

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

## 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。

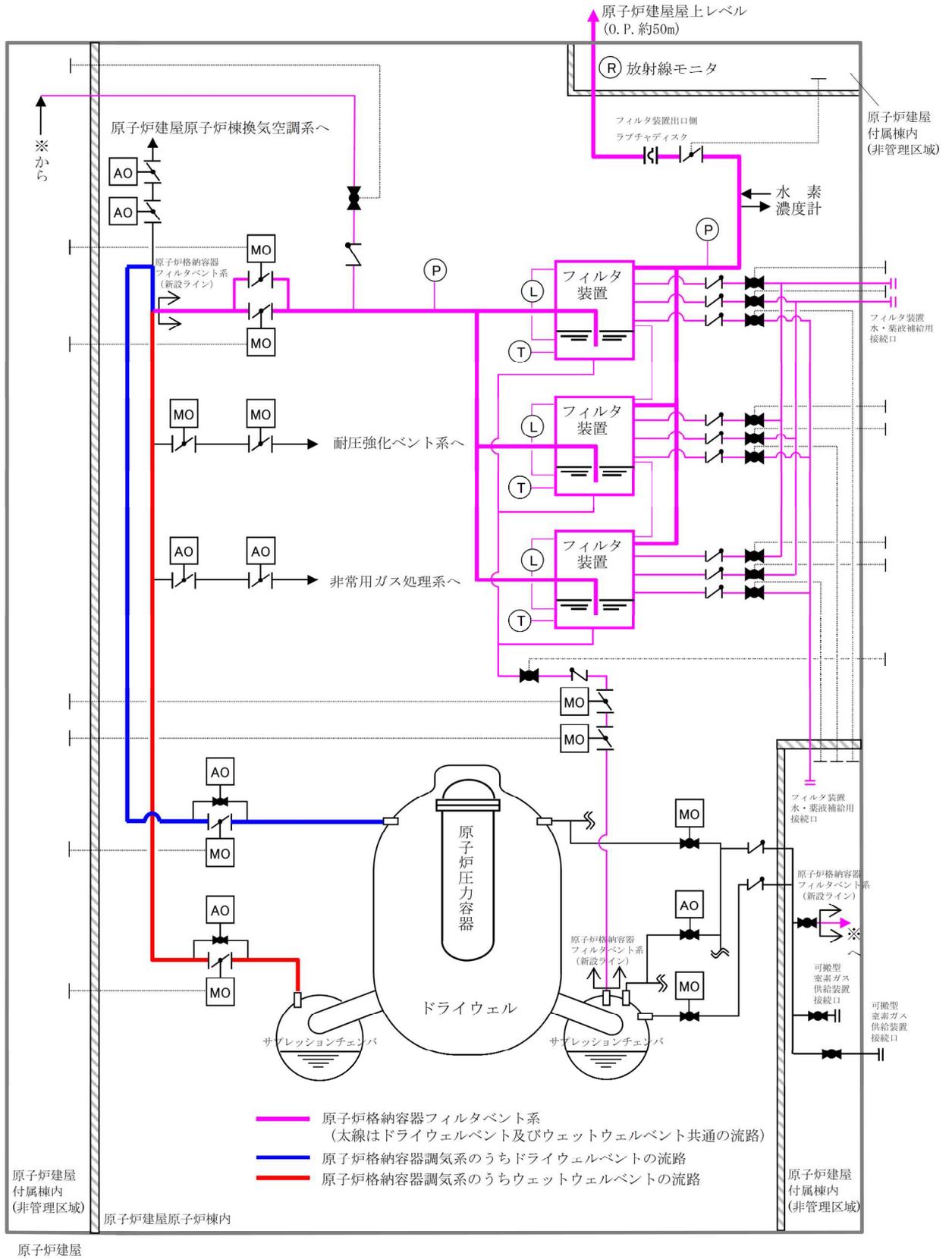


図1.3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

## 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（待機状態において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，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，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附属棟内に、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 <sub>s</sub> にて機能維持	基準地震動 S <sub>s</sub> 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、「J S M E S N C 1 - 2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」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。

