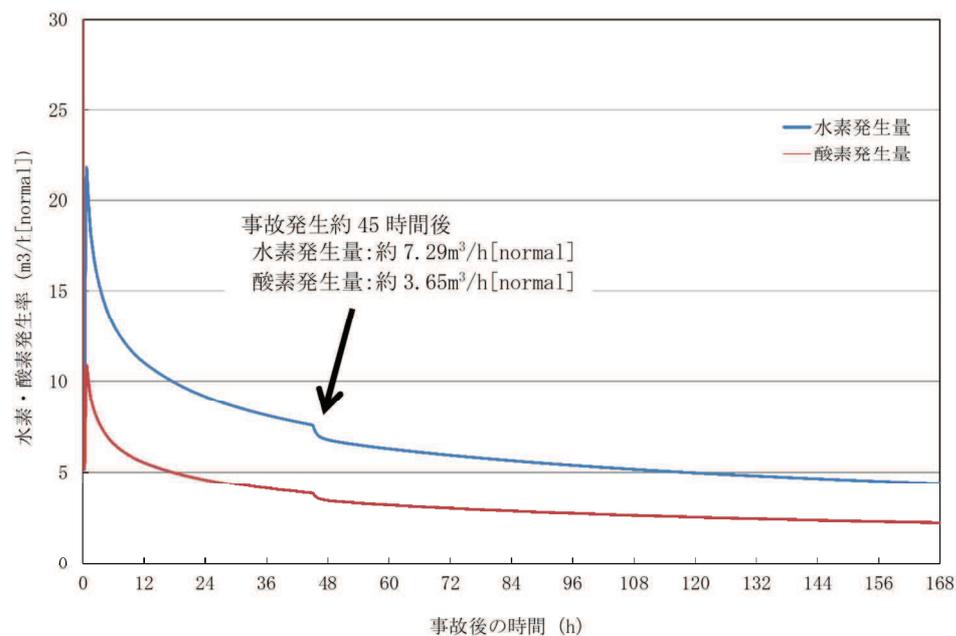


図 1-14 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における水素発生量及び酸素発生量

可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は、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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように、180m<sup>3</sup>/h [normal] 以上と設定している。窒素供給量は以下の式を用いて算出する。

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{ 値 (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) * 1$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) * 2 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \text{放射線吸収割合} \dots \text{式(6)}$$

$$\text{窒素供給容量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04)$$

$$/ 0.04 \dots \text{式(7)}$$

$$\text{酸素発生量} = (\text{水素発生量}) / 2 \text{m}^3/\text{h [normal]} \dots \text{式(8)}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

注記\*1 : 1eV = 1.602 × 10<sup>-19</sup> (J)

\*2 : アボガドロ数 6.022 × 10<sup>23</sup>

水素発生量の計算には以下の条件及び MAAP 解析結果を適用する。

- ・ 除熱機能の復旧により原子炉格納容器内は冷却されており、水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量のG値は0.25（分子/100eV）とする。
- ・ 放射線吸収割合は炉心部では0.1，原子炉格納容器では1.0とする。
- ・ 放射線分解に寄与する発熱量は、MAAP 解析結果より炉心部では約 8.71MW，原子炉格納容器では約 2.61MW とする。

$$\text{炉心部水素発生量} = 8.71 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 0.1$$

$$= 1.83 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{原子炉格納容器水素発生量} = 2.61 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$$

$$/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0$$

$$= 5.46 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{合計水素発生量} = 1.83 + 5.46$$

$$= 7.29 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{酸素発生量} = 7.29 / 2$$

$$= 3.65 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

$$\text{窒素供給容量} = (7.29 - 7.29 \times 0.04 - 3.65 \times 0.04) / 0.04$$

$$= 171.31 \text{m}^3/\text{h [normal]}$$

## 原子炉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

## 1. 系統設計条件

原子炉格納容器フィルタベント系については、想定される事故事象での使用条件下において、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 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉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	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容器圧力 427kPa[gage] において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置 内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル 移行量	150kg	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、150kgとする。
よう素の炉内 内蔵量	□ kg	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*から、□ kg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。

注記\*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから、炉心熱出力が高い ABWR を代表させている。また、ORIGEN2 コードでは、保守的に 1 サイクル 13 か月（395 日）に対して、1 サイクル 10000 時間（416 日）の燃焼期間を仮定している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉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。

## 2. 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉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、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内のガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 854kPa[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原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移から、ベント時に原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は限界圧力 854kPa[gage]及び限界温度 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移を図 2-1 及び図 2-2 に示す。原子炉格納容器圧力の最大値は約 640kPa[gage]，原子炉格納容器の最高温度は約 178℃であり，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

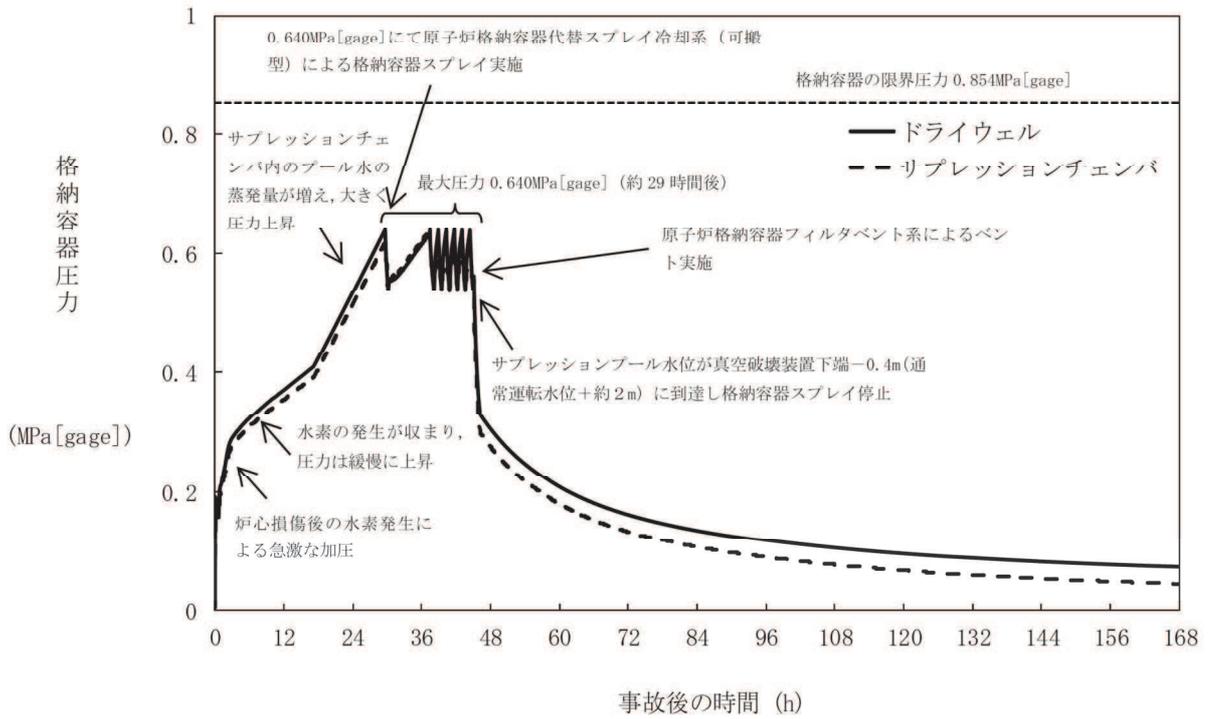


図 2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移

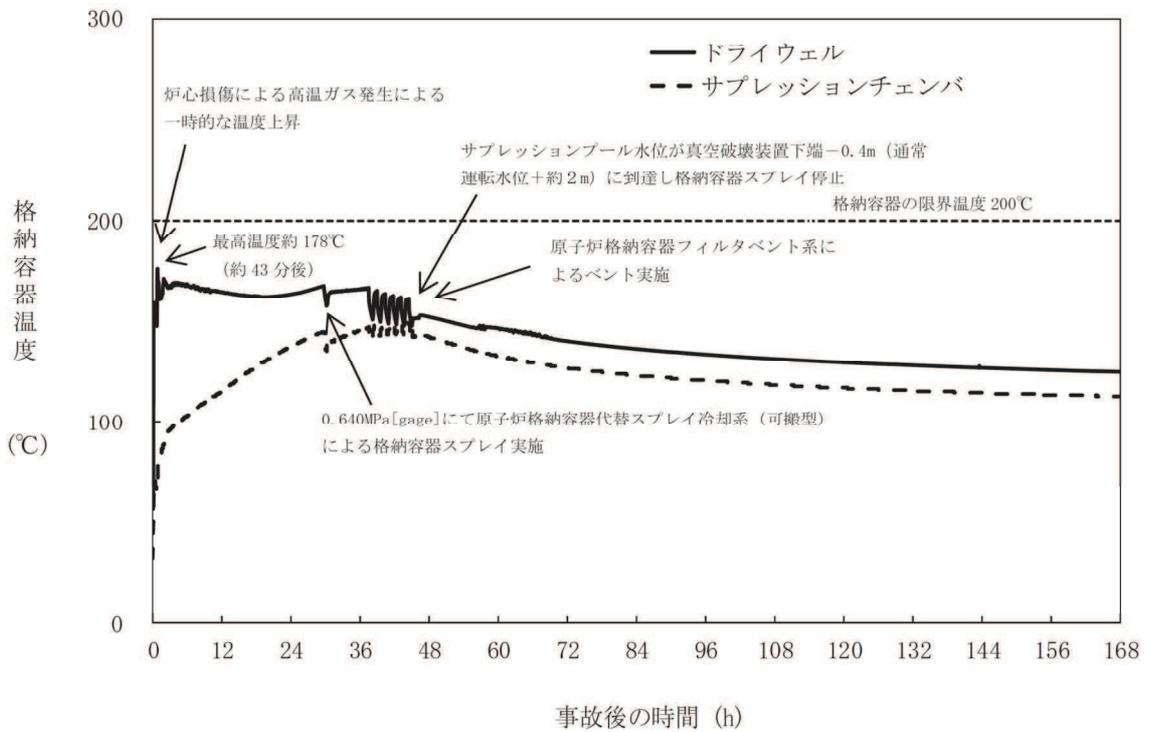


図 2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

原子炉格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

(1) 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間～3時間後に原子炉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%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

(2) 原子炉格納容器圧力の設定

有効性評価において原子炉格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、原子炉格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、原子炉格納容器圧力は 1Pd とする。

(3) 系統流量の算出

(1)及び(2)の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式(1)により算出する。崩壊熱は、保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与する評価とし、サプレッションプール等への熱の移行は考慮しない。さらに、原子炉圧力容器に注水された水の蒸発によって発生した蒸気についても、保守的にサプレッションプール等による凝縮を考慮せず、系統流量として取り扱う。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \times 3600 / 1000 \dots\dots\dots \text{式(1)}$$

ここで、

$W_{Vent}$  : 系統流量 (t/h)

$Q_R$  : 定格熱出力 (2436×10<sup>3</sup>kW)

$h_s$  : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ (2750kJ/kg)

$h_w$  : 1Pd, 60℃\*における水の比エンタルピ (252kJ/kg)

注記\* : 原子炉圧力容器に注水する水温を保守的に高めに設定した温度  
(重大事故等対処設備として期待する水源の運転時最高温度 60℃)

以上より、系統流量は 35t/h となることから、35t/h を kg/s へ単位換算し、保守的に切り上げた 10.0kg/s を原子炉格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。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する。

なお、原子炉格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の原子炉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、原子炉格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 10.0kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

#### 4. フィルタ装置内発熱量

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、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における原子炉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原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するFPによる崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

##### 【フィルタ装置内発熱量】

$$\begin{aligned}
 &= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\
 &\quad \times \text{【②FPの原子炉格納容器への放出割合】} \\
 &\quad \div \text{【③原子炉格納容器内のDF】} \\
 &\quad \times \text{【④フィルタ装置に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】}
 \end{aligned}$$

##### ① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約2時間～3時間後に原子炉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の原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、揮発性核種のうち原子炉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2-2)

##### ③ 原子炉格納容器内のDF

海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する試験(NSPP試験等)では、原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減少している結果が得られており、原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として、ドライウェルベント時はDF:10\*とする。

注記\*：事象発生から約45時間(有効性評価におけるベント開始時間)後のMAAP解析結果から、DFは10000程度であることを確認しており、DF:10としている発熱量評価の設定は保守的である。

##### ④ フィルタ装置に蓄積する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、フィルタ装置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2-3)

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。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、フィルタ装置内発熱量は、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(2436MW×0.015%)と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラバ溶液の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

表 2-2 NUREG-1465における原子炉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* <sup>1</sup>	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (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

注記\*1：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 2-3 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* <sup>2</sup>	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
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (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

注記\*2：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。

5. エアロゾル移行量

有効性評価シナリオのうち、エアロゾル移行量の最も厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を表 2-4 に示す(参考)。

表 2-4 原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）	2.6g	1200g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サブプレッションプールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 28kg となるが、エアロゾルに係る海外規制の規定を踏まえ、150kg として設計する。

想定する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以下に示す。

(1) 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループの FP の炉内内蔵量を表 2-5 に示す。

(2) 核分裂生成物の原子炉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 2-2)。

(3) 原子炉格納容器内の 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、DF:10 とする。

以上より、想定する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。

【エアロゾル量】 =

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

(4) 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 2-5 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)	原子炉格納容器への 放出割合 (-)	エアロゾル 移行量 (kg) *
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		0.005	
Ce	CeO <sub>2</sub>		0.0055	
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0.0052	
			合計	2.8E+01

注記\* : エアロゾル移行量は、金属繊維フィルタの総面積の設定に使用される。

6. 引用文献

- (1) NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995
- (2) "Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For October 1983-March 1984", NUREG/CR-3830 Vol. 1, ORNL/TM-9217/V1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考)

1. エアロゾルの保守性について

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件について

原子炉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 150kg に設定している。

(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原子炉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 MAAP 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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔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DESTAL部で熔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熔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熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔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、熔融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、熔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）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおける原子炉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 2-6 に示す。本シーケンスの有効性評価ではウェットウェルベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表 2-6 より、エアロゾル移行量はウェットウェルベント時よりドライウェルベント時の方が多く 1.2kg であるが、原子炉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 150kg である。

表 2-6 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 (kg)
ウェットウェルベント	0.0026
ドライウェルベント	1.2

流量制限オリフィスの設定方法について

1. 流量制限オリフィスの設定方法

原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉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。

一方、原子炉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、ベンチュリノズルの流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置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設計としている。

ベント操作は原子炉格納容器圧力が 1Pd～2Pd (427kPa[gage]～854kPa[gage]) の時に開始する運用としており、流量制限オリフィスの設計に当たっては、ベント時において原子炉格納容器圧力が低い状態（原子炉格納容器と大気の差圧が低い状態）を考慮し、原子炉格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

なお、原子炉格納容器圧力 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原子炉格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。

- ① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。
- ② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。
- ③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。

オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



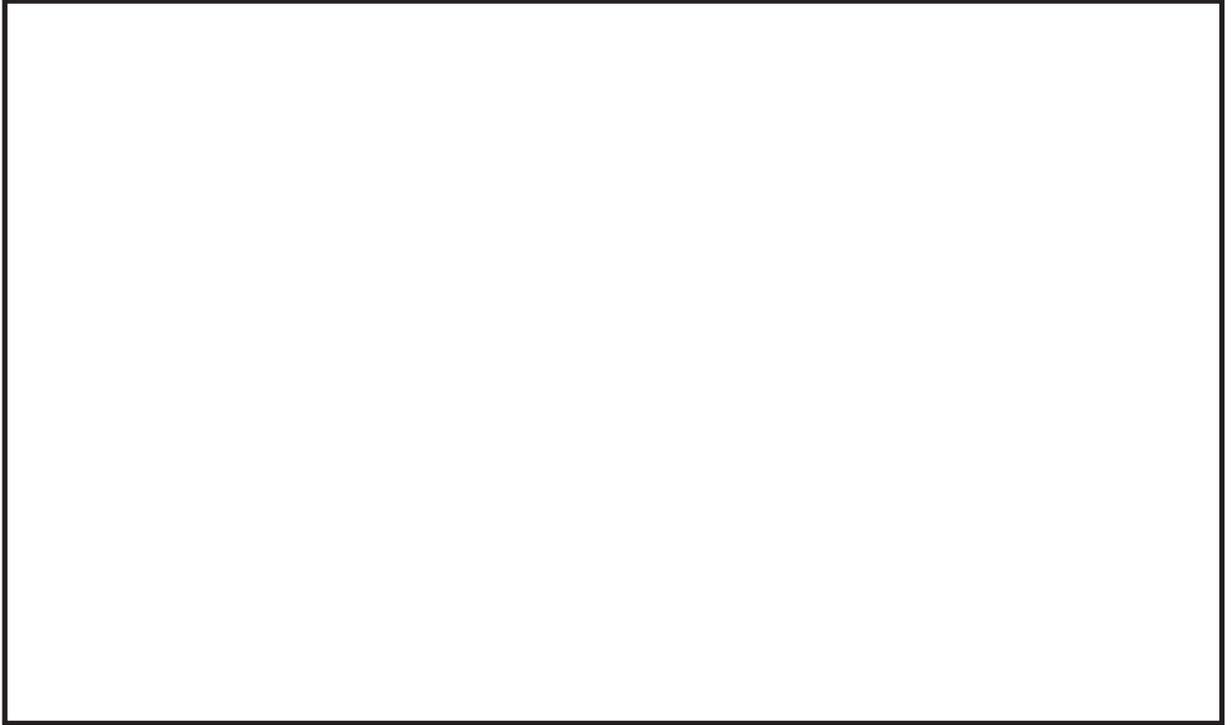
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ここで

V : 体積流量

m : 質量流量

$\sigma$  : 比体積



概算評価結果を表 3-1 及び図 3-1 に、原子炉格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を図 3-2 に示す。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. オリフィス以外の圧力損失

オリフィス以外の圧力損失については、以下に示す。

(1) 入口配管，出口配管

配管の圧損は、損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。

ここで

(2) フィルタ装置

フィルタ装置内圧力損失は JAVA 試験の結果から導出した以下の実験式に基づき計算する。

ここで

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 放射性よう素フィルタ

放射性よう素フィルタの圧力損失は、試験結果に基づき約    kPa (1Pd 時) とする。

表 3-1 原子炉格納容器圧力に対する体積流量 (概算評価)

原子炉格納 容器圧力 kPa [gage]	入口配管 圧力損失 kPa	フィルタ装置内 圧力損失 kPa	オリフイス 圧力損失 kPa	放射性 よう素フィルタ 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) *1	体積流量 m <sup>3</sup> /s (相対比) *1
854 (2Pd)							
427 (1Pd)							

注記\*1: 原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

\*2: ベント実施後、原子炉格納容器圧力が十分低下した時点の圧力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