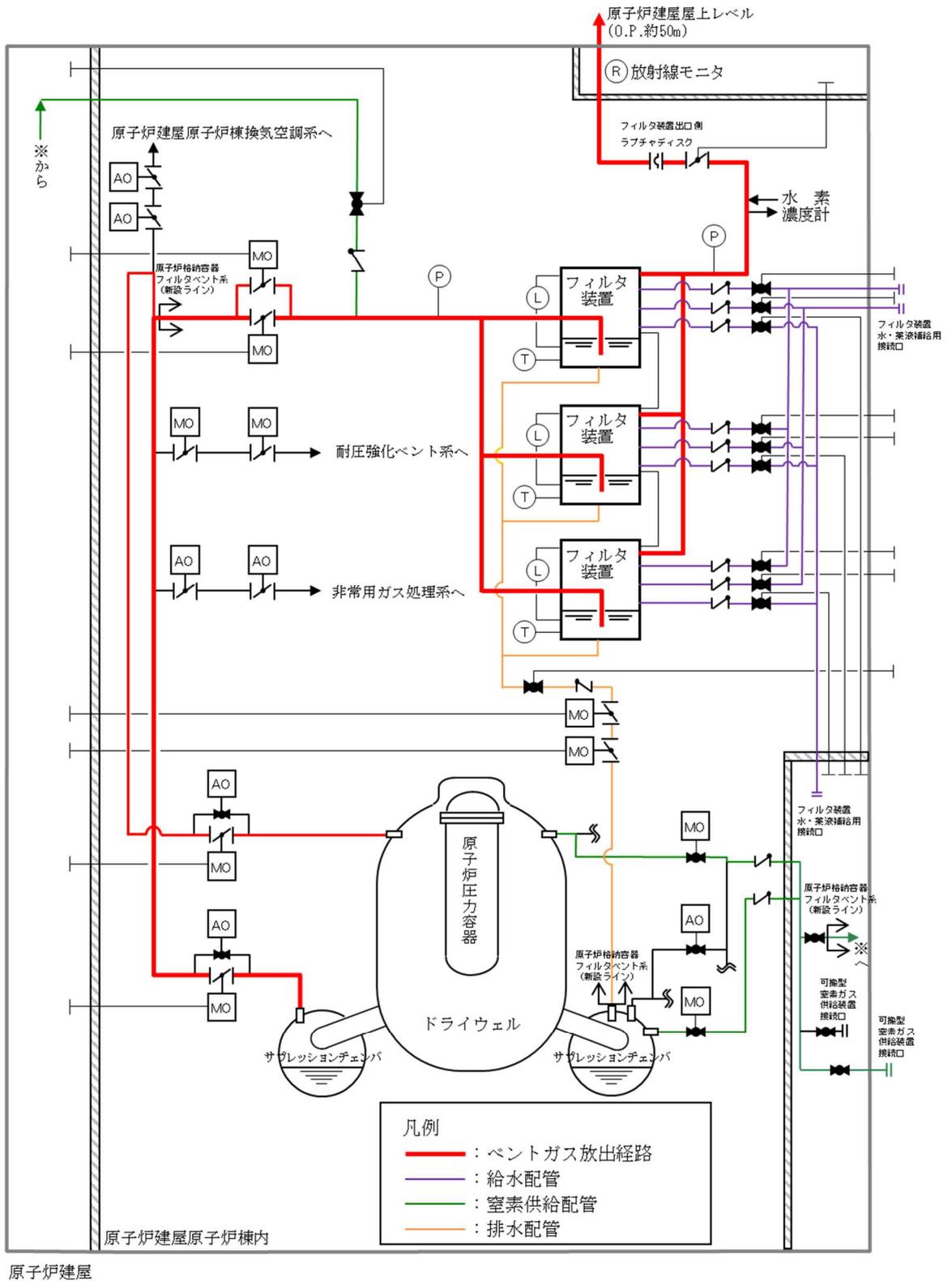


図2.3.1-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

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

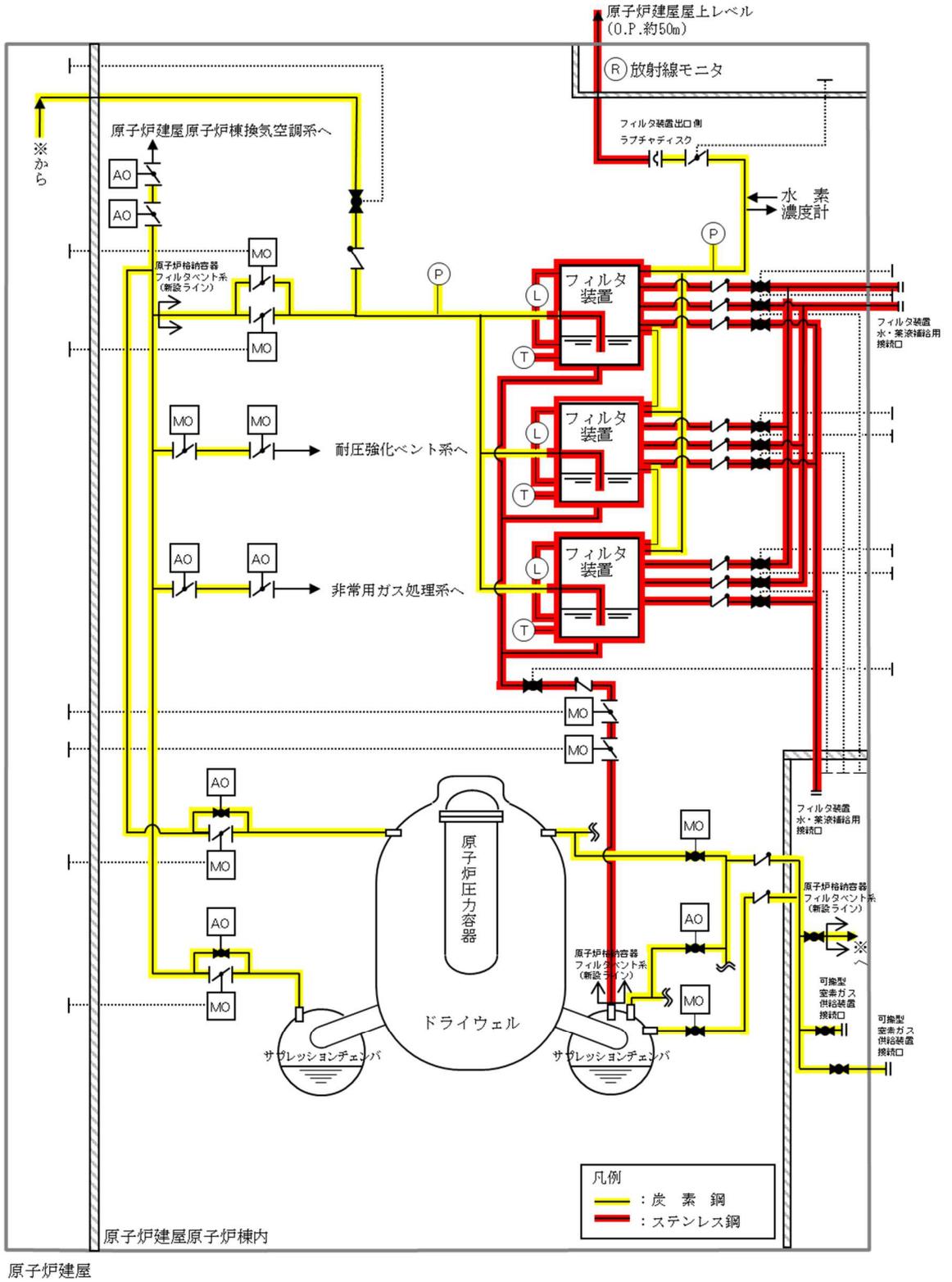


図2.3.1-2 フィルタ装置及び配管の材質範囲

## 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。