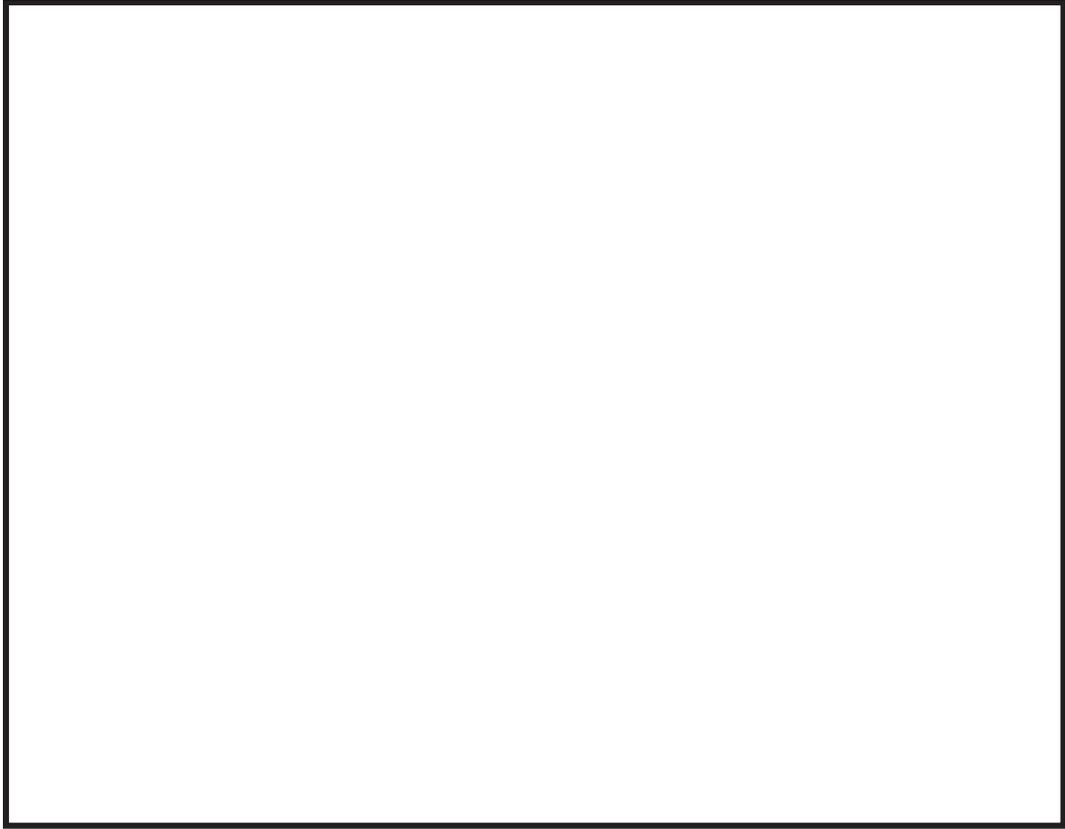


図 3-1 圧力勾配図

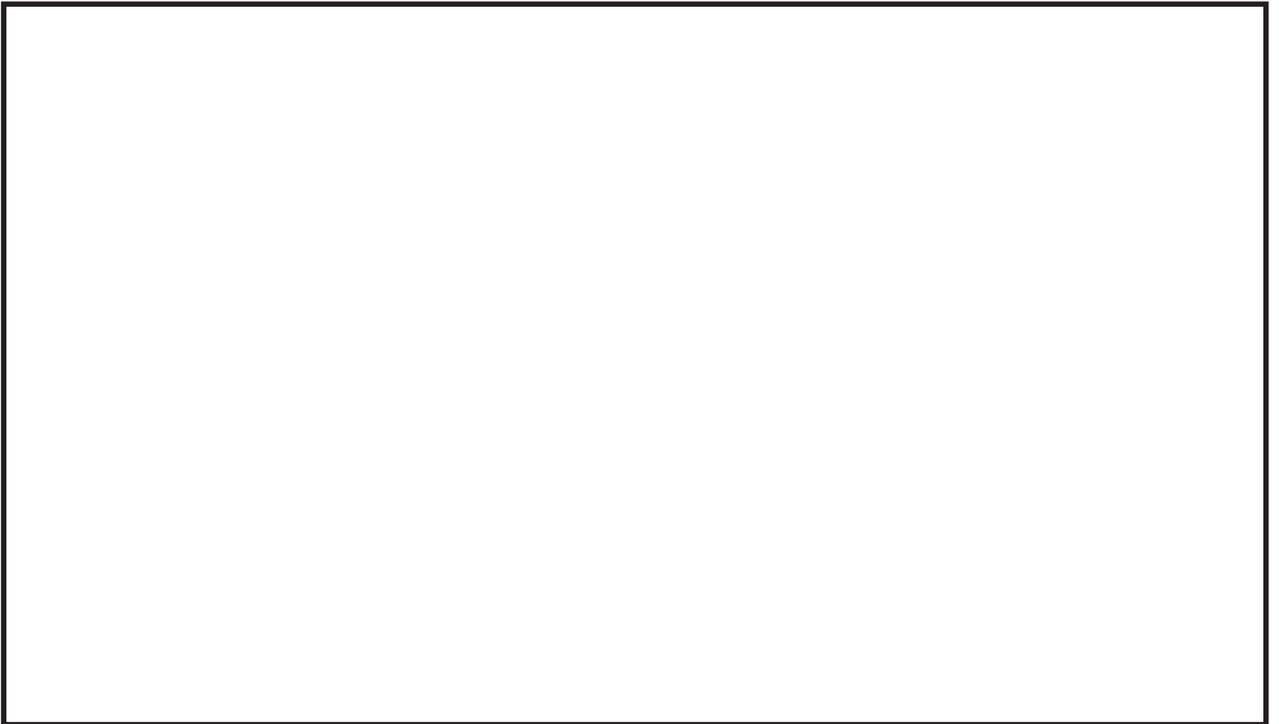


図 3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の流量特性

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について

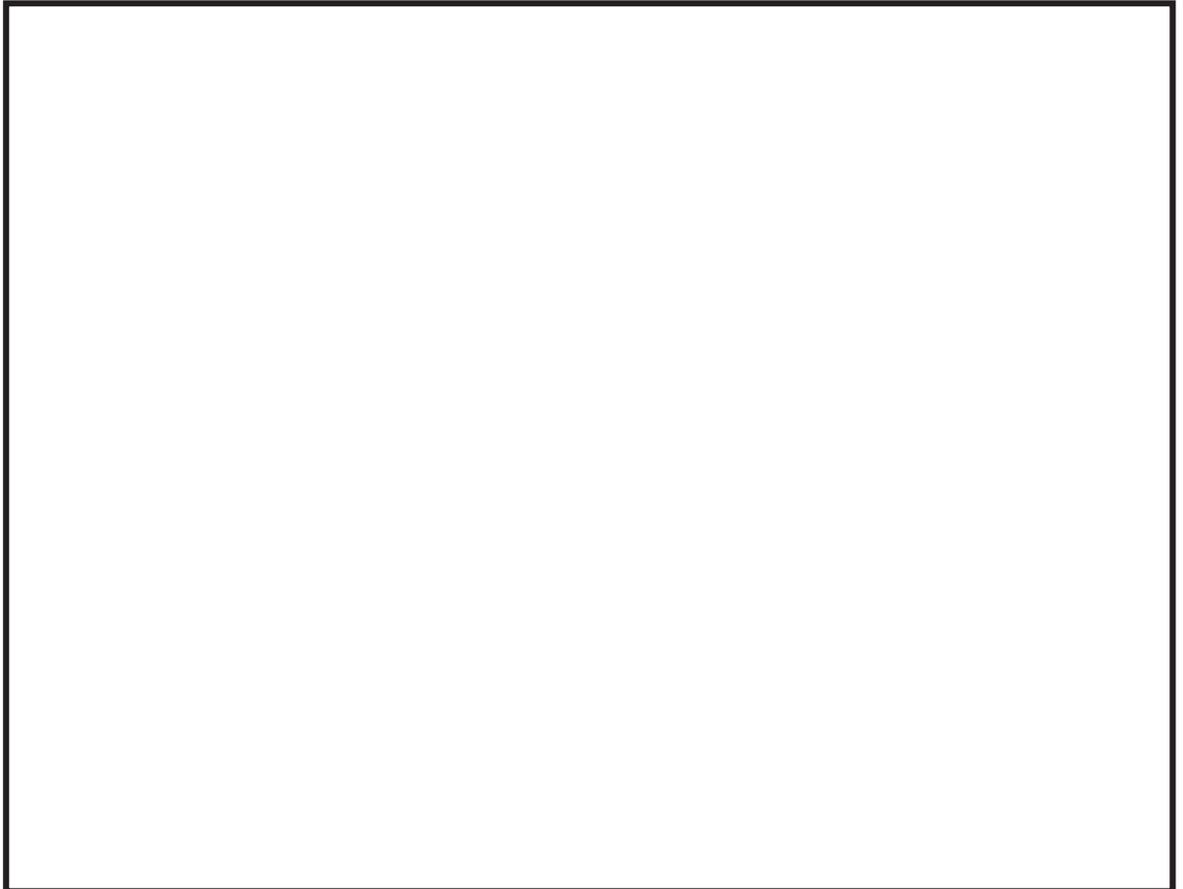
ベンチュリスクラバのスクラバ溶液について、その保有水量の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。

## 1. 保有水量の設定根拠

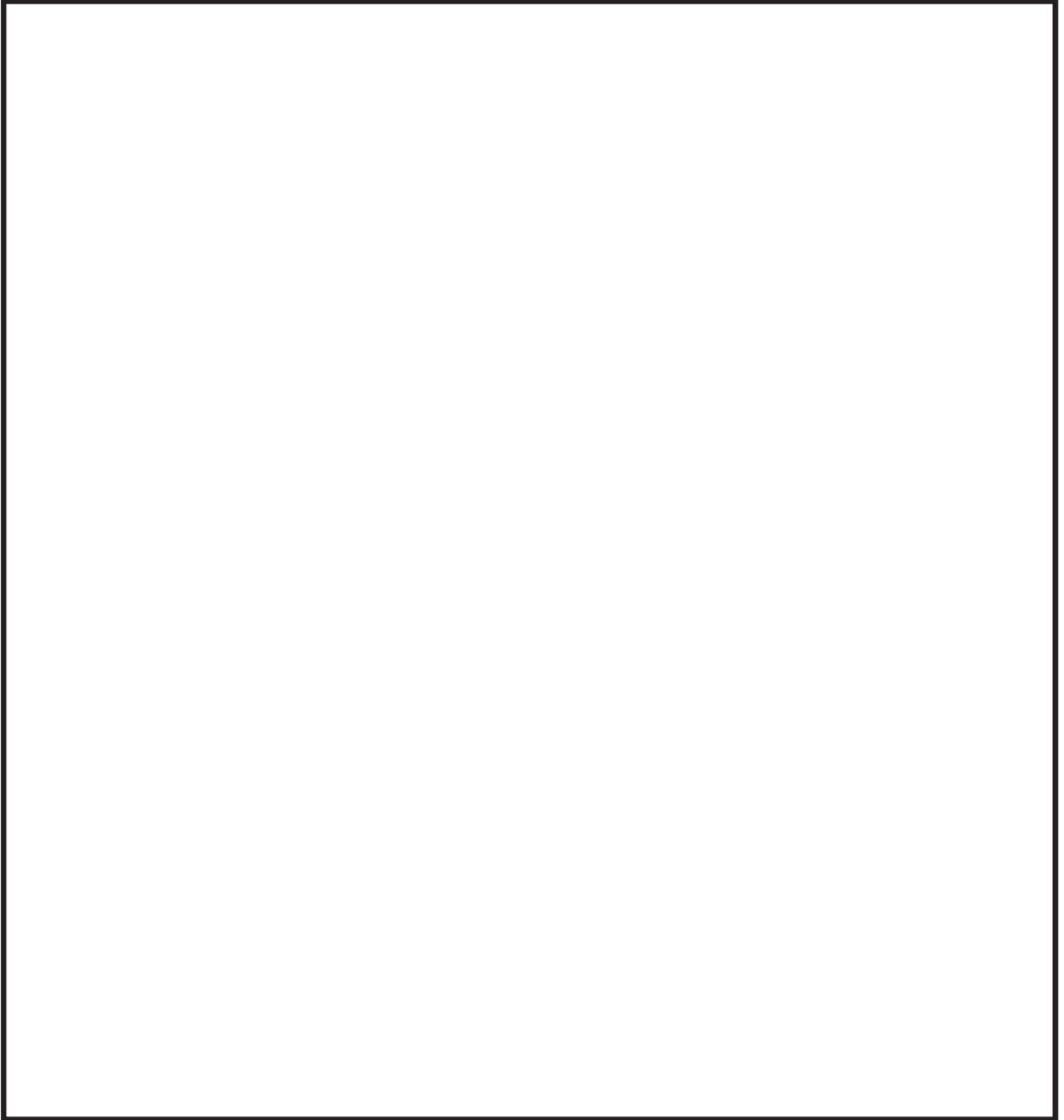
スクラバ溶液の保有水量は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量（以下「最小水量」という。）から、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属繊維フィルタが水没しない水量（以下「最大水量」という。）を考慮して、約  t と設定している。なお、初期水量（系統待機時）は上記を考慮し、補給期間の確保の観点から水量を大きく、かつ、上限水位にも余裕を持った値として、約  t と設定している。

スクラバ溶液の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を図 4-1 に示す。

## (1) 最大水量について



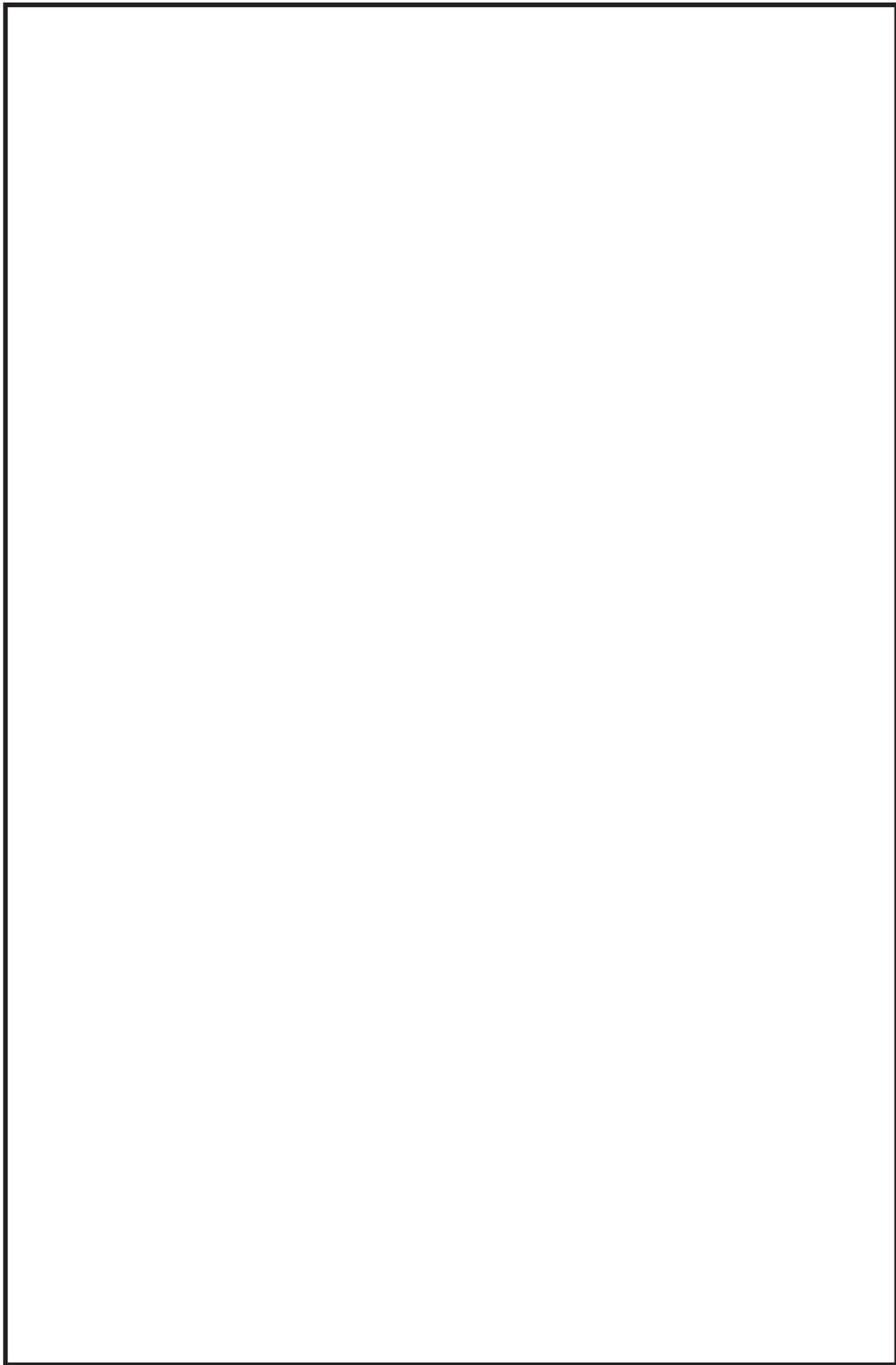
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



(2) 最小水量について



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

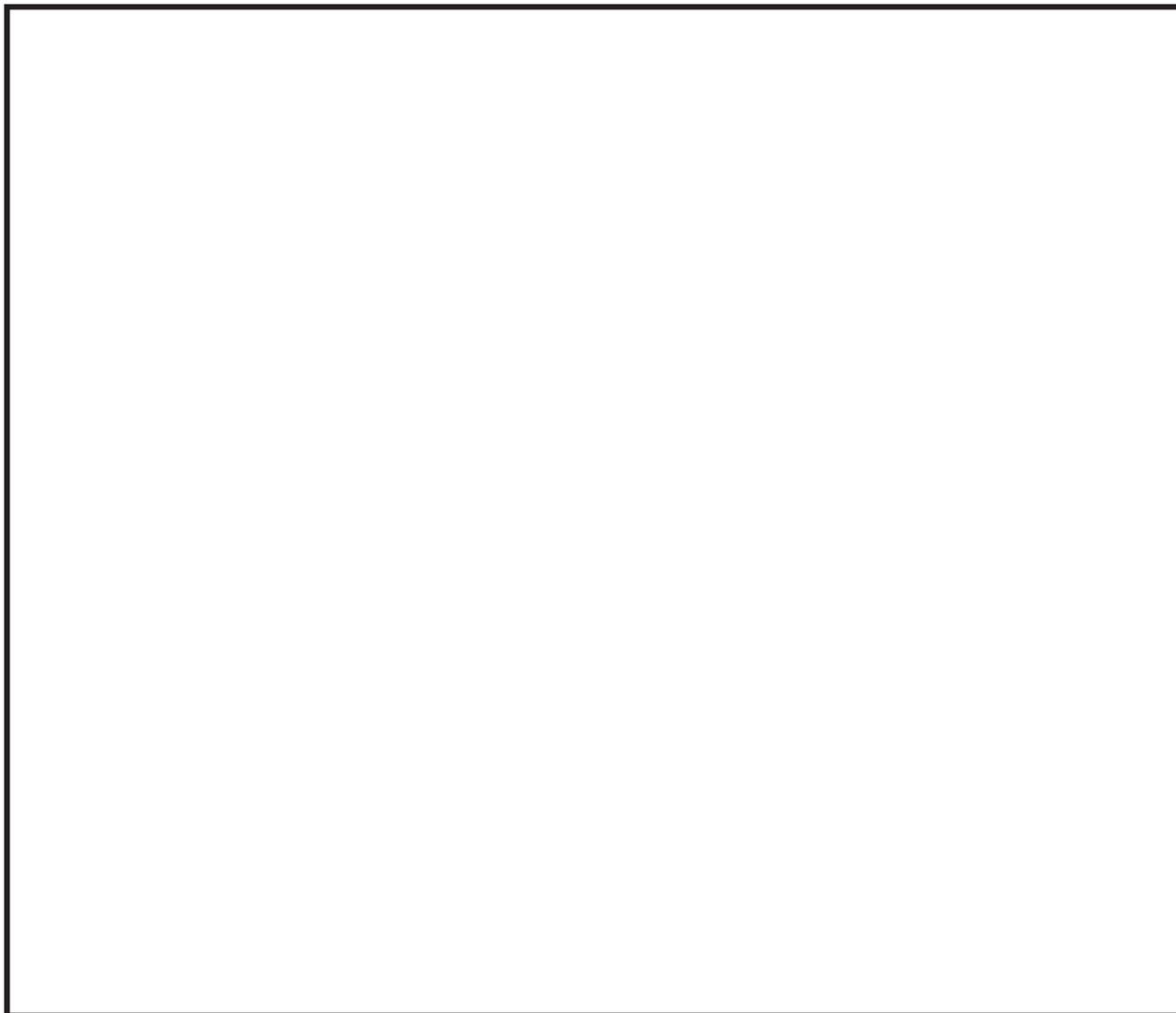


図 4-1 フィルタ装置水位の概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 ベント時における物性値

--

〇 2 ② VI-1-8-1-別添 2 R 2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) スクラバ溶液の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラバ溶液の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラバ溶液の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断 LOCA を想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラバ溶液の水位挙動より評価する（表 4-2）。

スクラバ溶液の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

a. 評価条件

- (a) 初期水量： kg
- (b) 室温：25℃\*<sup>1</sup>
- (c) ベント時の原子炉格納容器圧力：図 4-2 のとおり
- (d) フィルタ装置内発熱量： kW\*<sup>2</sup>

注記\*1：ベント実施前のスクラバ溶液の初期水温としても使用。系統待機時の原子炉建屋原子炉棟内の平均温度として設定した値

\*2：45 時間後のベントを想定し、炉心の放射性物質の内蔵量から算出したフィルタ装置へ流入するエアロゾル及び無機よう素の発熱量の最大値（約  kW）に余裕を考慮した値

b. 評価結果

スクラバ溶液の水量挙動を図 4-3 に示す。ベント時のスクラバ溶液の水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後 7 日間（168 時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

表 4-2 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設計条件 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2 時間～3 時間後 【原子炉定格熱出力の 1%相当の時間】	45 時間後* <sup>3</sup> 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内発熱量	370kW 【ベント時間：2 時間～3 時間ベース】	<input type="text"/> kW 【ベント時間：45 時間ベース】