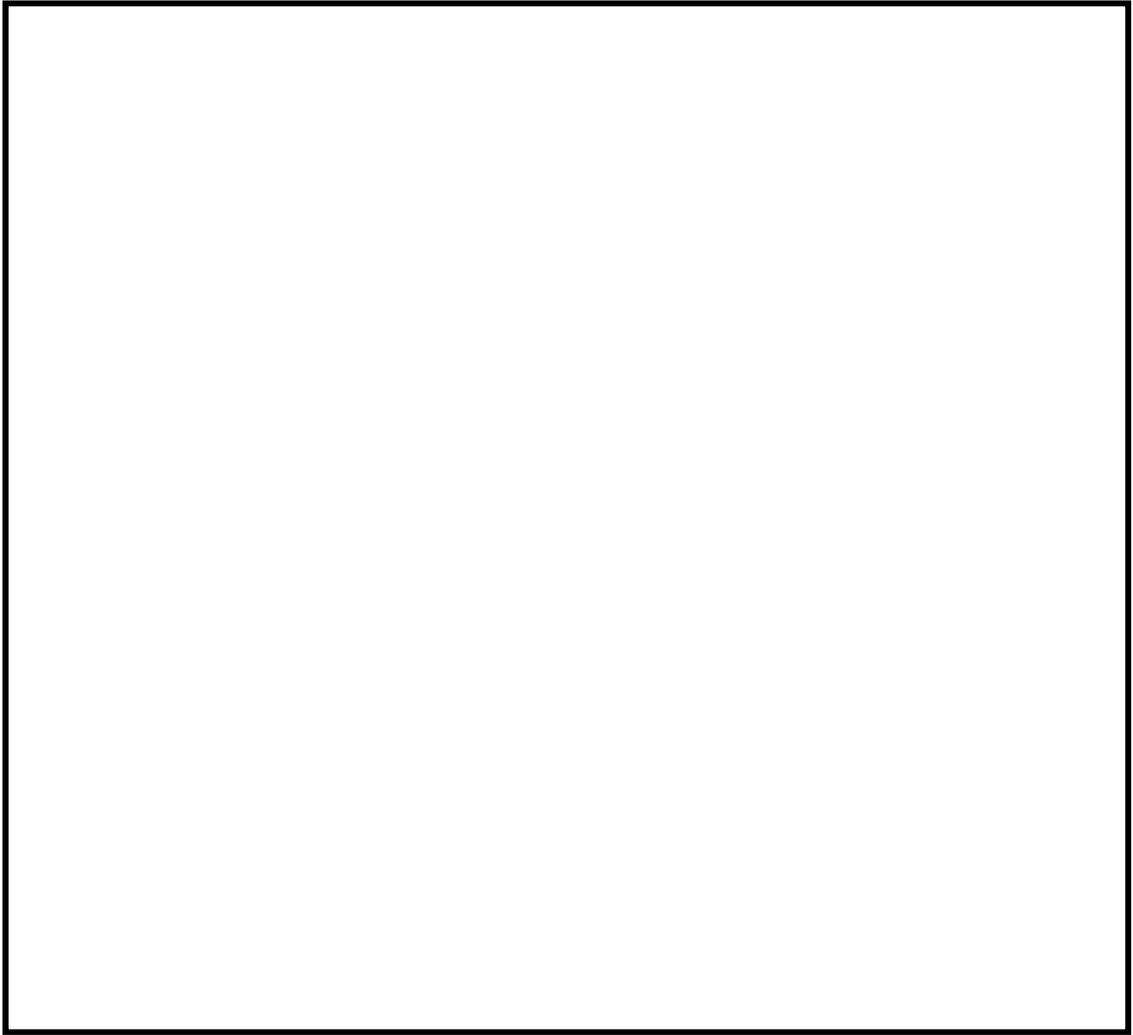
さらに、金属繊維フィルタの後段に、容器内部に放射性よう素フィルタを設け、有機よう素及び無機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