注記\*3：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間 45 時間ベース

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

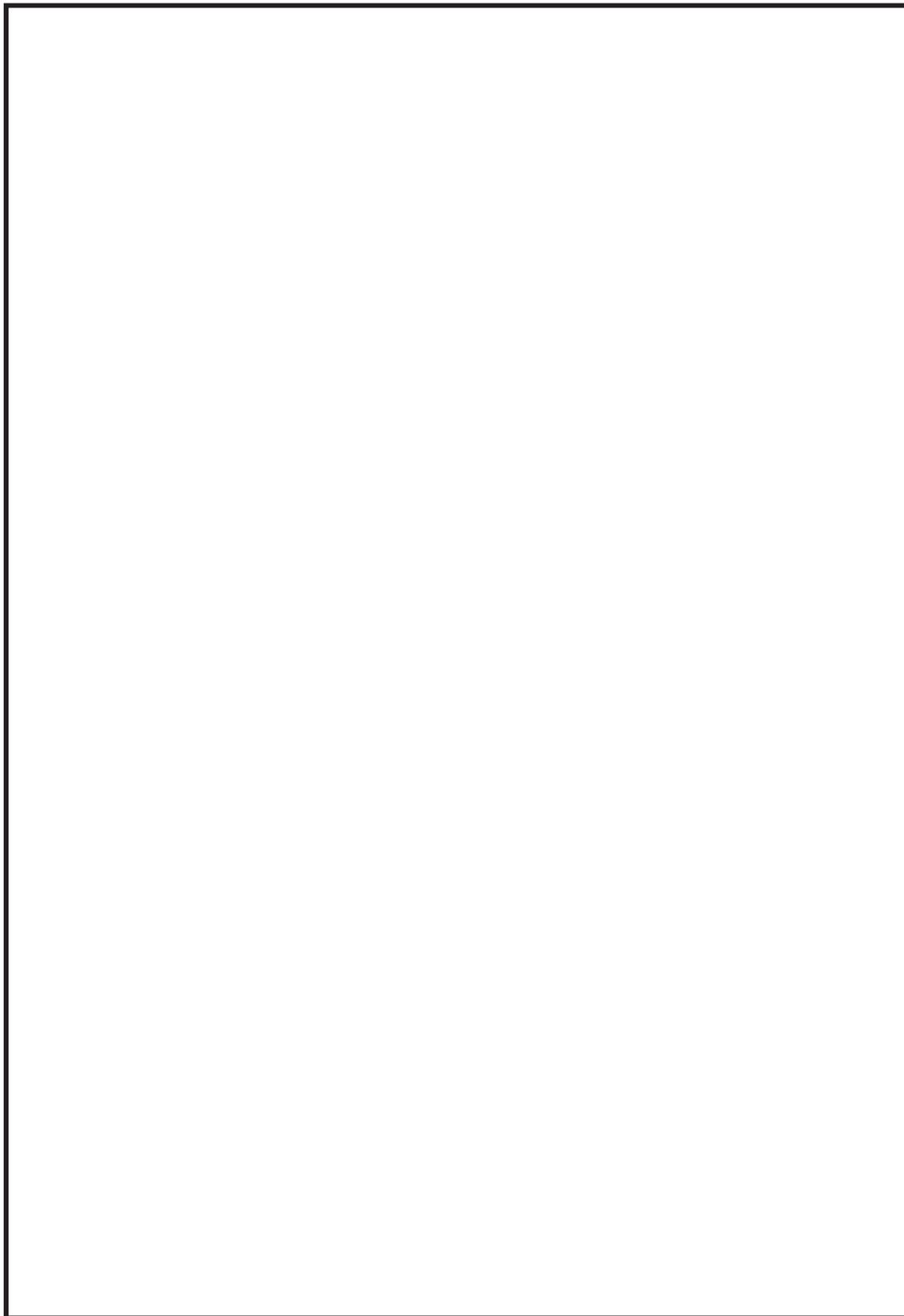


図 4-2 ベント時の圧力推移図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

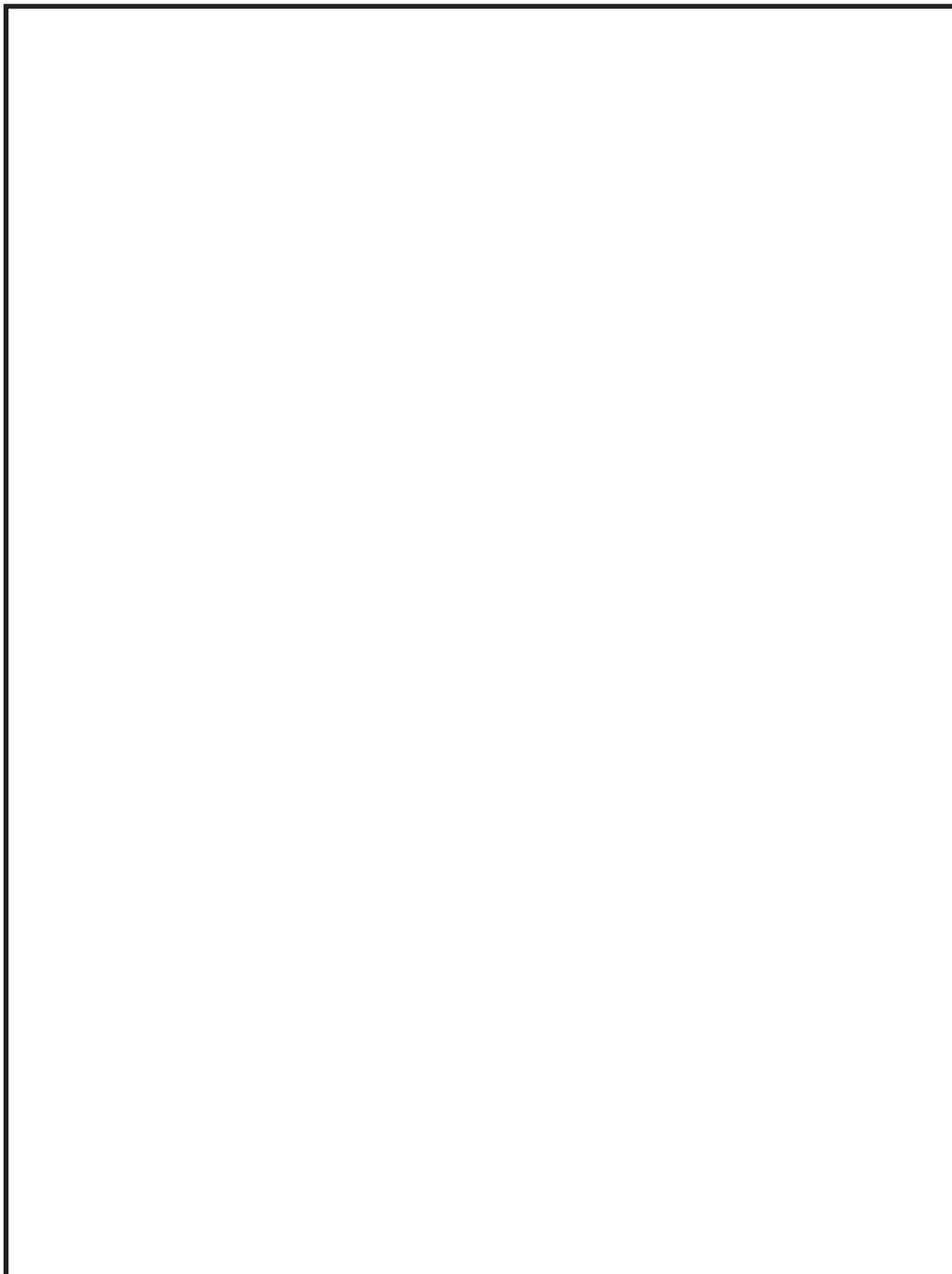


図 4-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるベント時のスクラバ溶液の水量変動

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. スクラバ溶液の健全性

### 2.1 スクラバ溶液の pH

スクラバ溶液は、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7 以上）に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸が放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ溶液）に移行するため、pH が低下する可能性がある。

これに対して、スクラバ溶液は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の pH 監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラバ溶液の pH については、定検時にサンプリングを実施し、性状を確認する。

#### (1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サブプレッションプール水溶存窒素、原子炉格納容器内ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源ごとに表 4-3 に示す。

表 4-3 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH)等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na <sub>2</sub> B <sub>10</sub> O <sub>16</sub> )	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッションプール水溶 存窒素	硝酸 (HNO <sub>3</sub> )	—	
原子炉格納容器内ケーブル	塩化水素 (HCl)	—	
原子炉格納容器下部コンク リート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素 (CO <sub>2</sub> )	—	
原子炉格納容器内塗料	硝酸 (HNO <sub>3</sub> )	アンモニア (NH <sub>3</sub> )	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッションプール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる原子炉格納容器内ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラバ溶液中で分解する際に塩基を消費する[ ]が、スクラバ溶液の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。

a. 原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸の発生量

原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、約 [ ] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。調査した結果を図4-4に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

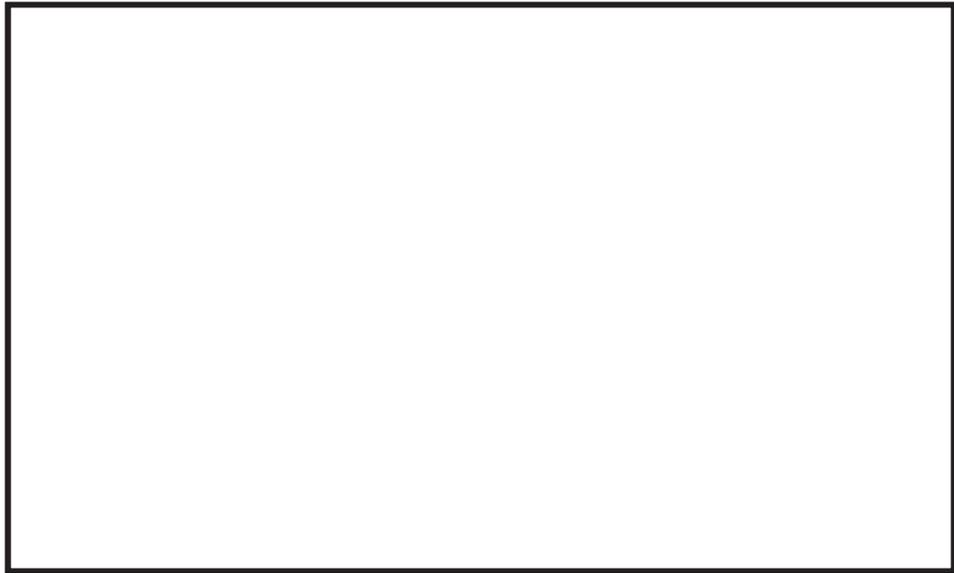


図 4-4 原子炉格納容器内のケーブルに起因する酸の量

b. サプレッションプール水での放射線分解により発生する硝酸の量

重大事故等時において、サプレッションプール水中ではサプレッションプール水溶解窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

なお、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラバ溶液に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、原子炉格納容器内に放出された放射性イソトプ素を全てエアロゾル (CsI) とし、サプレッションプール内に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラバ溶液の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラバ溶液の pH の影響は保守的に評価されている。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183 及び NUREG/CR-5950 に基づき、サプレッションプール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、事象発生 7 日後に約  mol となる。

$$\text{HNO}_3 = G_w \times D \times V_s$$

ここで、

$\text{HNO}_3$  : 積算硝酸生成量 (mol)

$G_w$  : 水の硝酸生成 G 値に相当する換算係数 (mol/L/Mrad (Water))

$D$  : サプレッションプール水の積算吸収線量 (Mrad (Water))

$V_s$  : サプレッションプール水体積 (L)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

c. MCCI により発生する二酸化炭素の量

原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリート\*<sup>1</sup>を使用していることから、MCCI により発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価での重大事故等時のコンクリート侵食量約 [ ] cm に対して保守的に約 [ ] cm のコンクリート侵食を見込み評価する。

MCCI により発生する二酸化炭素は、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は約 [ ] mol\*<sup>2</sup>となる。

注記\*1：コンクリートの組成例は以下のとおり。

成分	玄武岩系コンクリート (重量%)
SiO <sub>2</sub>	54.84
TiO <sub>2</sub> , MnO, MgO	7.21
CaO	8.82
Na <sub>2</sub> O	1.80
K <sub>2</sub> O	5.39
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6.26
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	8.32
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.00
CO <sub>2</sub>	1.50
H <sub>2</sub> O (自由水, 結合水)	5.86

\*2：二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。

二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラバ溶液に溶解することはないと考えるが、また弱酸のため、酸性物質としてスクラバ溶液に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラバ溶液の pH に影響を与える酸性物質として評価する。

d. [ ] の分解により消費される塩基の量

スクラバ溶液に含まれる [ ] は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される [ ] の量は、スクラバ溶液の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[ ]  
 ここでは、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、スクラバ溶液に含まれる [ ] [ ] 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、 [ ] [ ] の分解により消費される塩基の量は約 [ ] mol となる。

(スクラバ溶液に含まれる [ ] の量)

[ ]

( [ ] の分解により消費される塩基の量)

[ ]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッションプールに移行し、ベント時にはサプレッションプールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が行移するとして評価する。スクラバ溶液の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【フィルタ装置での塩基の消費量 (約  mol)】

- ・原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸で消費される塩基の量 約  mol
- ・サプレッションプール水から発生する硝酸で消費される塩基の量 約  mol
- ・MCCI で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 約  mol
- ・ の分解により消費される塩基の量 約  mol

(3) スクラバ溶液の pH 評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I<sub>2</sub>) を捕集及び保持するものであるため、ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持する必要がある、スクラバ溶液には塩基の消費量 (約  mol) を考慮する。

消費される約  mol の塩基に相当する  の濃度は、待機時水量 (約  t) 時に約  wt% (= ) となることから、これに余裕を考慮して、スクラバ溶液の待機時  濃度は  wt% 以上とする。

この場合、初期のスクラバ溶液の pH は約 、事象発生 7 日後のスクラバ溶液の pH は約  であり、スクラバ溶液はアルカリ性の状態を維持できる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ溶液に添加する  の水系の相平衡については、「工業用水便覧」より、図 4-5 のとおり示されている。図 4-5 より、フィルタ装置スクラバ溶液の添加濃度である  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。フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することとしており、スクラバ溶液は 10℃ 以上となる。よって、フィルタ装置待機中に  が析出することはない。

また、 は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はフィルタ装置出口側ラプチャディスクにより外界と隔離され、窒素雰囲気になられることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、は均一に拡散されることが考えられる。

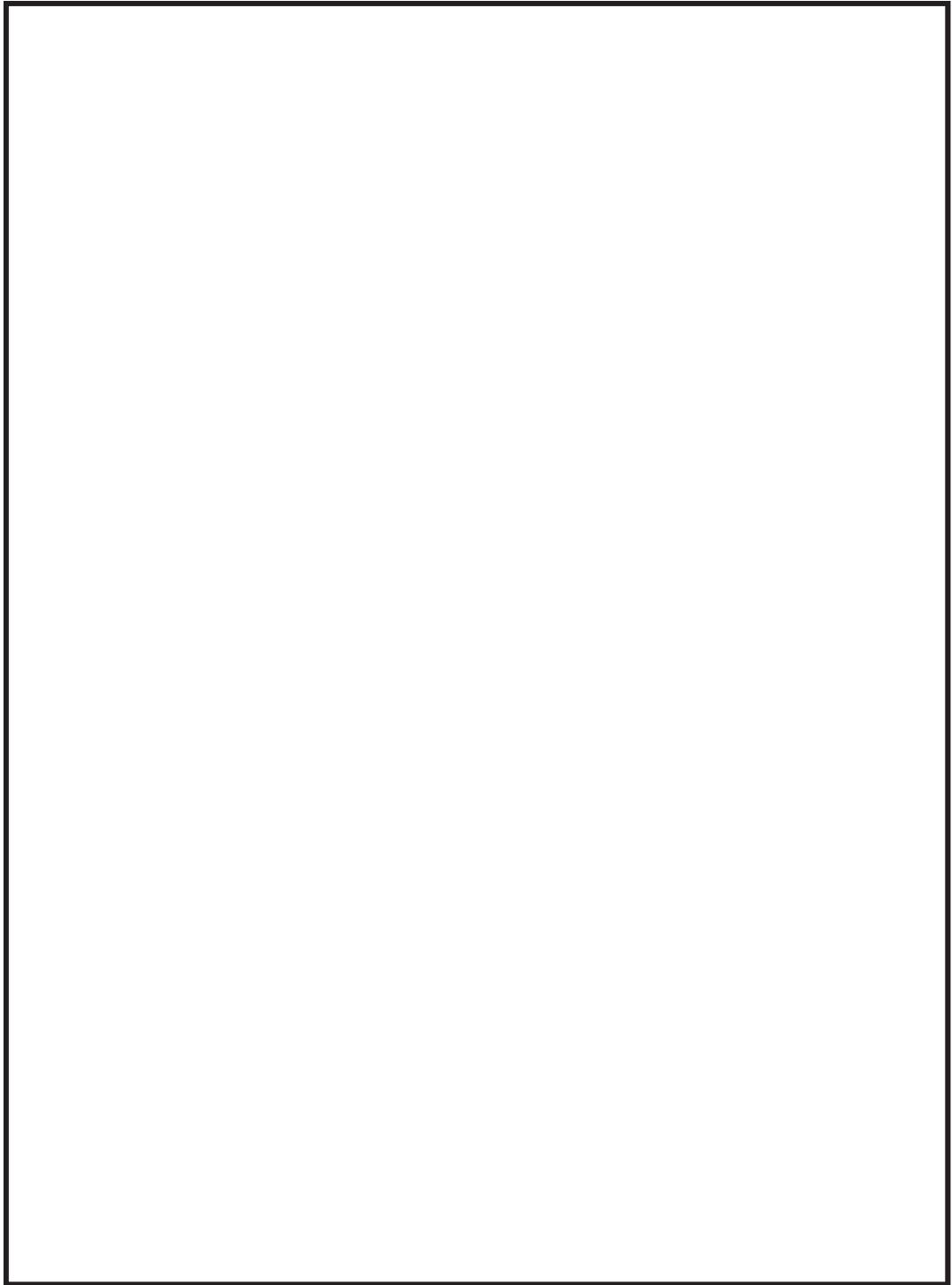


図 4-5  の水系相平衡図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(5) スクラバ溶液の管理について

(3)に記載したとおり，スクラバ溶液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原子炉格納容器から酸が移行した場合においても，スクラバ溶液は pH7 以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラバ溶液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

- ・施設定期検査時に  の濃度が  wt% 以上であること及び pH が 13 以上であることを確認する。
- ・スクラバ溶液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

- ・スクラバ溶液の水位を監視し，下限水位に至る場合においては，水及び薬液を補給する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において，フィルタ装置に異常がないことを確認するため，フィルタ装置水位計にて，スクラバ溶液の水位が確保されていることを確認する。

2.2 スクラバ溶液の粘性

ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行すると，スクラバ溶液の粘性は，エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって，不溶性の場合はスクラバ溶液に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価した結果，その変化は十分小さく，DF への影響がないことを確認した。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから，NUREG-1465 に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し，フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラバ溶液への影響を評価する。なお，NUREG-1465 では原子炉格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel 等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており，本評価では事故後長期にわたってスクラバ溶液への影響を評価するため，放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。

ベント後のスクラバ溶液には，可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表 4-4 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-4 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO <sub>2</sub> , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO <sub>2</sub>		不溶性
Ce	CeO <sub>2</sub>		不溶性
La	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		不溶性
構造材	SiO <sub>2</sub> 等		大半は不溶性
	合計	150	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラバ溶液の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率  $\eta$  [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10℃ の場合は約 1.3mPa・s, 80℃ の場合は約 0.3mPa・s である。

(引用文献(8))

a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる。(引用文献(4))

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには , K<sup>+</sup>, Cs<sup>+</sup> があり、陰イオンには OH<sup>-</sup>, Cl<sup>-</sup>, Br<sup>-</sup>, I<sup>-</sup>, CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>, HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>, SO<sub>4</sub><sup>2-</sup> がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは , 陰イオンは OH<sup>-</sup> であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs<sup>+</sup>, 陰イオンは I<sup>-</sup> であると考えられる。(引用文献(3), (5))

このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を  として評価したとき最も大きく、よう化セシウム (CsI) として評価したときには小さくなる。

スクラバ溶液として低温（粘性率が高い）の 25℃ における  とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を図 4-6 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

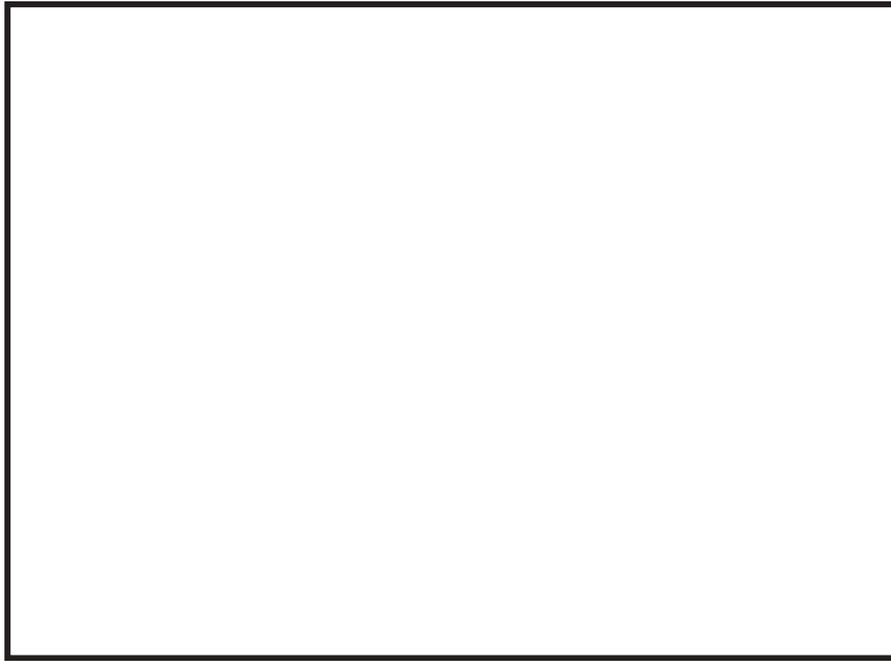


図 4-6 [ ] と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25℃)  
 ([ ]: 引用文献(6), CsI: 引用文献(7))