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。

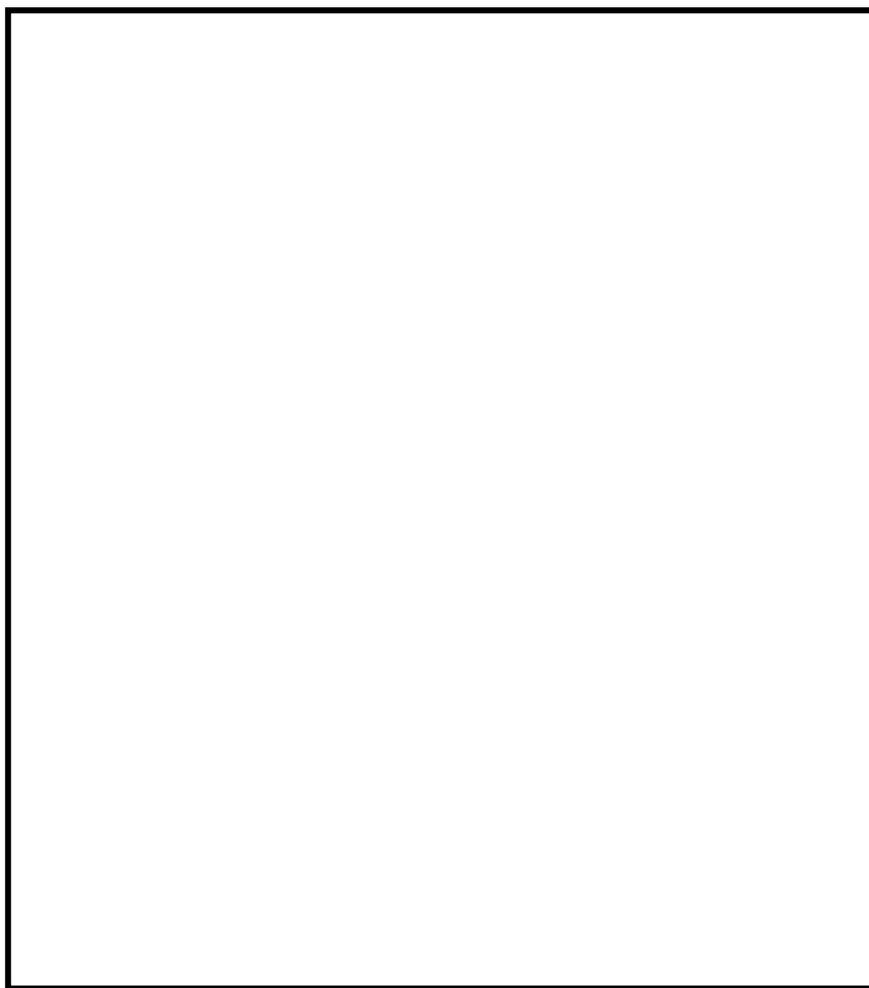


図2.3.2-2 ベンチュリノズル概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

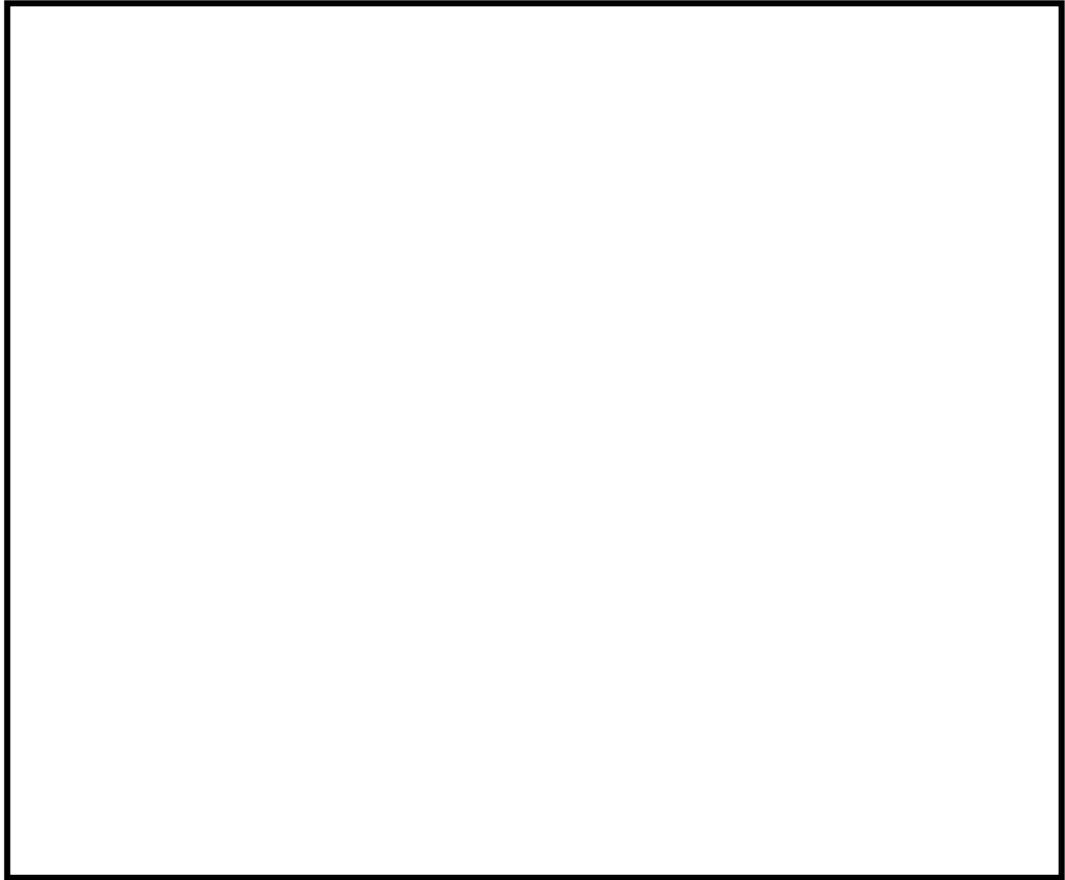


図2.3.2-3 ベンチュリノズルの配置図  
(全3台のうち2台(残り1台は180° 方位が異なる。))