スクラバ溶液に添加している化学薬剤は [ ]  
 [ ] であり、このスクラバ溶液の粘性率は、化学薬剤を全て [ ] として評価すると、図 4-6 より約 [ ] mPa・s となる。

また、スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て [ ] (150kg=3750mol) と想定とすると、その溶液のモル濃度は約 [ ] mol/L 上昇し、約 [ ] mol/L (= [ ] [ ]) となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラバ溶液の粘性率は、図 4-6 より約 [ ] mPa・s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラバ溶液の粘性率に比べて、わずかに (約 [ ] mPa・s) 大きくなると評価できる。

b. 不溶性エアロゾルの影響

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等によって評価することができる (引用文献(3))。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 $\eta$  : 懸濁粒子溶液の粘性、 $\eta_0$  : 分散溶媒の粘性、 $\phi$  : 懸濁粒子の容積分率を示す。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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

を図 4-7 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 2vol%までを記載)。

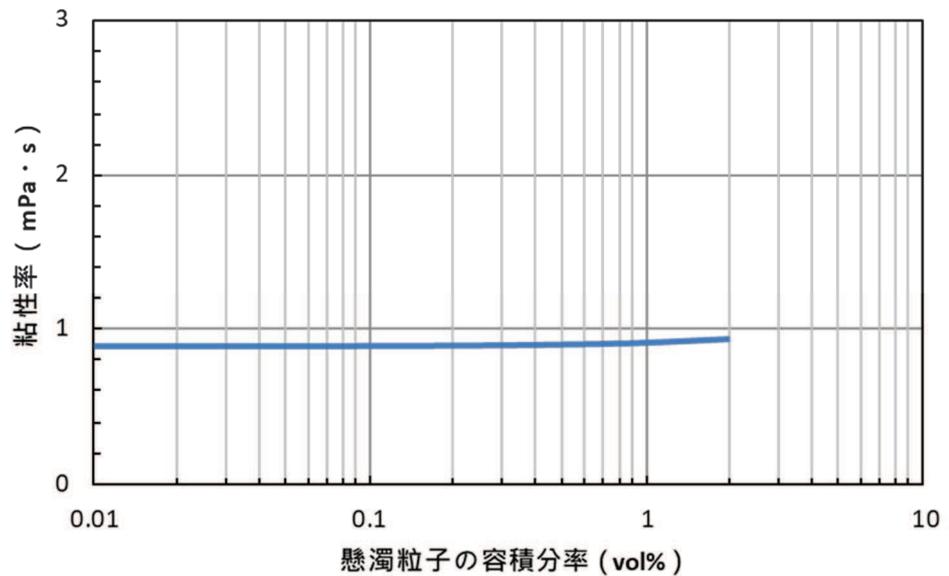


図 4-7 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル (密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup>) とし、下限水位時の水量の  $\square$  t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、約  $\square$  vol% (≒  $\square$ ) となる。図 4-7 によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラバ溶液の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度  $\square$  g/cm<sup>3</sup> は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO<sub>2</sub> (密度約 5.7g/cm<sup>3</sup>) 等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

## (2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、図 4-8 に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラバ溶液の粘性の DF への影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル (  $\square$  150kg) が溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、溶解前のスクラバ溶液と比べた場合に約  $\square$  mPa·s 大きくなる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

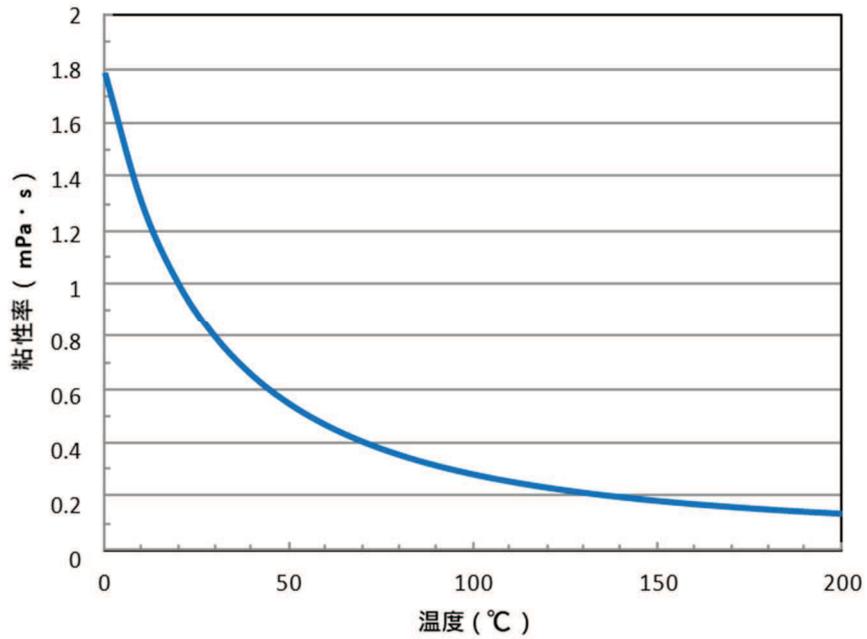


図 4-8 水の粘性率に及ぼす温度の影響

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。

### 2.3 スクラバ溶液の逆流防止

金属繊維フィルタのプレフィルタにおける圧損が大きい場合、金属繊維フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入する可能性がある。

フィルタ装置の設計では、プレフィルタの圧損を考慮しており、想定される圧損に対して余裕のある値として  kPa の圧損を考慮している。具体的には、ドレン配管から金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入しないよう、金属繊維フィルタ下端から下方約  m の位置にスクラバ溶液の水位上限を設定している。

実機ではプレフィルタの圧損は  程度であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラバ溶液が金属繊維フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

また、金属繊維フィルタのドレン配管の内径は約  mm であり、金属繊維フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい  ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。

フィルタ装置のスクラバ溶液水位の概要を図 4-9 に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

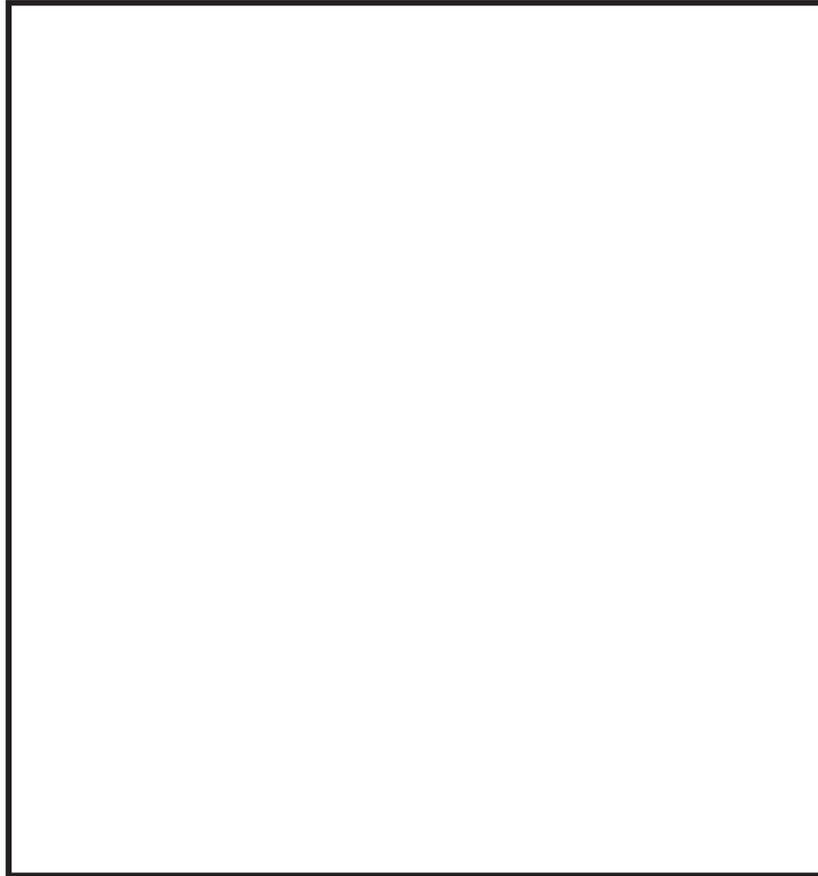


図 4-9 フィルタ装置のスクラバ溶液水位

3. 引用文献

- (1) NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992
- (2) NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO<sub>2</sub> With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992
- (3) 化学便覧第5版
- (4) 上平恒, 「水の分子工学」
- (5) 横山晴彦, 田端正明 「錯体の溶液化学」
- (6) Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ( $M^+ = Na^+, K^+, Li^+, Cs^+, (CH_3)_4N^+$ ) at 25.0°C, J.Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000)
- (7) 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)
- (8) 日本機械学会 蒸気表<1999>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

### 1. 原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作

原子炉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設備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 5-1～図 5-4 に示す。

ベントは、ベント準備作業として、原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁を「全開」したのちにサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁又はドライウェルベント用出口隔離弁を開操作し、開始する。

操作場所は、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）であり、弁操作時の放射線防護対策として遠隔手動弁操作設備遮蔽を設置する。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、躯体面を除き鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遮蔽板、出入口の鉛毛マットによって囲われた小屋型の遮蔽とし、架台には炭素鋼を使用する。

また、基準地震動  $S_s$  にて機能維持する設計とし、耐震評価については、添付書類「VI-2-9-4-6-1-4 遠隔手動弁操作設備遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。

実際の操作にあたっては、現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し、緊急時の線量限度である 100mSv を超えることがないように管理を行う。

遠隔手動弁操作設備遮蔽の概要図を図 5-5 及び図 5-6 に示す。

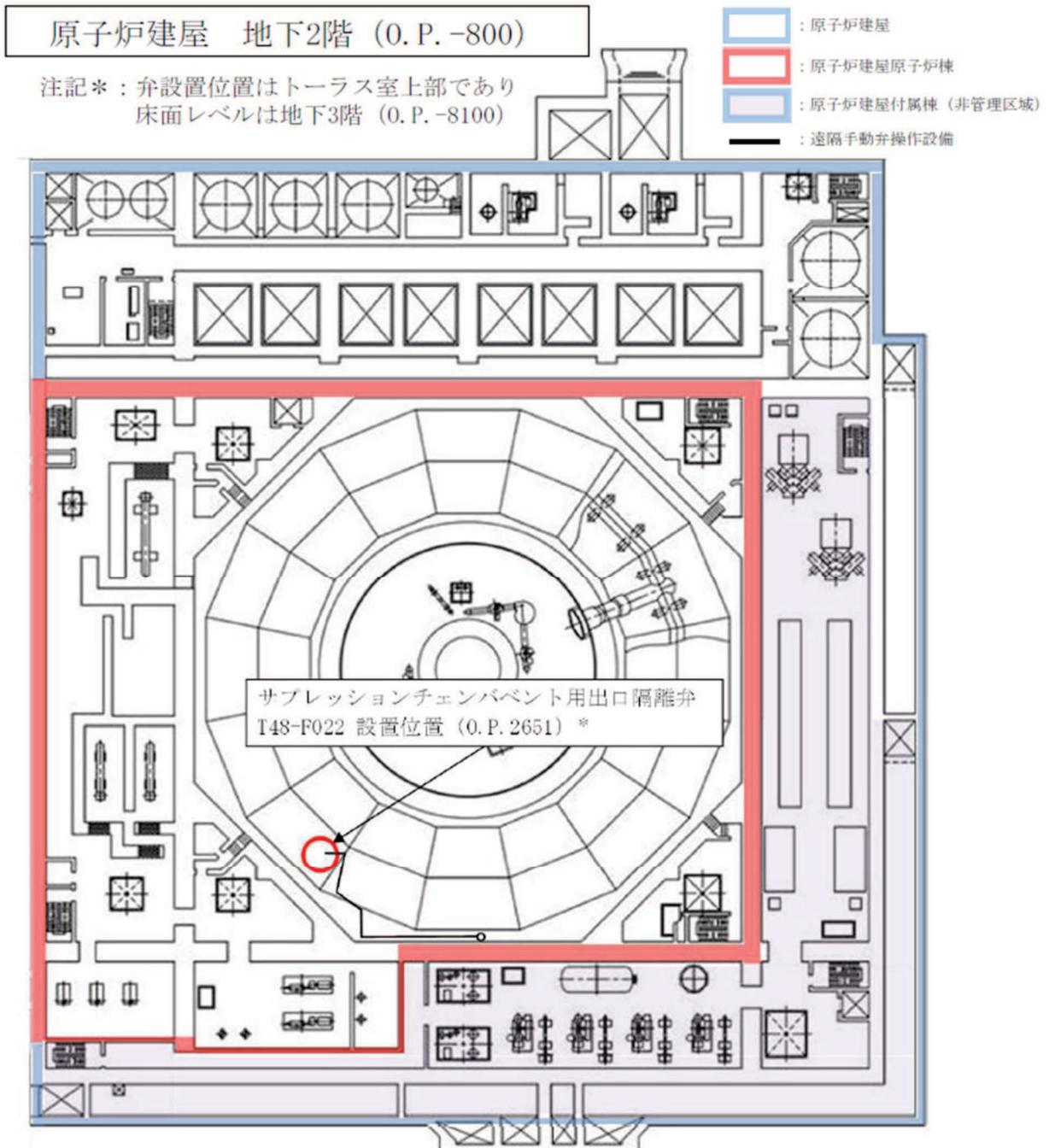


図 5-1 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下 2 階)

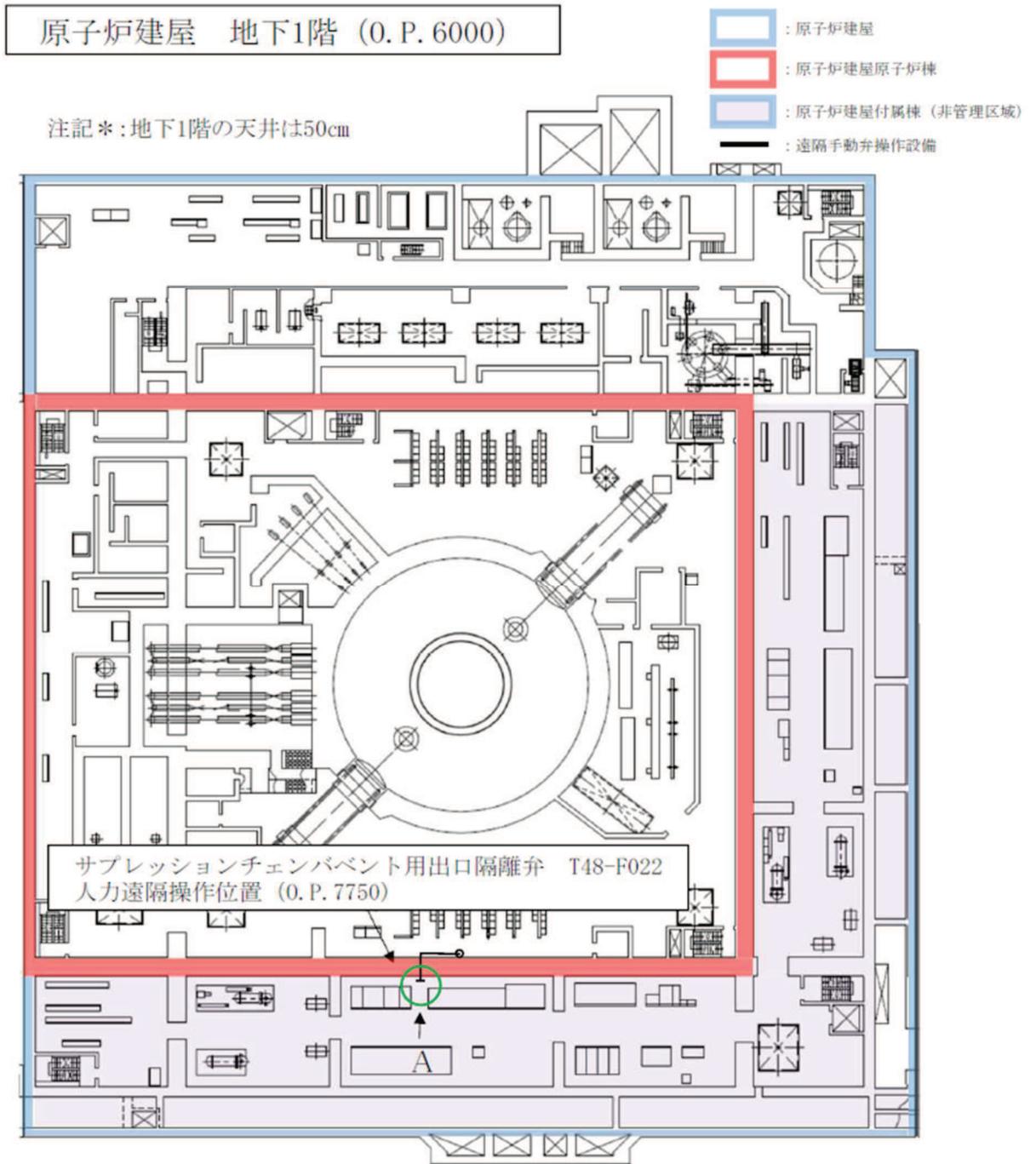


図 5-2 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下 1 階)

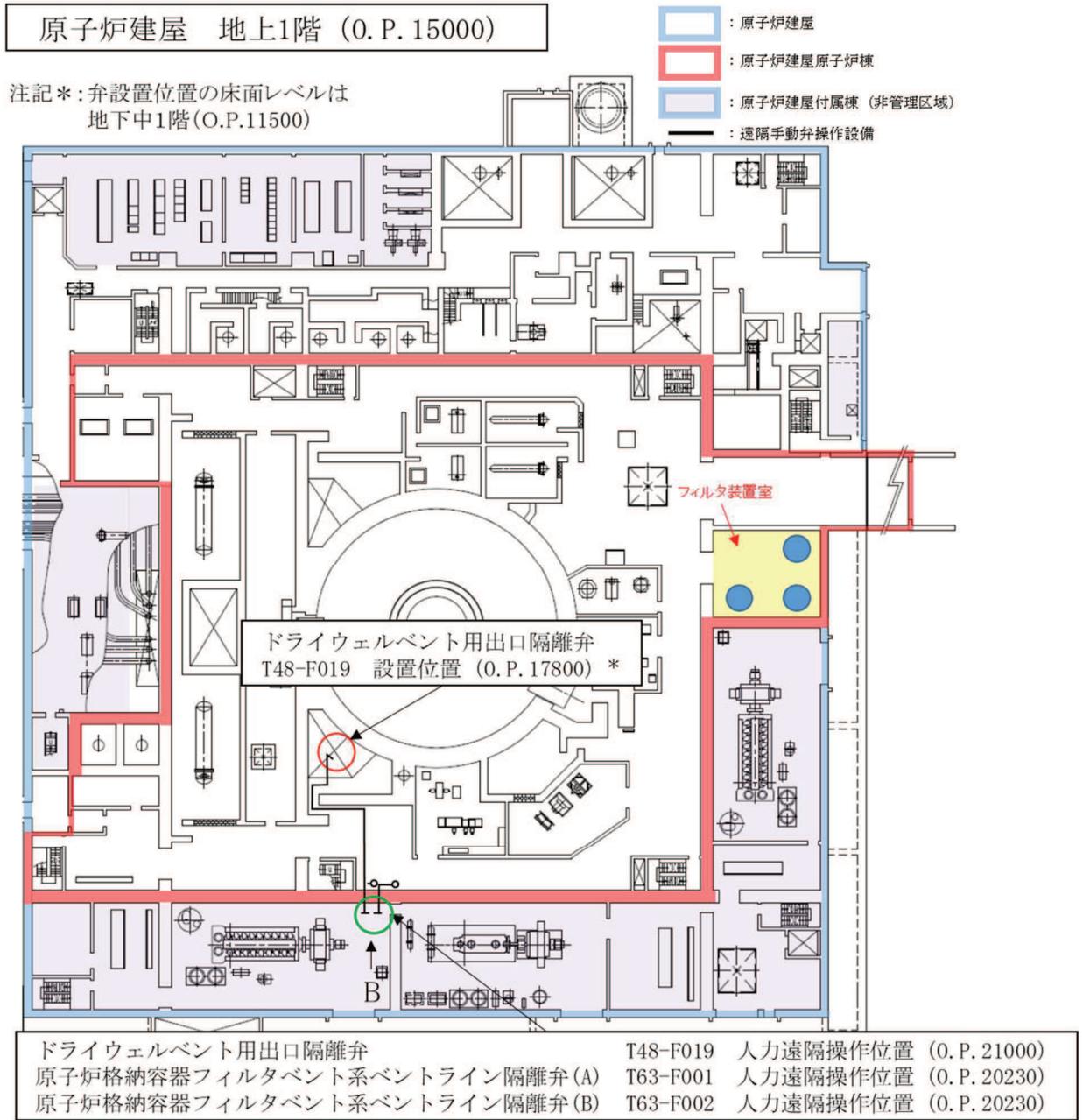


図 5-3 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地上 1 階)