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。

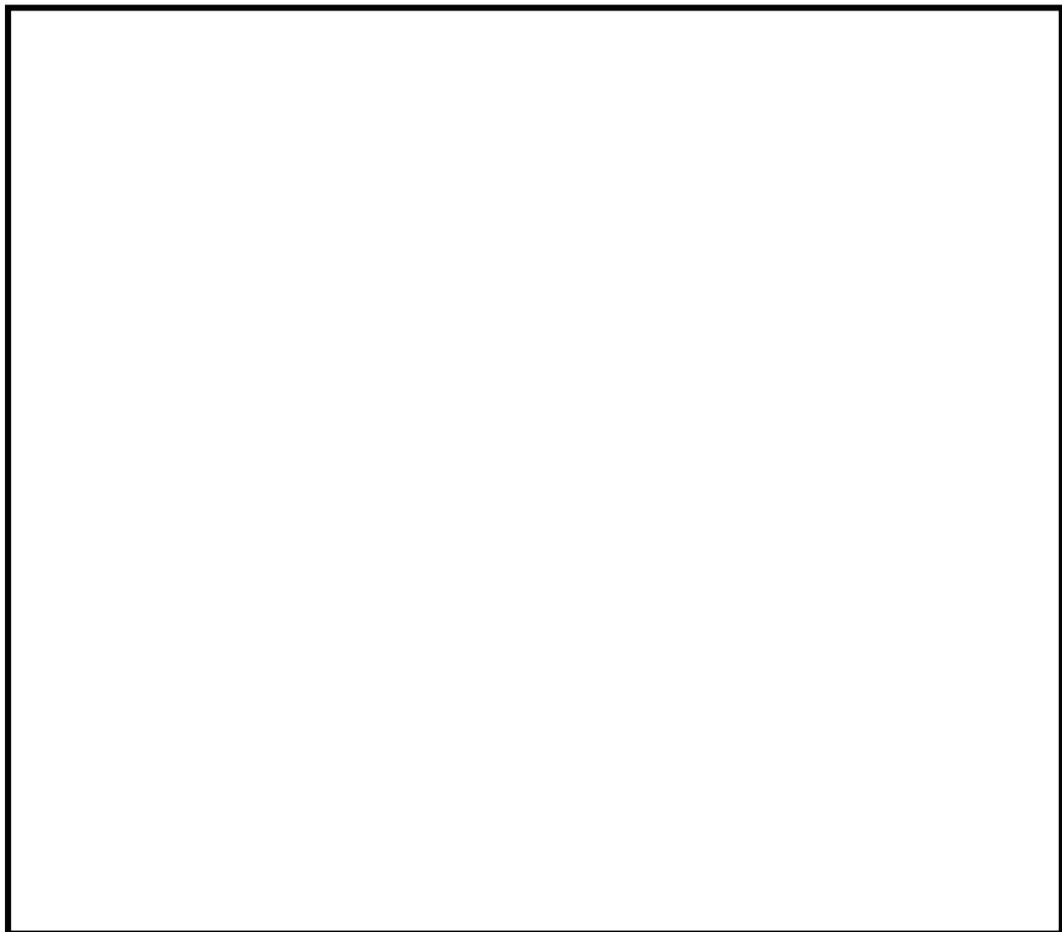


図2.3.2-5 金属繊維フィルタ概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

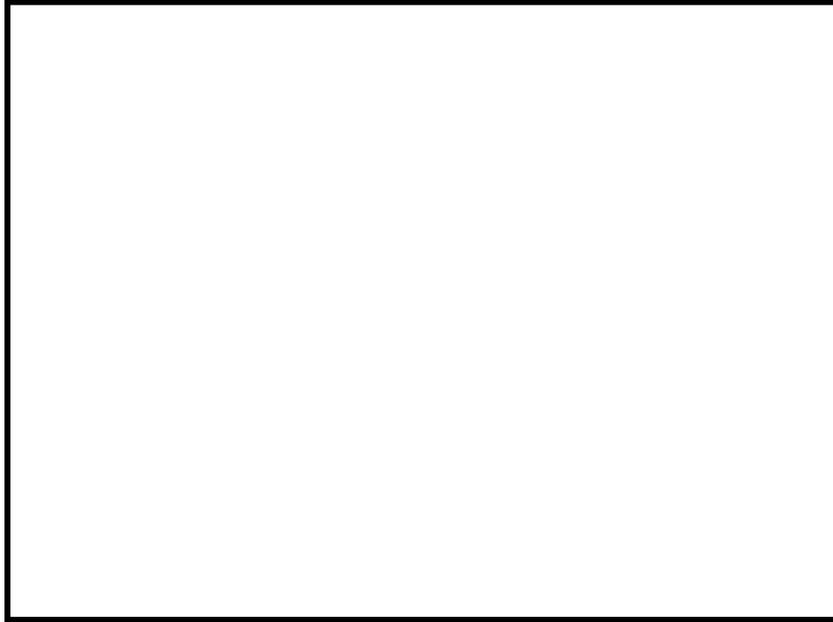


図2.3.2-6 フィルタ装置の断面図（金属繊維フィルタ）

(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。

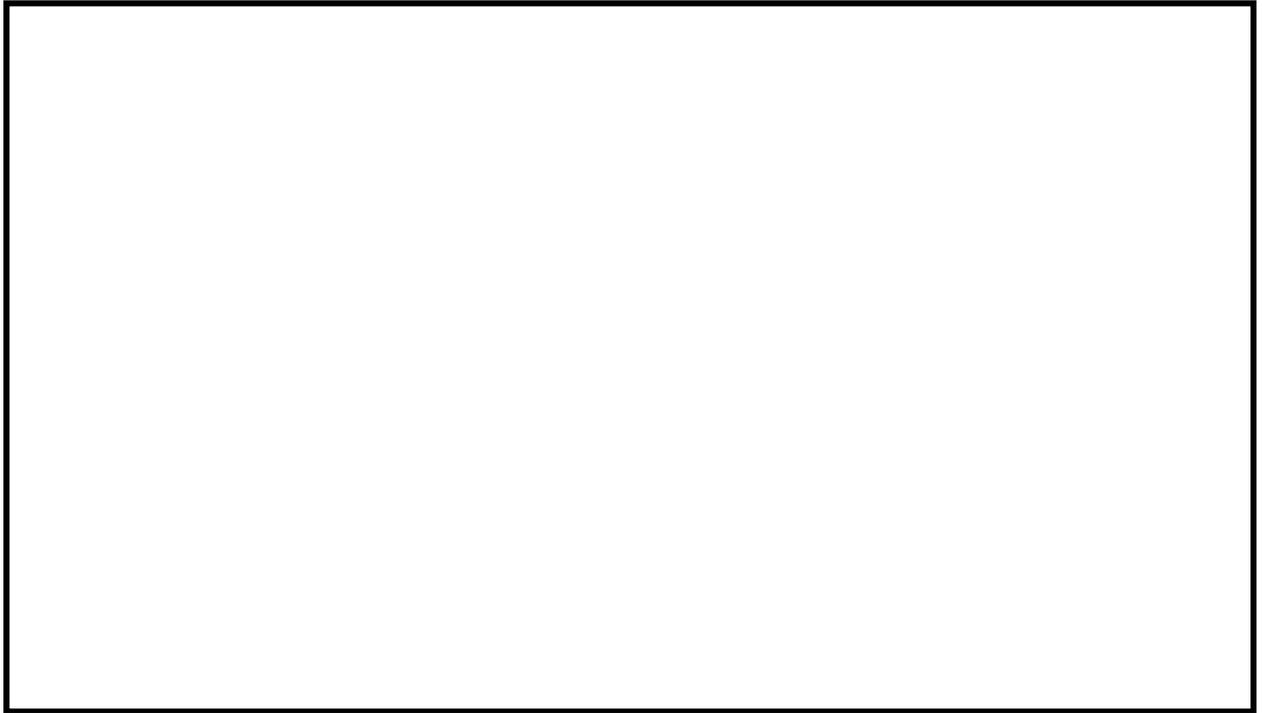


図2.3.2-9 放射性よう素フィルタ概略図