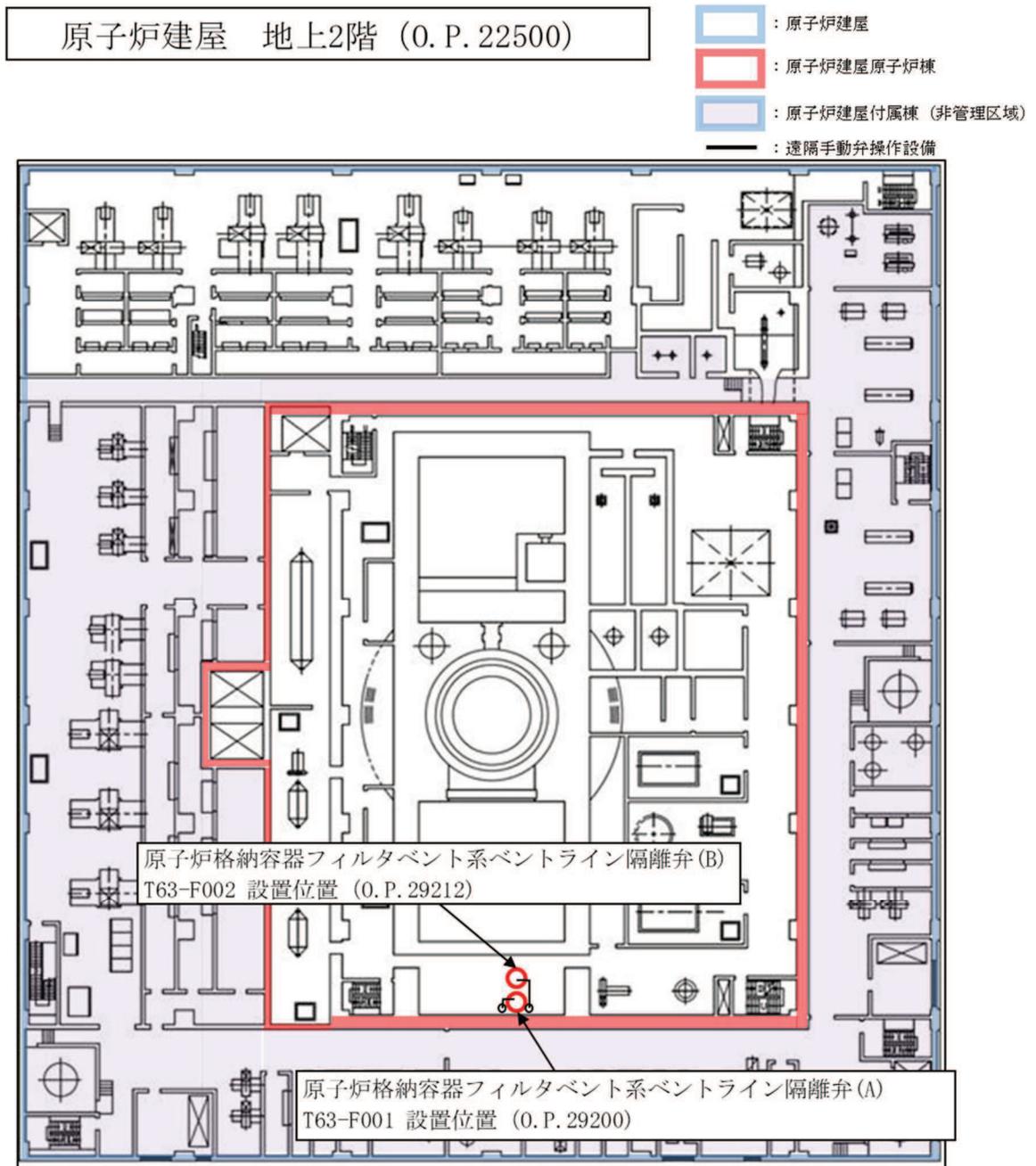
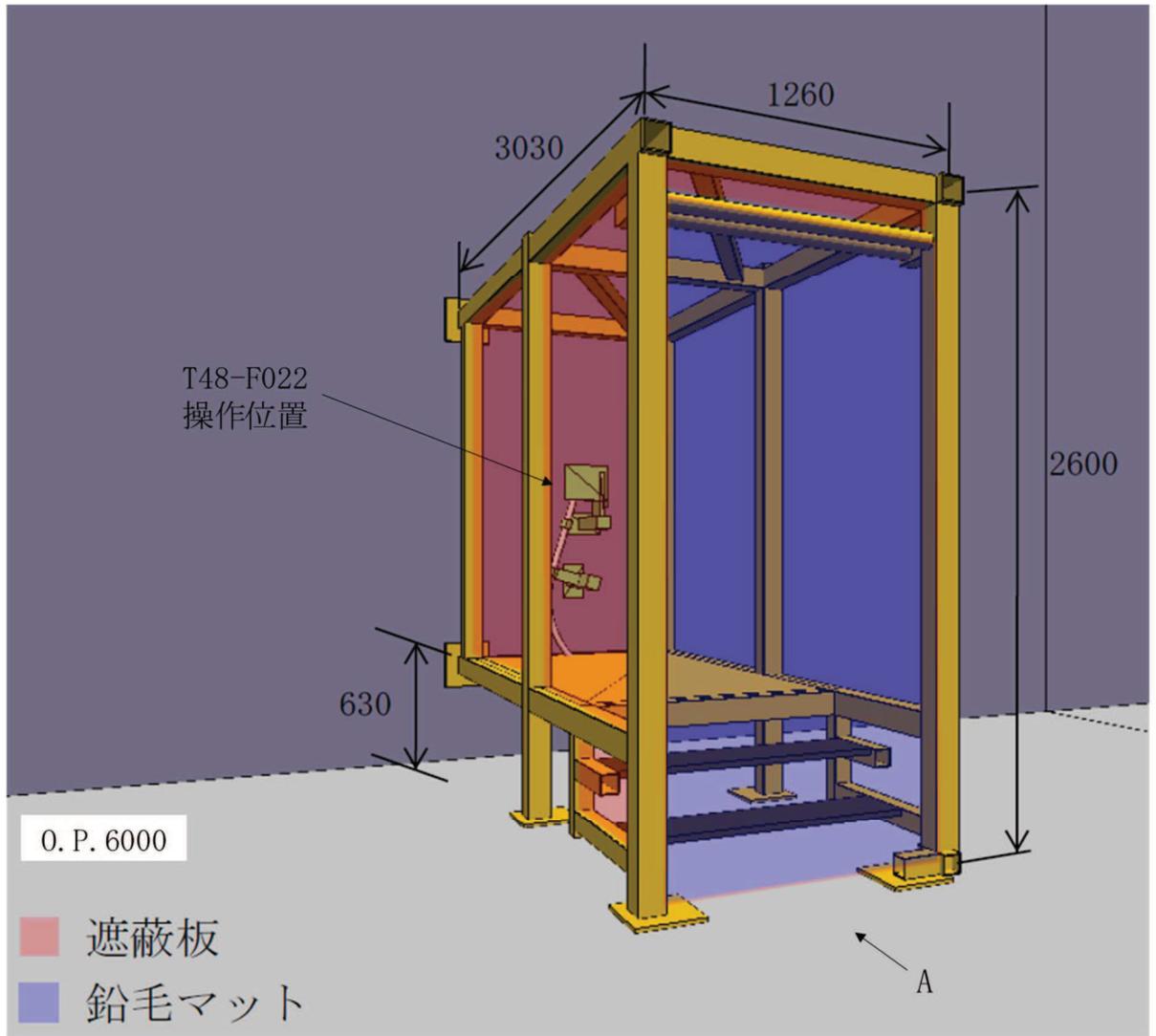


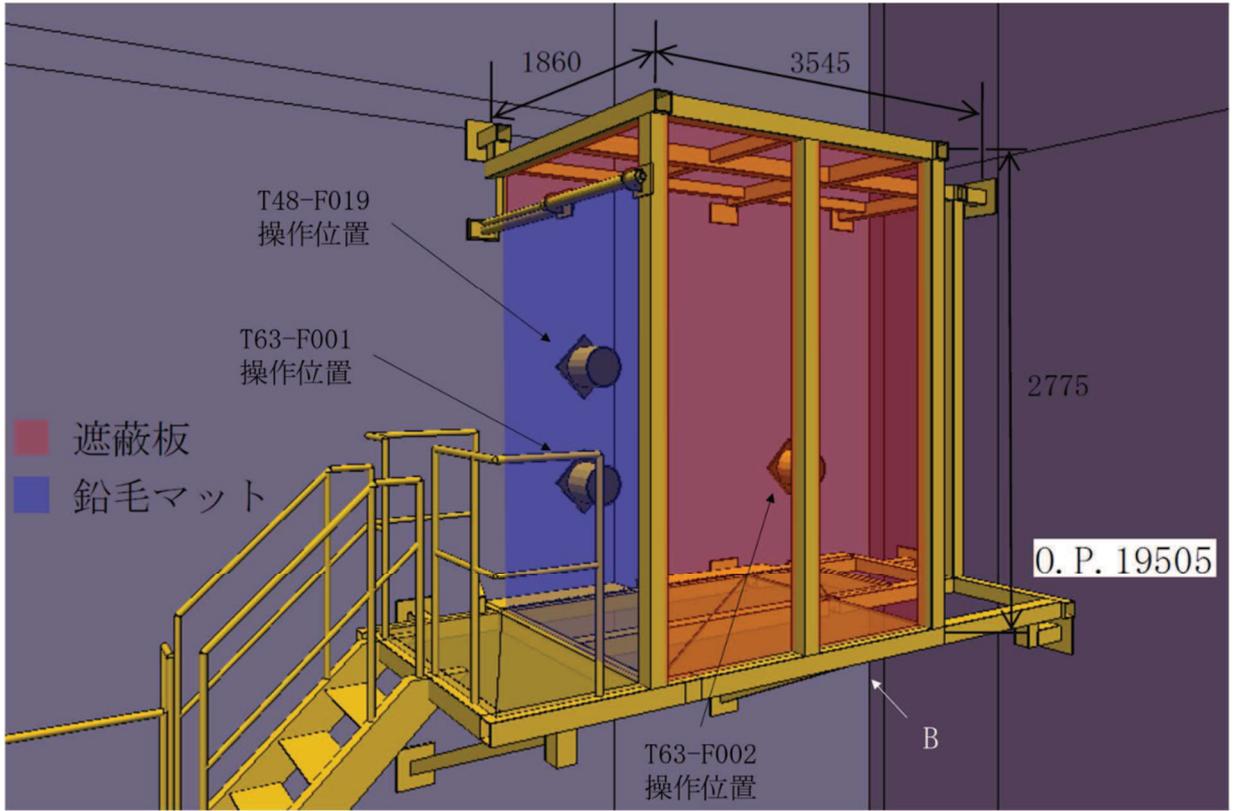
図 5-4 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地上 2 階)



注記：図5-2のA矢視に対応

単位：[mm]

図 5-5 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図  
(原子炉建屋地下1階)



注記：図5-3のB矢視に対応

単位：[mm]

図 5-6 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図  
(原子炉建屋地上 1 階)

ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価

1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁の操作ができるよう、放射線防護対策として原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）作業場所には鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、鉛 2mm 相当のタングステンベストを着用して作業することで放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。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行い、遠隔手動弁操作設備遮蔽は作業員を防護するために必要な遮蔽厚さ等を有しており、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下となることを確認した。

ベント操作としてサプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウエルからのベントを行う場合のそれぞれにおける原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象をベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で想定する事象として選定する。

また、放出量評価条件を表 6-1、大気中への放出過程及び概略図を図 6-1～図 6-4 に示す。大気中への放出経路については図 6-5 に示すとおりであり、非常用ガス処理系が起動し原子炉建屋原子炉棟の負圧達成するまで（事象発生から 70 分間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし、原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成した以降（事象発生から 70 分間以降）は排気筒からの放出を想定する。また、ベント実施時は原子炉格納容器フィルタベント系からの放出を想定し原子炉建屋屋上の原子炉格納容器フィルタベント系排気管放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、図 6-6 及び図 6-7 に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、表 6-2 及び表 6-3 に示すように、ガ

ウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、表 6-4 に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量で行い、内部被ばくについては、表 6-5 に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、原子炉格納容器第一隔離弁の操作については、作業場所に遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、タングステンベスト及び自給式呼吸器を着用して作業することを考慮し評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、表 6-5 に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。

原子炉格納容器フィルタベント系配管、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟等からの直接ガンマ線による被ばくについては、表 6-6～表 6-8 に示す原子炉建屋壁、作業場所に設置する遠隔手動弁操作設備遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価を行った。なお、評価で考慮するコンクリート遮蔽は、建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会）に準拠して施工しているため、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用し、その密度は  $2.15\text{g/cm}^3$  とする。

c. アクセスルート

原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-8～図 6-11 に示すとおりである。原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作を行う場合のアクセスルートは図 6-12～図 6-14 に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は、図 6-15 に示すとおりであり、ベント操作の作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、作業場所と同じ評価点とする。作業場所は原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作時は地下 1 階非常用電気品室(B)、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）では地上 1 階 DG(B)室、原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作時は地上 1 階 DG(B)室である。なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく評価を行った。

e. 作業時間

原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）の開操作は、ベント実施前に行うものとし、サプレッションチェンバ側及びドライウエル側共通で原子炉格納容器第二隔離弁の作業時間は 66 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間 54 分）とする。また、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）の開操作は、作業時間は 96 分（移動時間（往復）12 分＋作業時間（原子炉格納容器第一隔離弁作業場所滞在）84 分）とする。

## (2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を表 6-9～表 6-11 に示す。

### a. サプレッションチェンバからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁）で約 78mSv となった。

### b. ドライウエルからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約 0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）開操作時で約 71mSv となった。

表 6-1 放出量評価条件 (1/4)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA + HPCS失敗 + 低圧ECCS失敗 + 全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	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、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定
炉心熱出力	2436 MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間(約 416 日)	1 サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル : 0.229 2サイクル : 0.229 3サイクル : 0.229 4サイクル : 0.229 5サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内内蔵量	希ガス類 : $1.6 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : $2.1 \times 10^{19}$ Bq Cs 類 : $8.4 \times 10^{17}$ Bq Te 類 : $6.0 \times 10^{18}$ Bq Ba 類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ru 類 : $1.8 \times 10^{19}$ Bq Ce 類 : $5.5 \times 10^{19}$ Bq La 類 : $4.1 \times 10^{19}$ Bq  (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)」×「2436MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい : 事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい : 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出 : 事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : 事故発生から約45時間後	原子炉格納容器漏えい : MAAP 解析結果  原子炉建屋原子炉棟漏えい : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出 : 原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 : MAAP 解析結果

表 6-1 放出量評価条件 (2/4)

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器pH調整系の効果	考慮しない	原子炉格納容器pH調整系は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R. G. 1. 195に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率(希ガス, 粒子状放射性物質及び有機よう素)	1Pd以下 : 1.0Pdで0.9%/日 1~1.5Pd : 1.5Pdで1.1%/日 1.5~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びA E Cの式等に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率(無機よう素)	1Pd以下 : 0.9%/日(一定) 1~1.5Pd : 1.1%/日(一定) 1.5~2Pd : 1.3%/日(一定)	原子炉格納容器の設計漏えい率, A E Cの式等に基づき設定
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果(除去係数)	希ガス:1 粒子状放射性物質:10 無機よう素:1 有機よう素:1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮
原子炉格納容器内での除去効果(粒子状放射性物質)	MAAP解析に基づく(沈着, サプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ)	MAAPのFP挙動モデル
原子炉格納容器内での除去効果(有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果(無機よう素)	自然沈着率: $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の積算放出量の1/200まで)	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2に基づき設定
	サプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果: 5(ウェットウェルベントのみ)	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定

表 6-1 放出量評価条件 (3/4)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類： よう素類： Cs 類： Te 類： Ba 類： Ru 類： La 類： Ce 類：	ウェットウェルベント 約 $2.2 \times 10^{-2}$ 約 $8.3 \times 10^{-4}$ 約 $3.1 \times 10^{-6}$ 約 $6.3 \times 10^{-7}$ 約 $2.5 \times 10^{-7}$ 約 $3.1 \times 10^{-8}$ 約 $2.5 \times 10^{-9}$ 約 $6.3 \times 10^{-9}$	ドライウェルベント 約 $2.2 \times 10^{-2}$ 約 $8.3 \times 10^{-4}$ 約 $3.1 \times 10^{-6}$ 約 $6.3 \times 10^{-7}$ 約 $2.5 \times 10^{-7}$ 約 $3.1 \times 10^{-8}$ 約 $2.5 \times 10^{-9}$ 約 $6.3 \times 10^{-9}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系の起動前)	無限大(回/日) (地上放出) (原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)		保守的に設定	
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系の起動後)	0.5(回/日) (排気筒放出) (原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間)		設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 70 分後		起動操作時間 (60 分) + 負圧達成時間 (10 分) (保守的に負圧達成時間として 10 分を想定)	
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定	
原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため	

表 6-1 放出量評価条件 (4/4)

項目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器からベントラインへの放出割合		ウェットウェルベント 希ガス類：約 $9.5 \times 10^{-1}$ よう素類：約 $3.0 \times 10^{-2}$ Cs 類：約 $1.2 \times 10^{-6}$ Te 類：約 $2.4 \times 10^{-7}$ Ba 類：約 $9.4 \times 10^{-8}$ Ru 類：約 $1.2 \times 10^{-8}$ La 類：約 $9.4 \times 10^{-10}$ Ce 類：約 $2.4 \times 10^{-9}$	ドライウェルベント 約 $9.5 \times 10^{-1}$ 約 $3.3 \times 10^{-2}$ 約 $3.2 \times 10^{-4}$ 約 $6.4 \times 10^{-5}$ 約 $2.6 \times 10^{-5}$ 約 $3.2 \times 10^{-6}$ 約 $2.6 \times 10^{-7}$ 約 $6.4 \times 10^{-7}$	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000			設計値に基づき設定

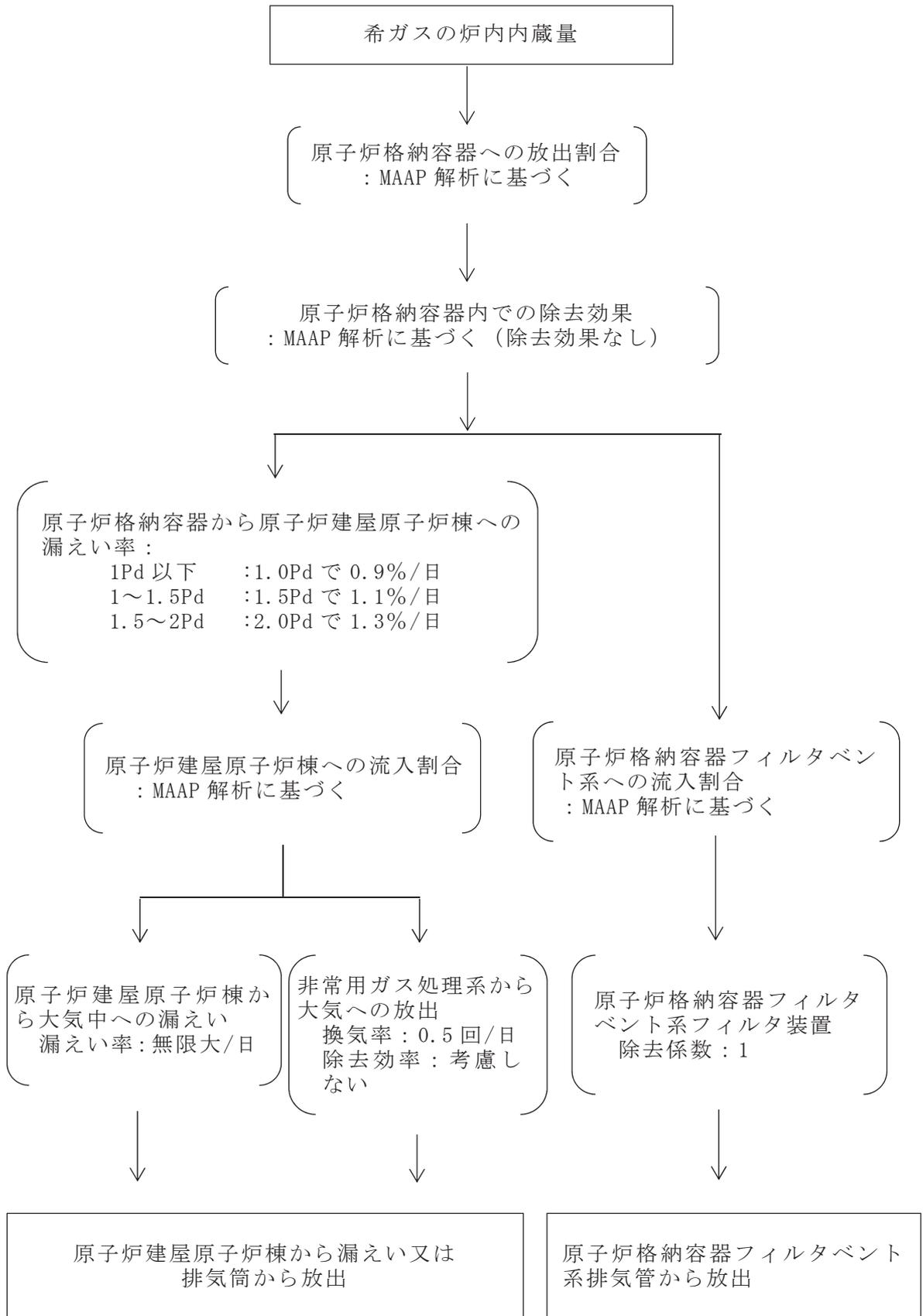


図 6-1 希ガスの大気放出過程

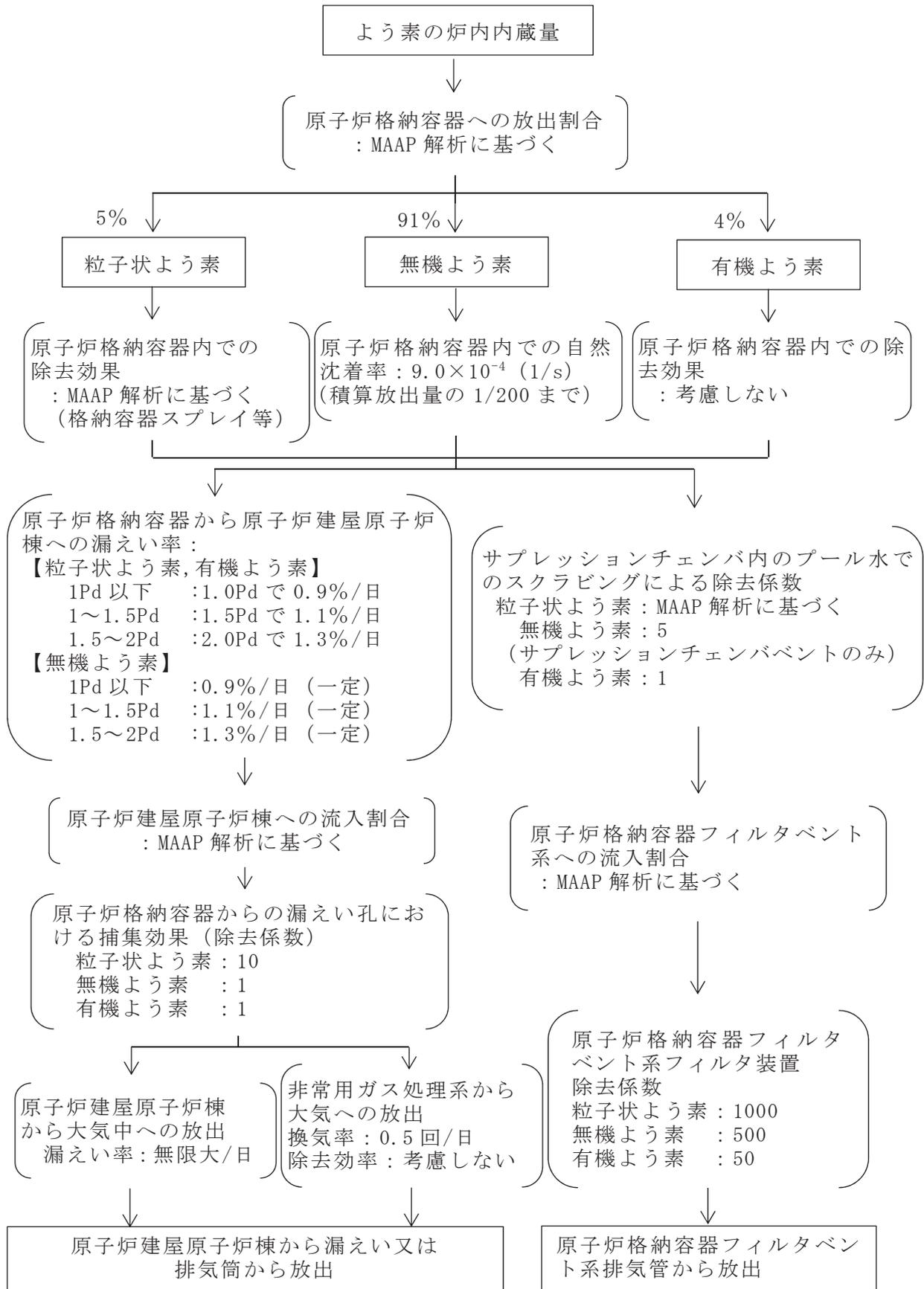


図 6-2 よう素の大気放出過程

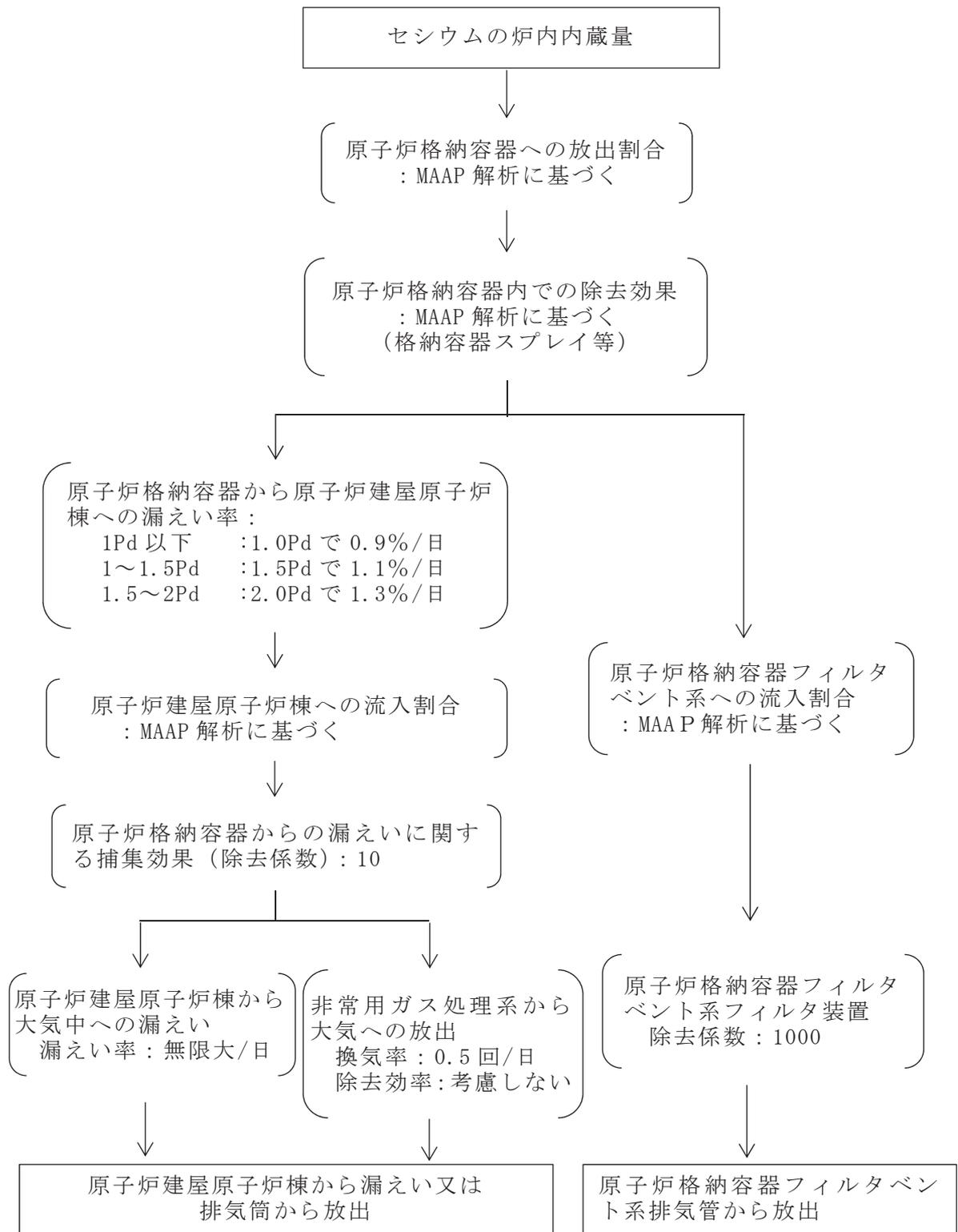


図 6-3 セシウムの大気放出過程

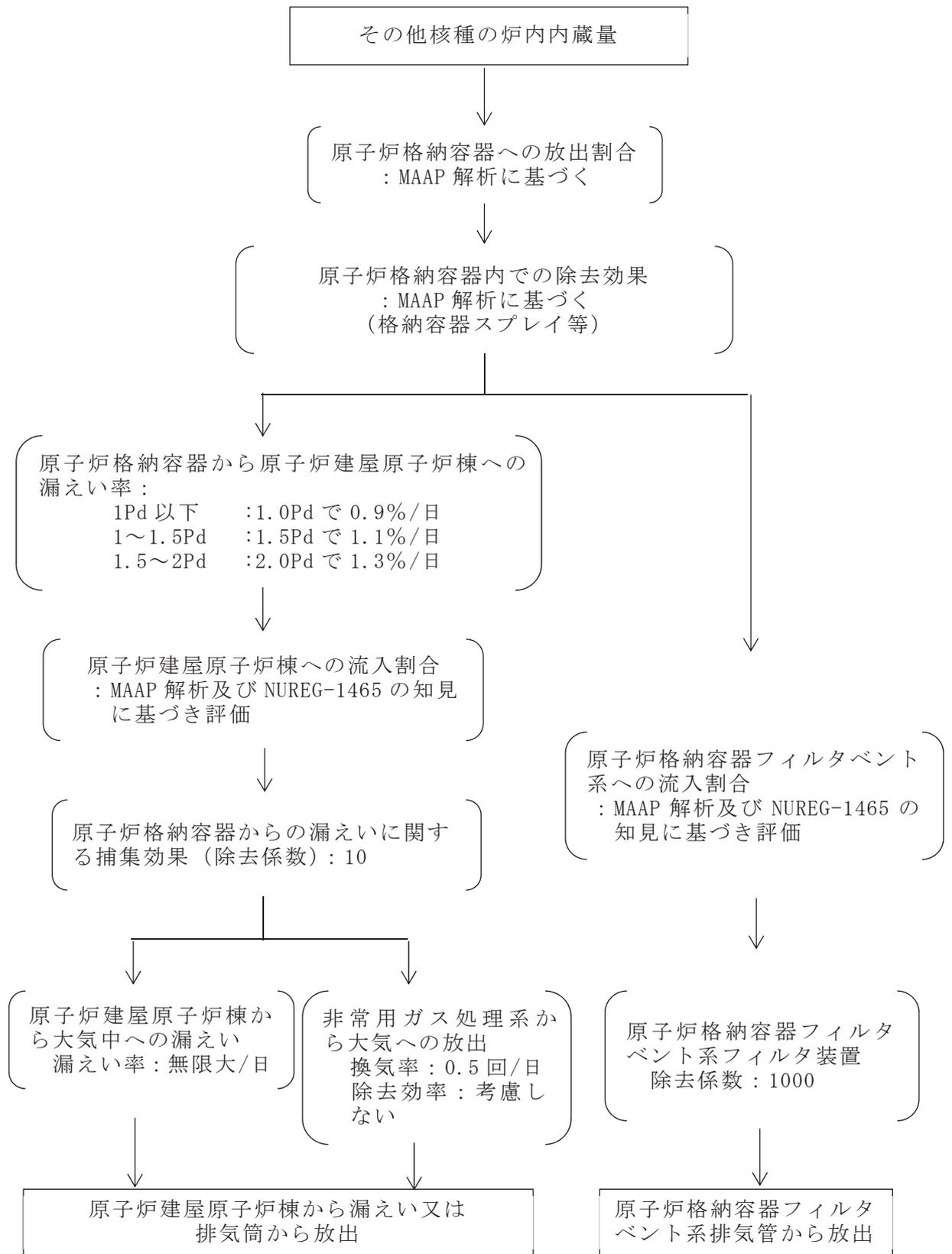
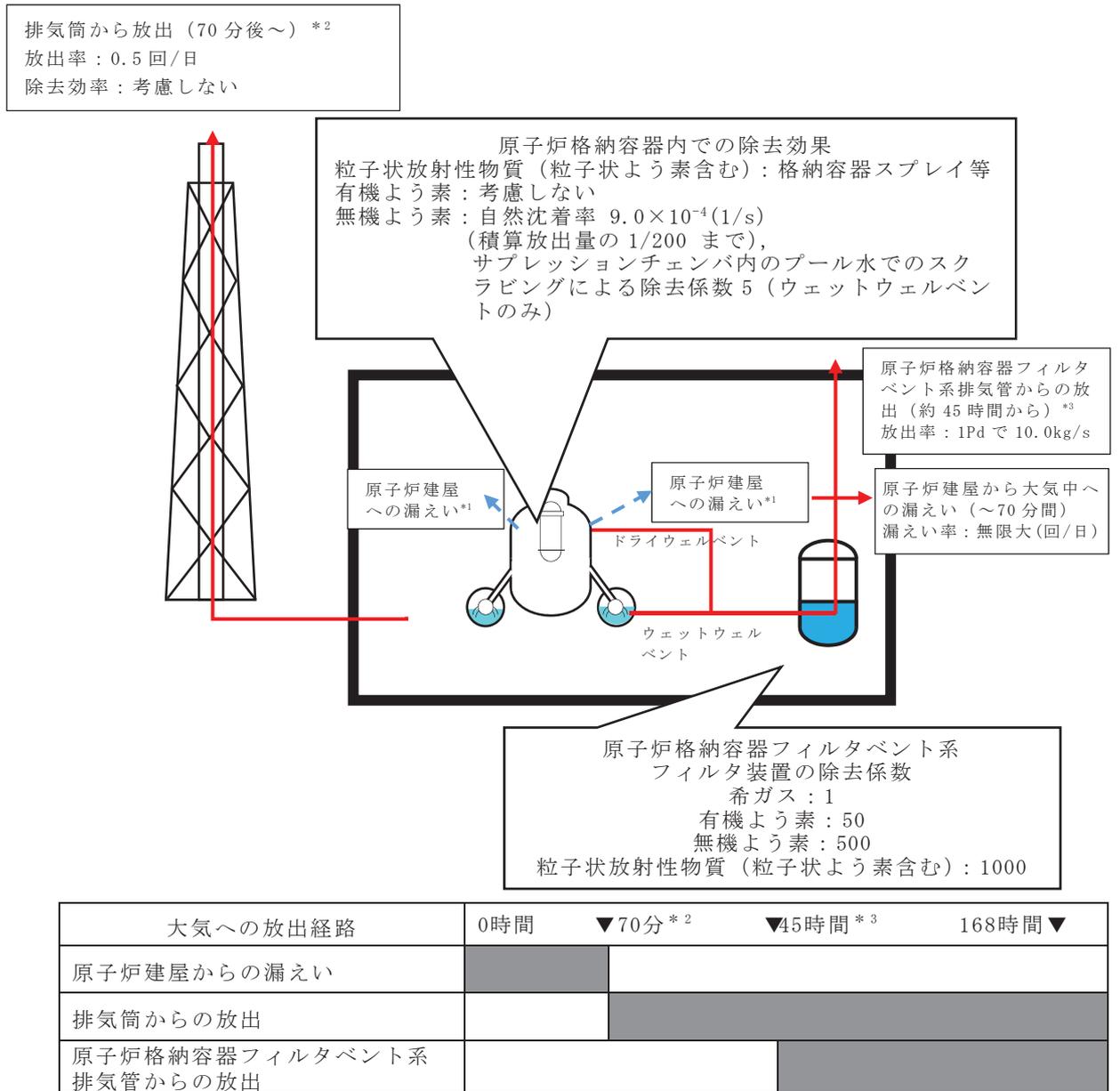


図 6-4 その他核種の大気放出過程



注記 \*1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，粒子状放射性物質 (粒子状よう素含む)，有機よう素】

1Pd 以下：1.0Pd で 0.9%/日，1～1.5Pd：1.5Pd で 1.1%/日，1.5～2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

1Pd 以下：0.9%/日 (一定)，1～1.5Pd：1.1%/日 (一定)，1.5～2Pd：1.3%/日 (一定)

\*2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 70 分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

\*3：事象発生後約 45 時間以降は，「排気筒からの放出」及び「原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 6-5 大気放出過程概略図 (イメージ)

被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
②外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく (作業場所内に浮遊している放射性物質による内部及び外部被ばく, マスク着用 (DF=50) を考慮)
③原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)
④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)

別添 2-175

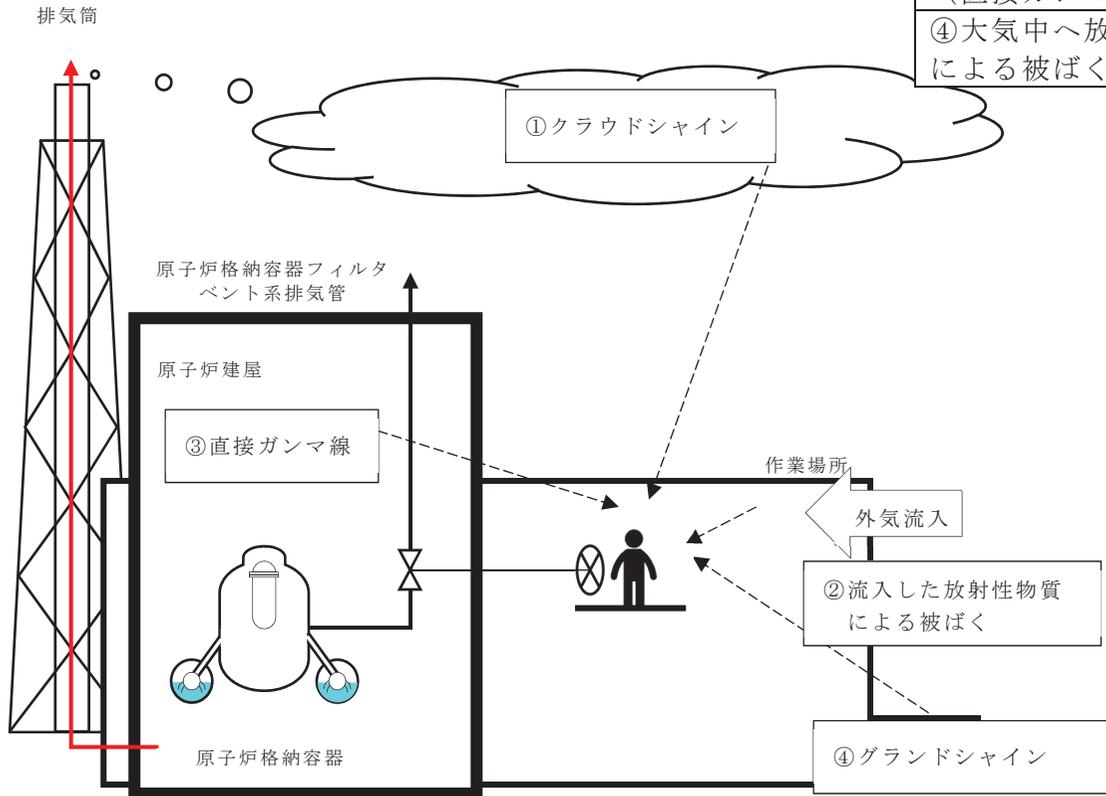
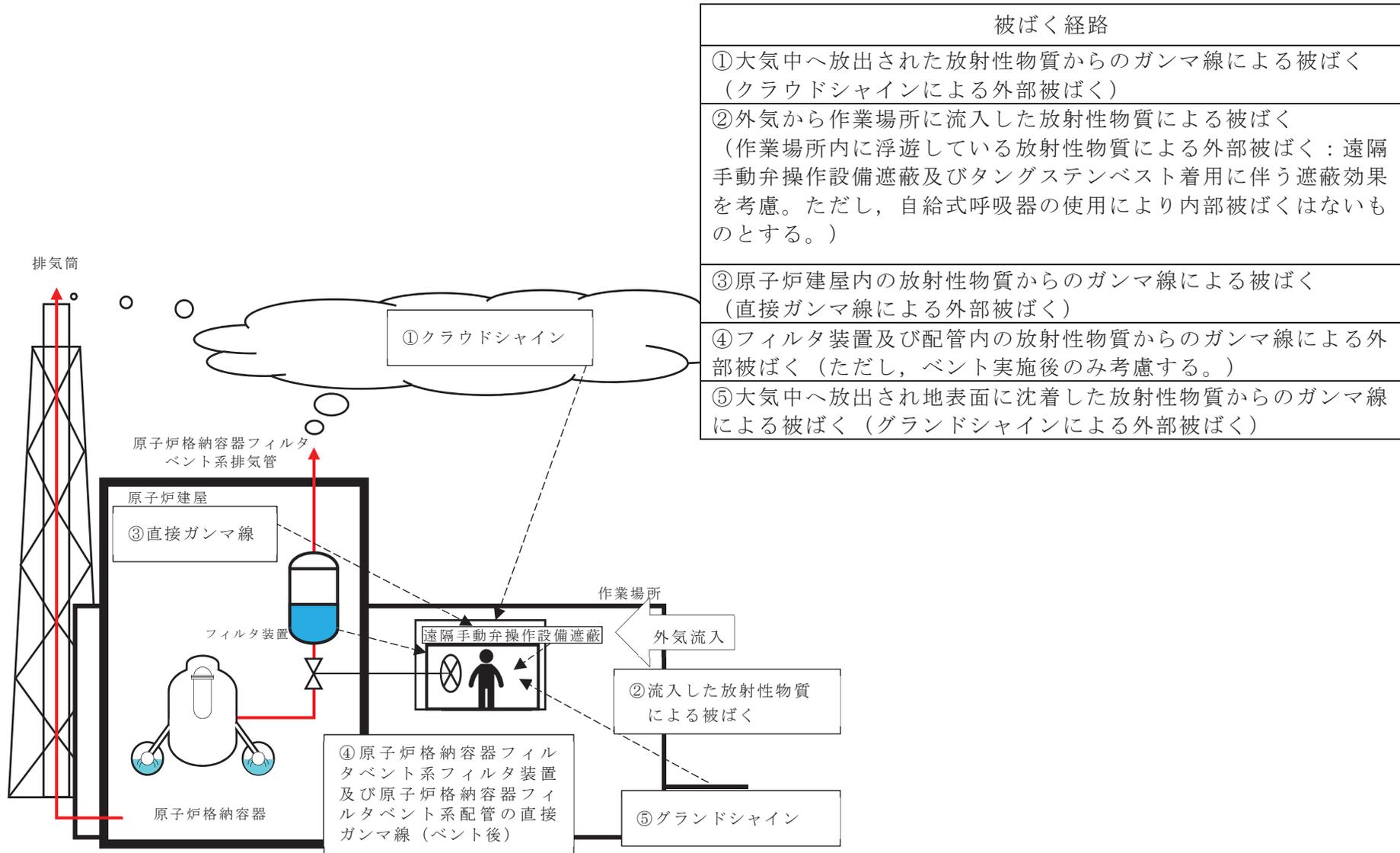


図 6-6 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び原子炉格納容器第二隔離弁開操作時)



被ばく経路
①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
②外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく (作業場所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく：遠隔 手動弁操作設備遮蔽及びタングステンベスト着用に伴う遮蔽効果 を考慮。ただし、自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないも のとする。)
③原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線による外部被ばく)
④フィルタ装置及び配管内の放射性物質からのガンマ線による外 部被ばく (ただし、ベント実施後のみ考慮する。)
⑤大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線 による被ばく (グラウンドシャインによる外部被ばく)

図 6-7 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び原子炉格納容器第一隔離弁開操作時)

表 6-2 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風 : 地上約10m 排気筒風 : 地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 地上36m 排気筒からの放出 : 地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	原子炉建屋漏えい : 考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出 : 考慮する 排気筒からの放出 : 考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	図 6-15 参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする
着目方位	排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管 : 9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする
建屋影響	2050m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

表 6-3 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出源	相対濃度及び相対線量	
原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $9.5 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.7 \times 10^{-18}$
		原子炉建屋ブローアウトパネル	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $1.9 \times 10^{-3}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $7.0 \times 10^{-18}$
		排気筒	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $2.9 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$
原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルメント用出口隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $9.5 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.7 \times 10^{-18}$
		原子炉建屋ブローアウトパネル	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $1.9 \times 10^{-3}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $7.0 \times 10^{-18}$
		排気筒	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $2.9 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$
原子炉格納容器第二隔離弁 (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁) 開操作	屋内移動時 / 作業時	原子炉建屋ブローアウトパネル	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $1.9 \times 10^{-3}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $7.0 \times 10^{-18}$
		排気筒	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	約 $2.9 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p><math>Q_Y</math> : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値)</p> <p><math>E_Y</math> : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p><math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}</math> /m)</p> <p>R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p><math>V_R</math> : 作業エリア等の空間体積 (<math>m^3</math>)</p>	—
作業場所等の空間体積 ( $V_R$ )	<p>&lt; サプレッションチェンバからのベントを行う場合 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860<math>m^3</math> 屋内移動アクセスルート : 4760<math>m^3</math></li> <li>・ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所 : 1540<math>m^3</math> 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20<math>m^3</math> 屋内移動アクセスルート : 4760<math>m^3</math></li> </ul> <p>&lt; ドライウェルからのベントを行う場合 &gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所 : 1860<math>m^3</math> 屋内移動アクセスルート : 4760<math>m^3</math></li> <li>・ ドライウェルベント用出口隔離弁 操作場所 : 1860<math>m^3</math> 操作場所 (遠隔手動弁操作設備遮蔽内部) : 20<math>m^3</math> 屋内移動アクセスルート : 4760<math>m^3</math></li> </ul>	<p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p>

表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする
サプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁操作箇所の遮蔽	鉛 2mm	設計値に基づき設定
タングステンベストの考慮	<p>鉛2mm相当のタングステンベストの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価</p> <p><b>【不均等被ばくの評価式】</b></p> $H_{EE}=0.11H_a+0.89H_b$ <p><math>H_{EE}</math> : 外部被ばくの実効線量  <math>H_a</math> : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量  <math>H_b</math> : タングステンベストの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量</p>	<p>炉心損傷後のサプレッションチェンバメント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。</p>

表 6-5 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定
自給式呼吸器の考慮	原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁開操作時に着用する運用に合わせて設定
地表面への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : $1.4 \times 10^{-3}$ cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定

表 6-6 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線

項目		作業場所における評価条件			選定理由
		配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ及び距離	
遮蔽厚さ	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8～図6-14参照)
		地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向	<input type="text"/> cm*3	
		地上1階	上下方向		
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向		
		地上1階	東西方向		
		地上1階	上下方向	<input type="text"/> cm*2	
		地上2階	南北方向		
地上2階	東西方向				
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度		2.15g/cm <sup>3</sup>			建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
配管中心から評価点までの距離	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	2.7m	—
		地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	8.8m	
		地上1階	東西方向	2.7m	
		地上1階	上下方向	2.7m	
		地上2階	南北方向	1.8m	
地上2階	東西方向	1.8m			

注記 \*1: 原子炉格納容器フィルタベント系配管は方向毎に評価

\*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体1枚に対してマイナス側許容差を考慮

\*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-7 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接ガンマ線

評価点	遮蔽厚さ*1	線源からの距離	選定理由
地下 1 階 非常用電気品室 (B)	□ cm*2	46.0m	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮 (図 6-8 ~ 図 6-14 参照)
地上 1 階 DG(B)室	□ cm*3	45.3m	

注記 \*1: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用

\*2: 原子炉建屋原子炉棟躯体 3 枚に対してマイナス側許容差を考慮

\*3: 原子炉建屋原子炉棟躯体 2 枚に対してマイナス側許容差を考慮

表 6-8 原子炉建屋からの直接ガンマ線

項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ	□ cm ~ □ cm*4	原子炉建屋原子炉棟外壁 (2次しゃへい壁) の厚さを設定
原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図 6-16 及び図 6-17 に示す
直接ガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価: QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) に同じ

注記 \*4: 評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

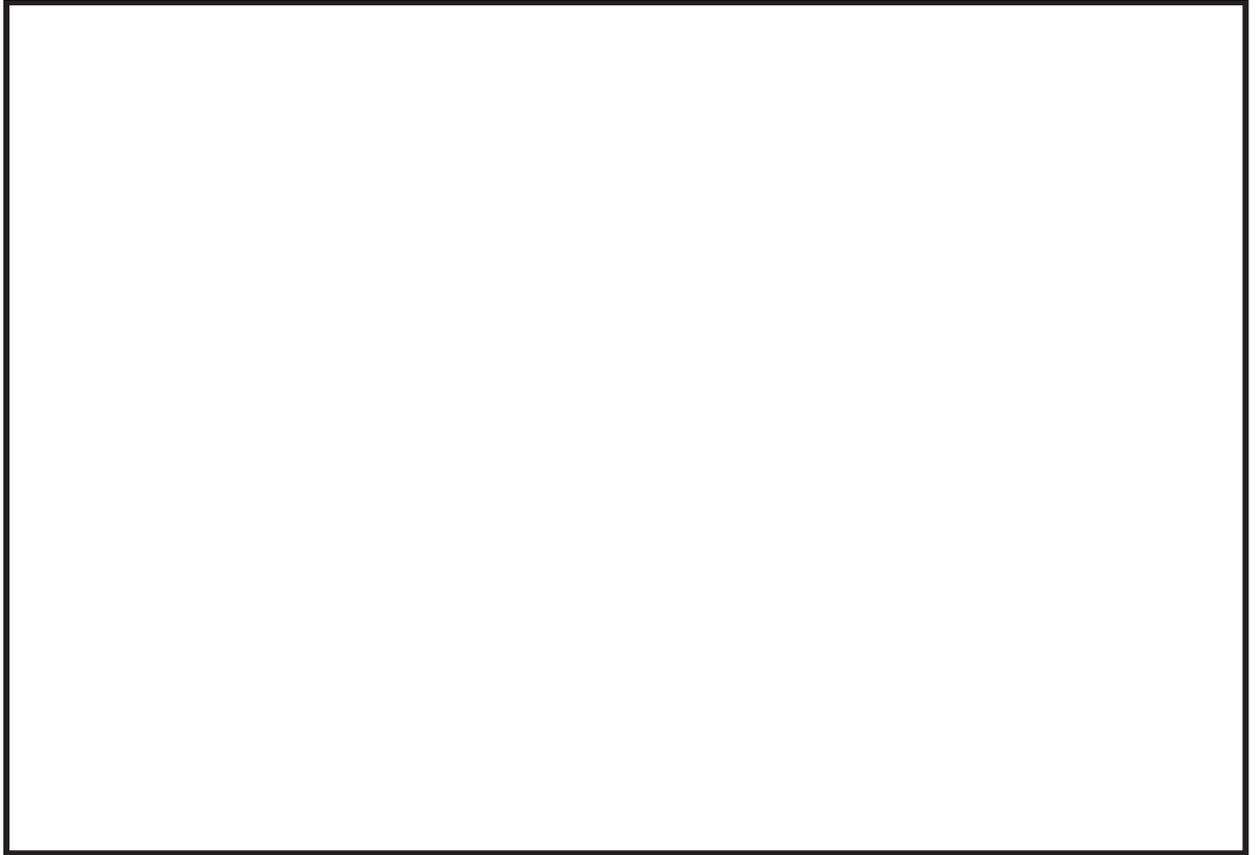


図 6-8 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 3 階及び制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 6-9 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

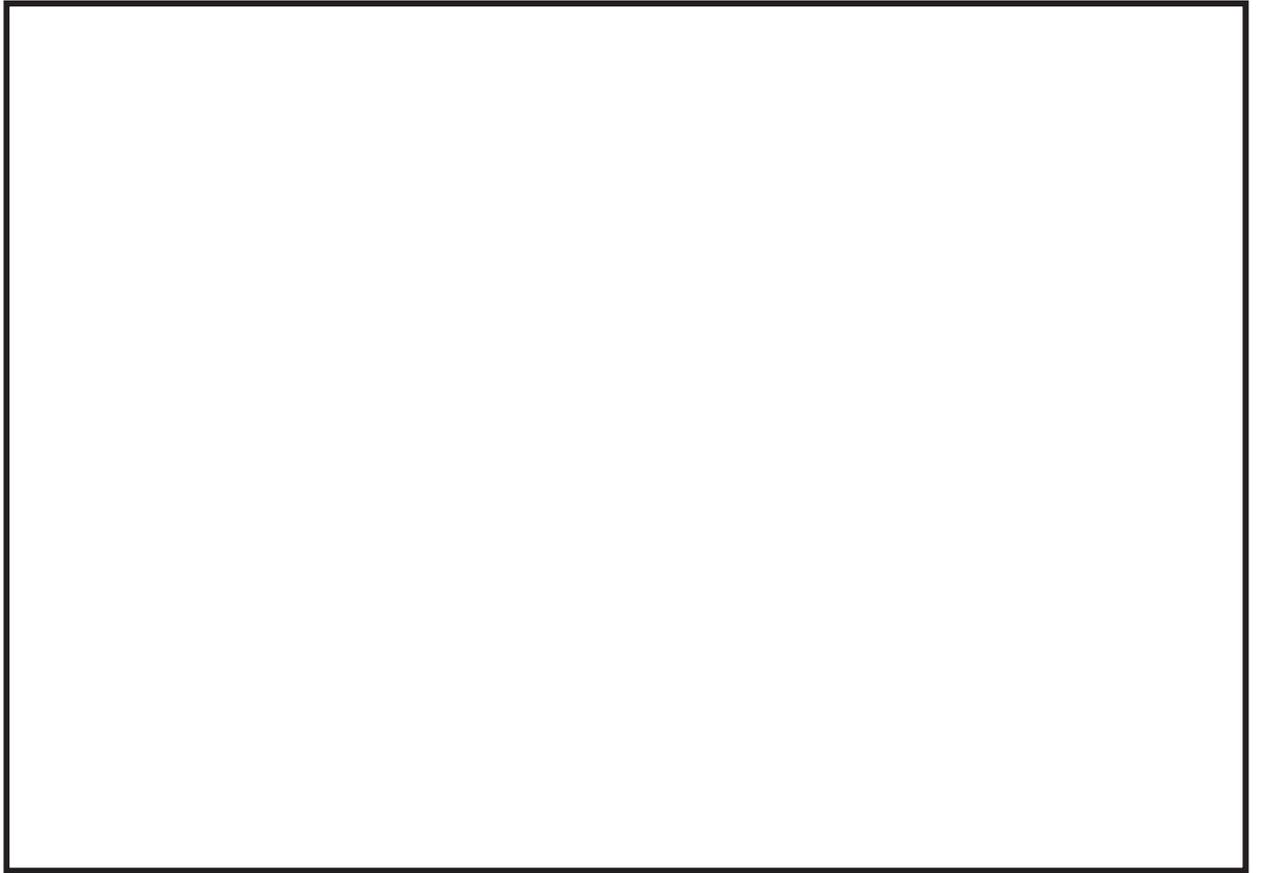


図 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 1 階，タービン建屋地上 1 階及び制御建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

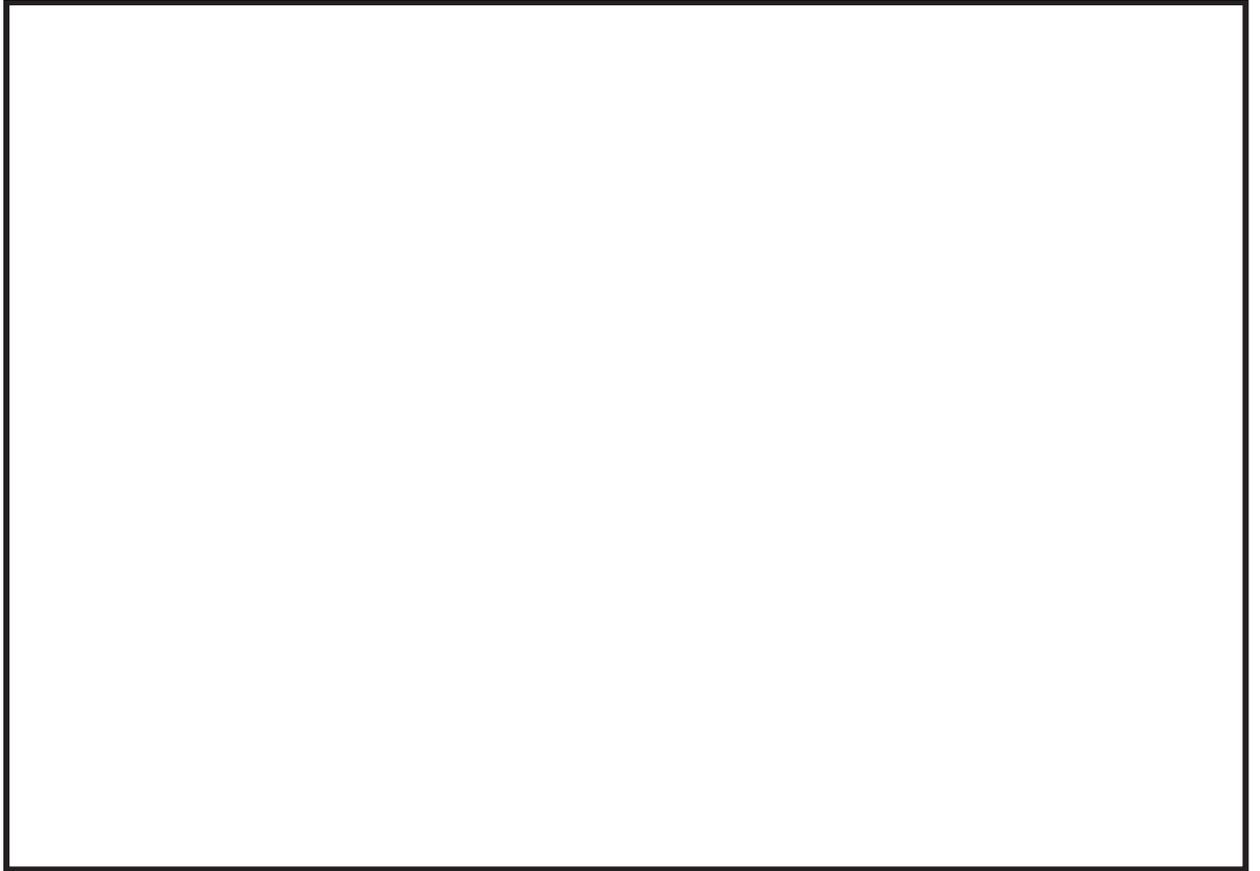


図 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下 1 階，タービン建屋地下 1 階及び制御建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

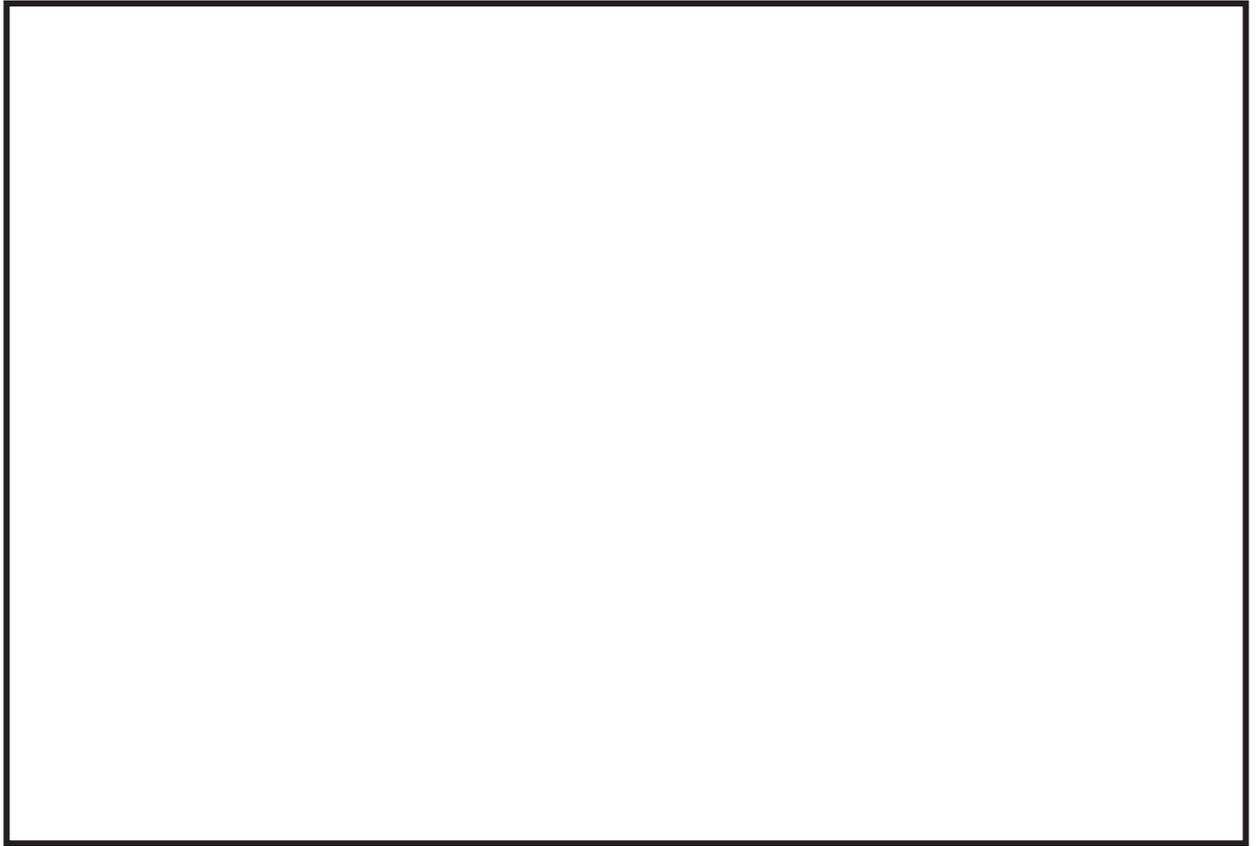


図 6-12 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 3 階及び制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

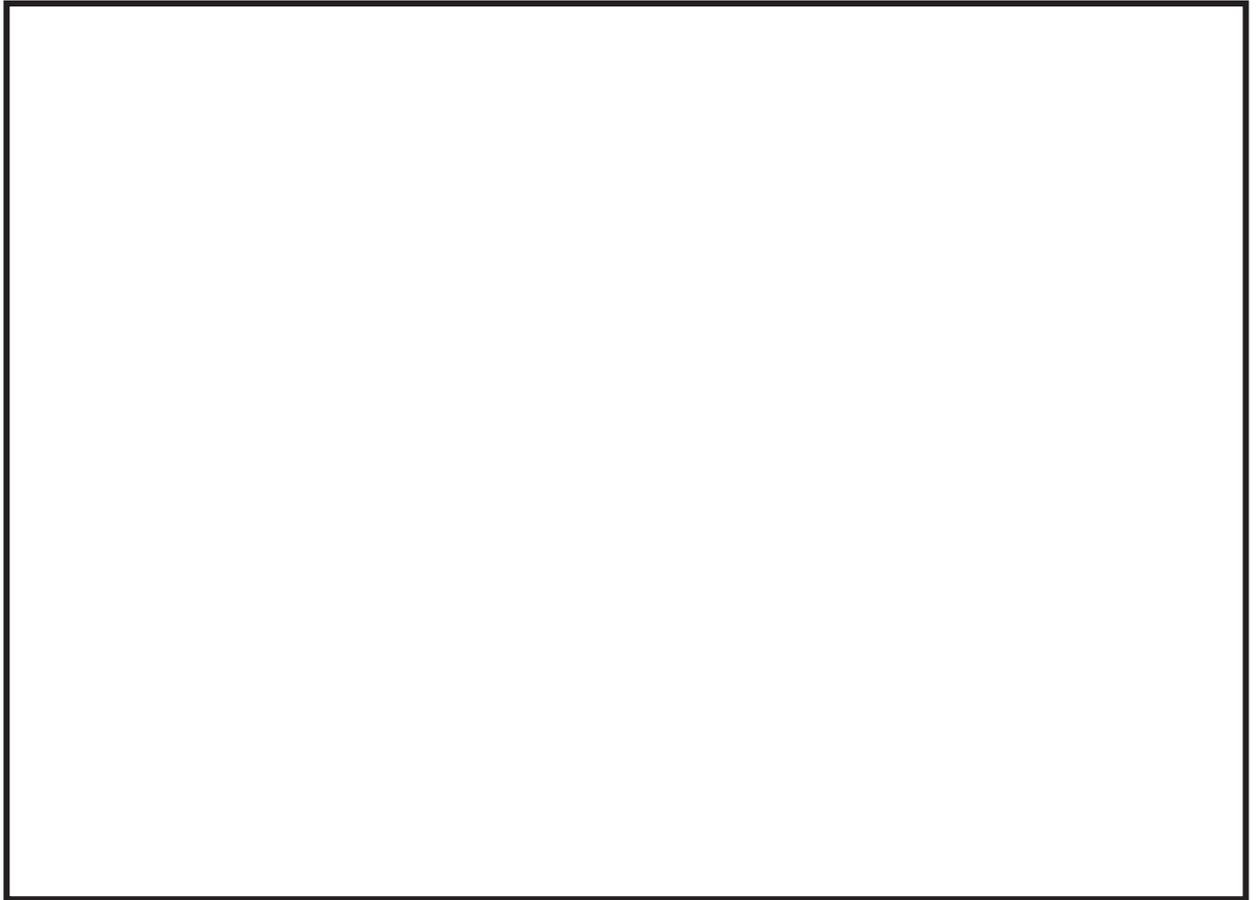


図 6-13 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 2 階，タービン建屋地上 2 階及び制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

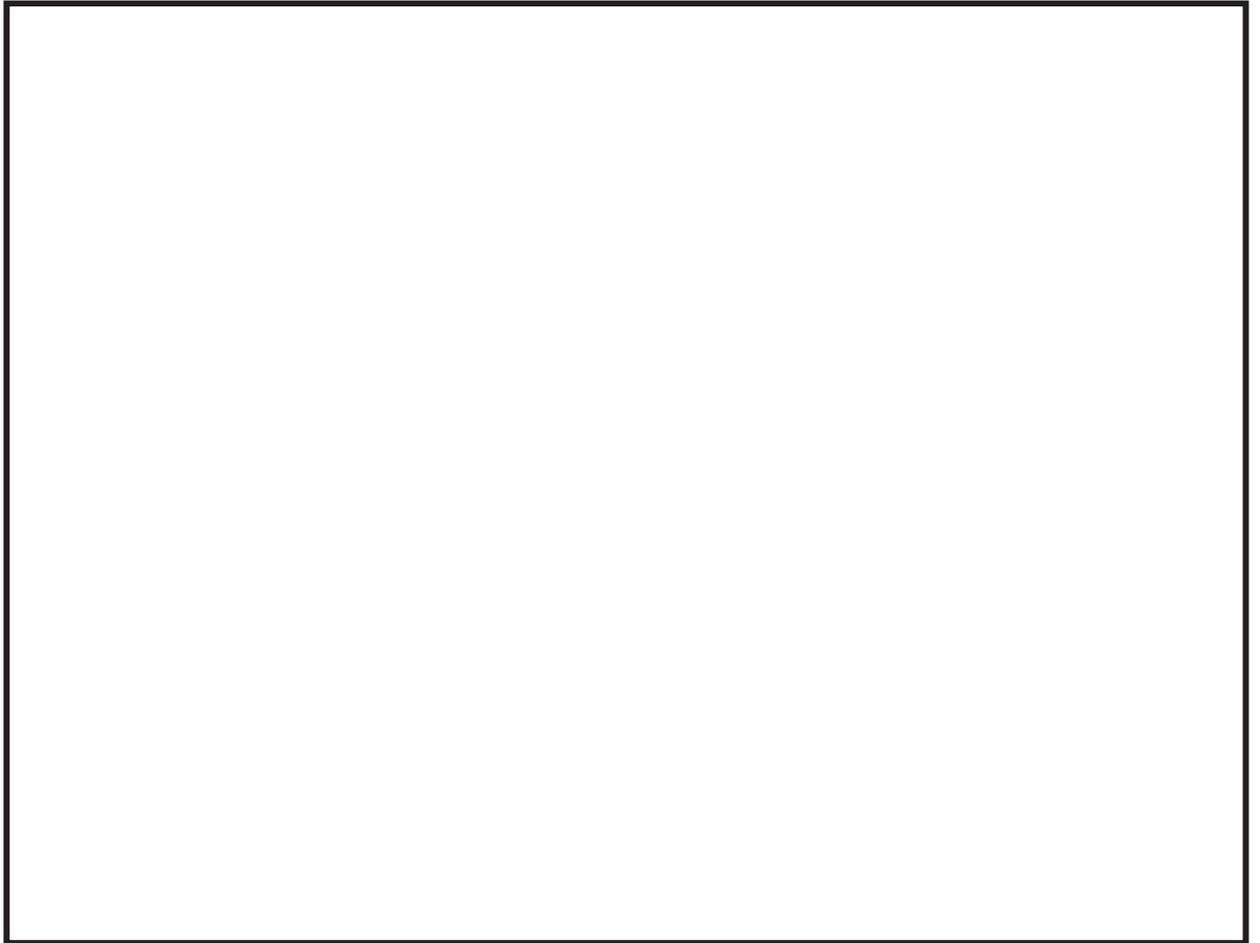


図 6-14 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上 1 階，タービン建屋地上 1 階及び制御建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

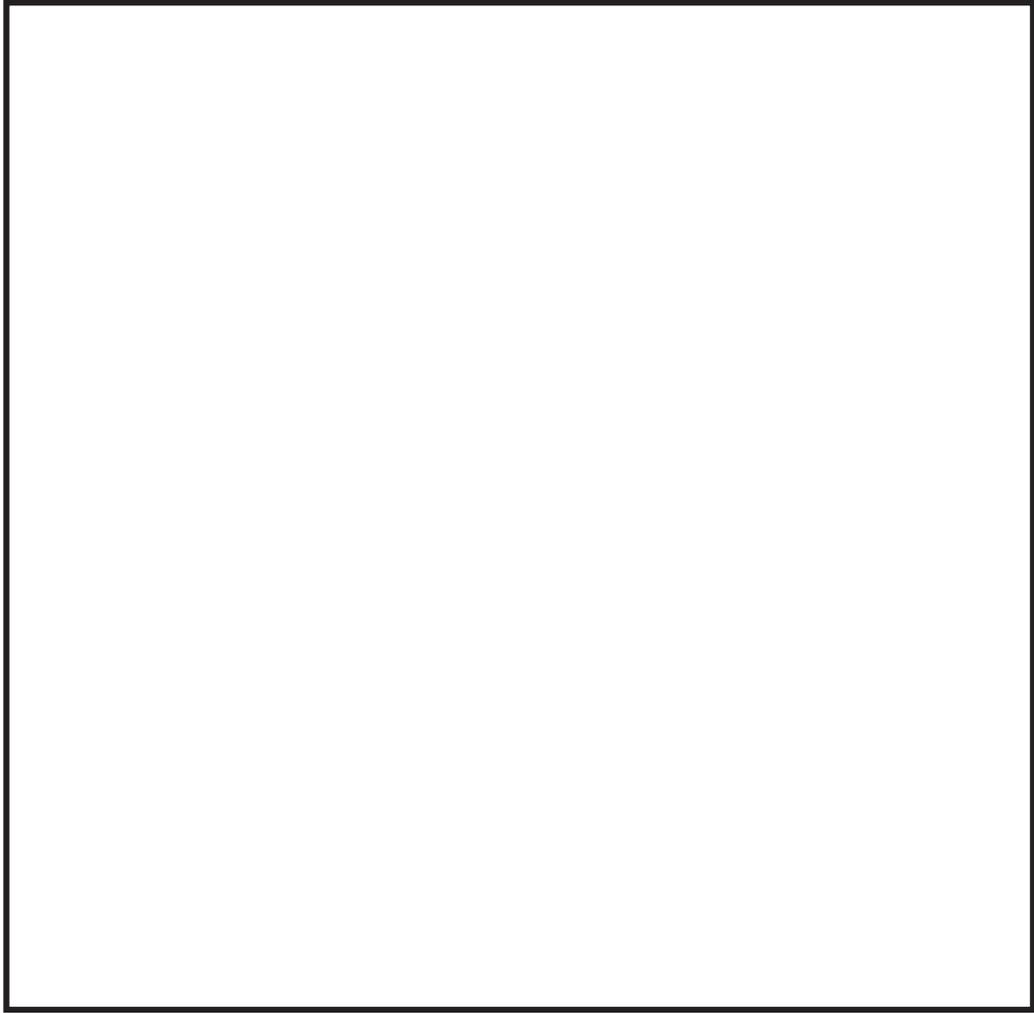


図6-15 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

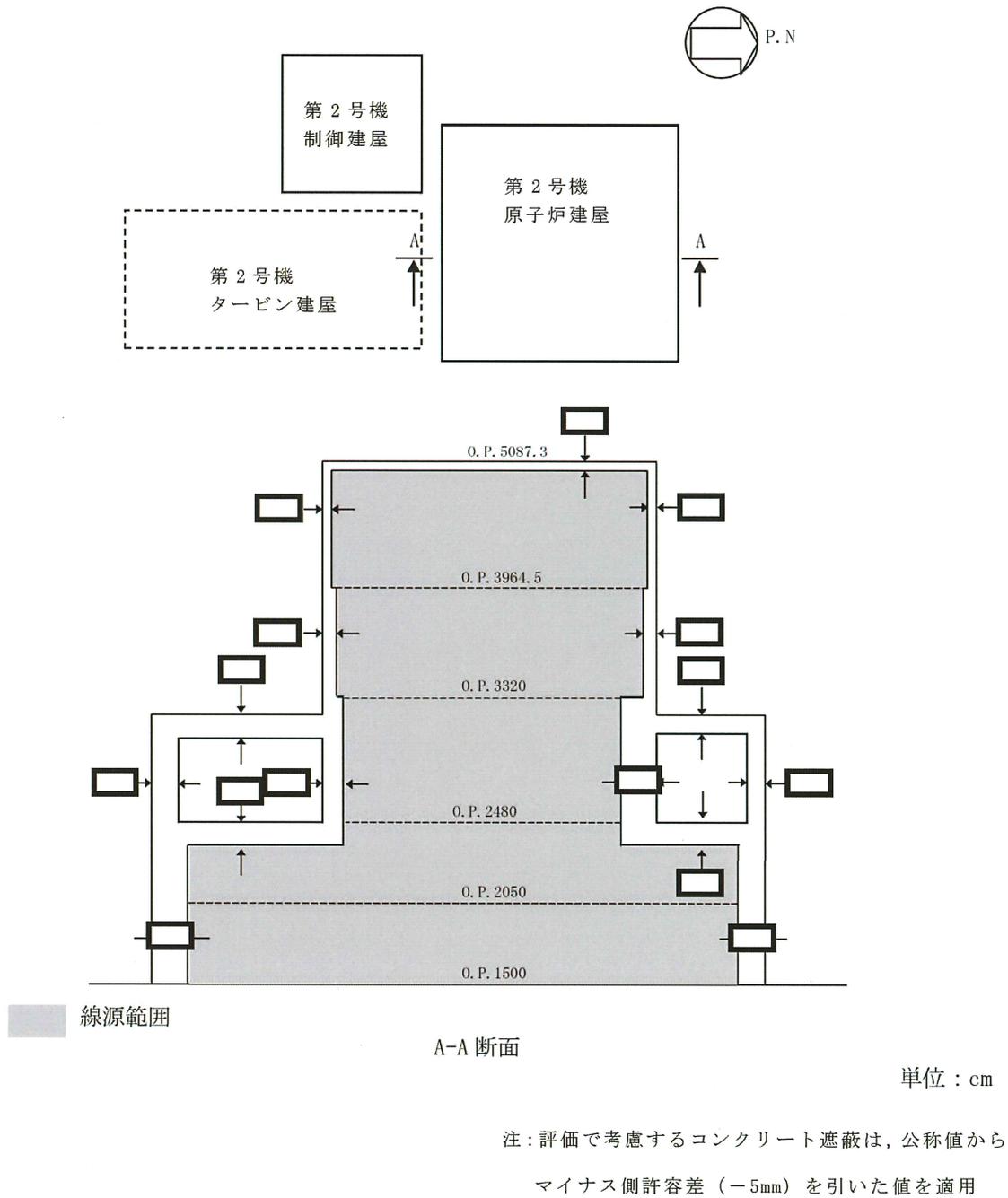
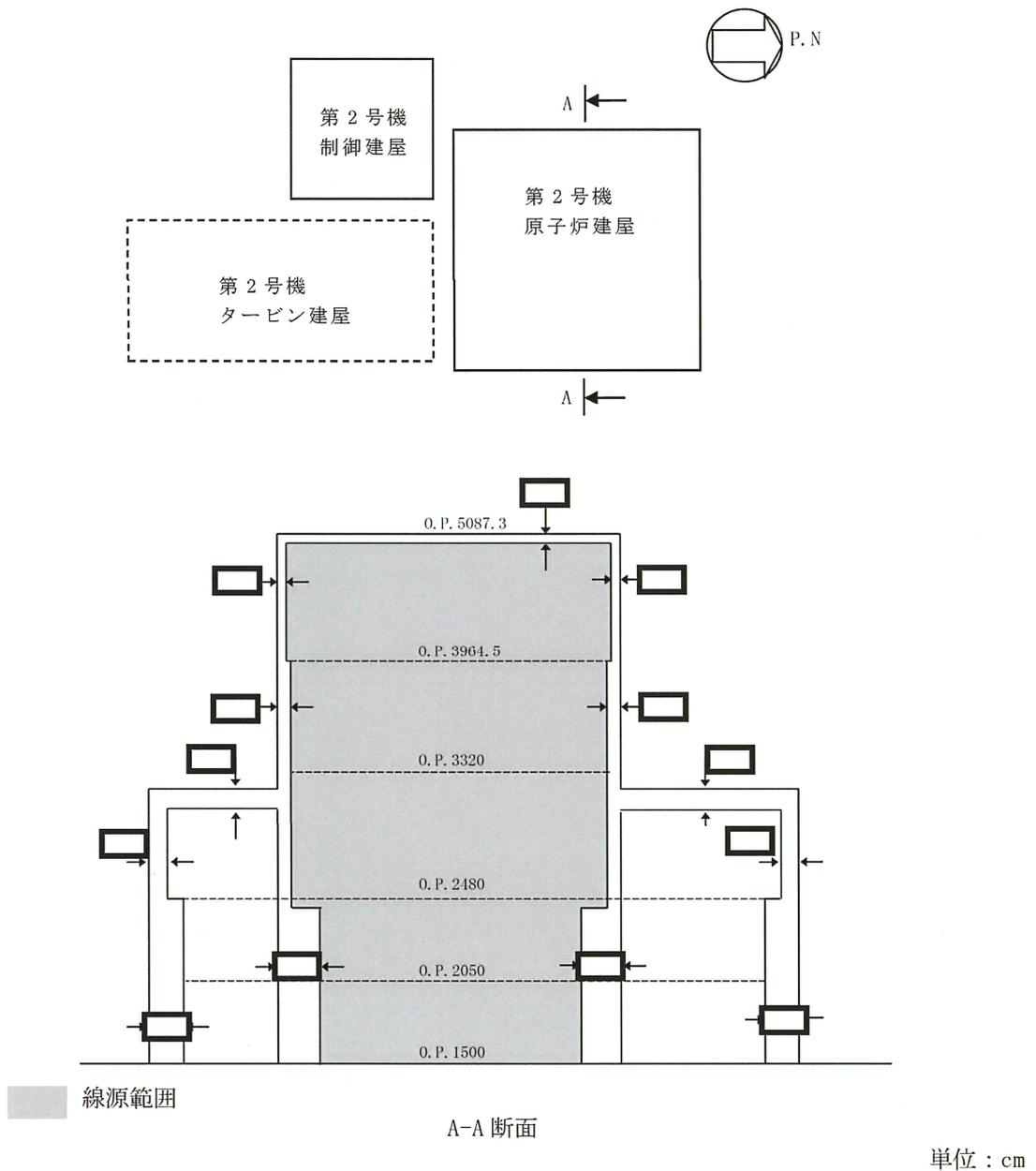


図 6-16 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル (1/2)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値から  
マイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用

図 6-17 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル（2/2）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 6-9 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量  
（単位：mSv/h）

被ばく経路		原子炉格納容器第二隔離弁* (原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (A) / (B))		
		作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $2.0 \times 10^{-3}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $3.2 \times 10^{-6}$	約 $3.2 \times 10^{-6}$	約 $3.2 \times 10^{-6}$
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $6.8 \times 10^{-5}$	約 $6.8 \times 10^{-5}$	約 $6.8 \times 10^{-5}$
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $6.6 \times 10^{-4}$	約 $8.9 \times 10^{-4}$	約 $8.9 \times 10^{-4}$
	内部被ばく	約 $7.5 \times 10^{-3}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		ベント実施前の作業のため対象外		
原子炉格納容器フィルタ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				
作業線量率		約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$
作業時間及び移動時間		54分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 $9.1 \times 10^{-3}$ mSv	約 $1.1 \times 10^{-3}$ mSv	約 $1.1 \times 10^{-3}$ mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 $1.2 \times 10^{-2}$ mSv		

注記 \*：原子炉格納容器第二隔離弁開操作はベント実施前に行う。

表 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

（単位：mSv/h）

被ばく経路		原子炉格納容器第一隔離弁 （サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）		
		作業時	屋内移動時 （中央制御室⇒作業場所）	屋内移動時 （作業場所⇒中央制御室）
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $6.6 \times 10^{-6}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$	約 $6.6 \times 10^{-6}$
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $2.9 \times 10^{-6}$	約 $1.4 \times 10^{-10}$	約 $2.9 \times 10^{-6}$
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $3.3 \times 10^{-5}$	約 $3.0 \times 10^{-5}$	約 $3.3 \times 10^{-5}$
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $4.6 \times 10^1$	約 $3.1 \times 10^{-4}$	約 $1.4 \times 10^2$
	内部被ばく*	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $3.9 \times 10^{-10}$	ベント実施前の作業のため 対象外	約 $3.9 \times 10^{-10}$
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $1.1 \times 10^{-4}$		約 $1.1 \times 10^{-4}$
作業線量率		約 $4.6 \times 10^1$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $1.4 \times 10^2$
作業時間及び移動時間		84分	6分	6分
作業員の実効線量 （作業時及び移動時）		約 $6.5 \times 10^1$ mSv	約 $2.3 \times 10^{-4}$ mSv	約 $1.4 \times 10^1$ mSv
作業員の実効線量 （合計）		約 $7.8 \times 10^1$ mSv		

注記 \*：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

表 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)		
		作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $6.7 \times 10^{-6}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$	約 $6.7 \times 10^{-6}$
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $2.2 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 $2.2 \times 10^{-2}$
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 $3.3 \times 10^{-5}$	約 $3.0 \times 10^{-5}$	約 $3.3 \times 10^{-5}$
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 $4.2 \times 10^1$	約 $3.1 \times 10^{-4}$	約 $1.2 \times 10^2$
	内部被ばく*	0	0	0
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $6.1 \times 10^{-7}$	ベント実施前の作業のため 対象外	約 $6.1 \times 10^{-7}$
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 $3.4 \times 10^{-2}$		約 $3.4 \times 10^{-2}$
作業線量率		約 $4.2 \times 10^1$	約 $2.3 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^2$
作業時間及び移動時間		84分	6分	6分
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約 $5.9 \times 10^1$ mSv	約 $2.3 \times 10^{-4}$ mSv	約 $1.2 \times 10^1$ mSv
作業員の実効線量 (合計)		約 $7.1 \times 10^1$ mSv		

注記 \*：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。

引用文献

- (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
- (4) NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , 1995