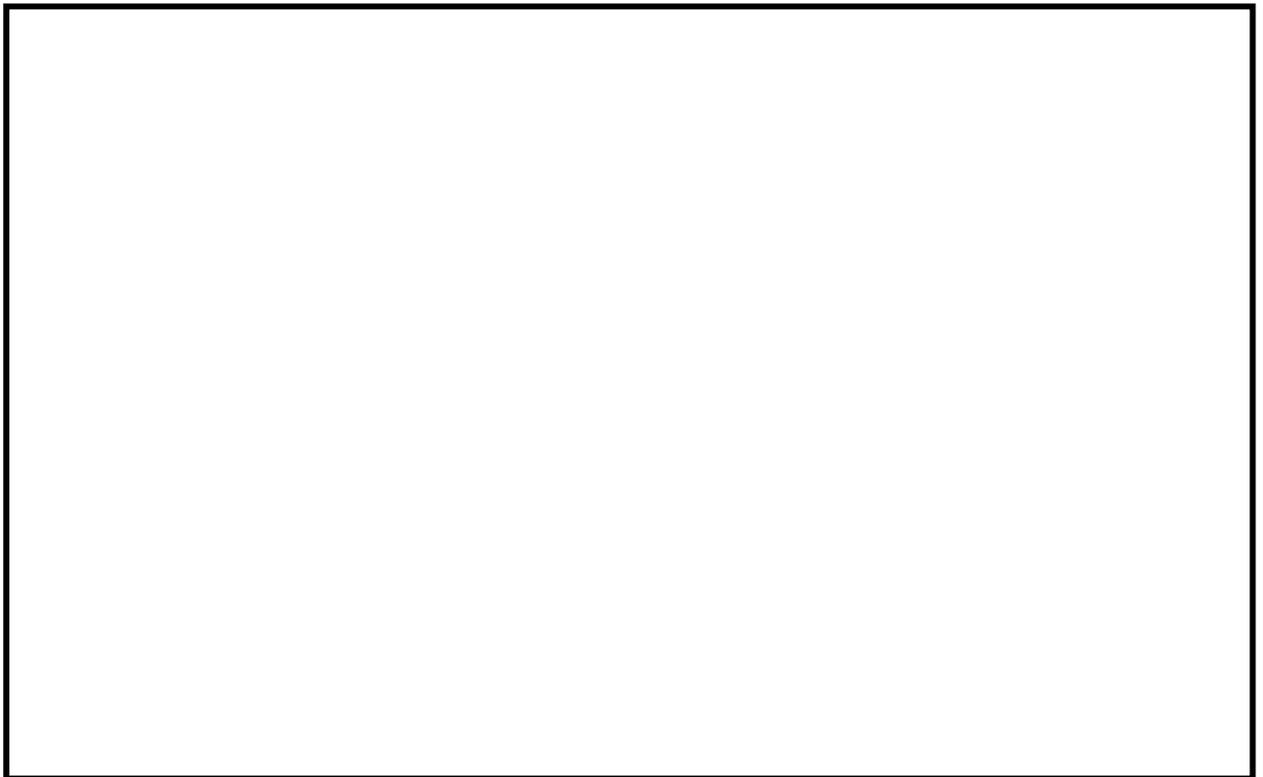


図2.3.2-10 フィルタ装置の断面図（放射性よう素フィルタ）

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。

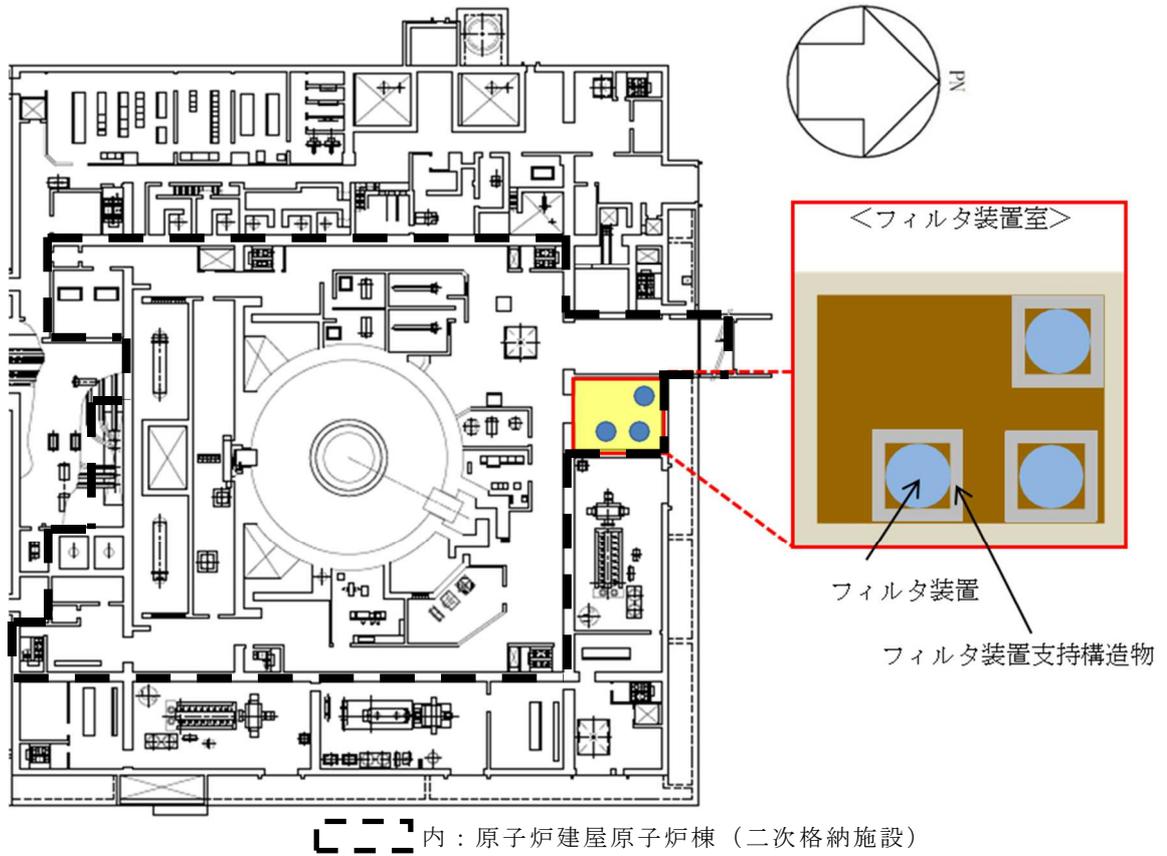


図 2.3.3-1 フィルタ装置配置図(原子炉建屋地上1階)

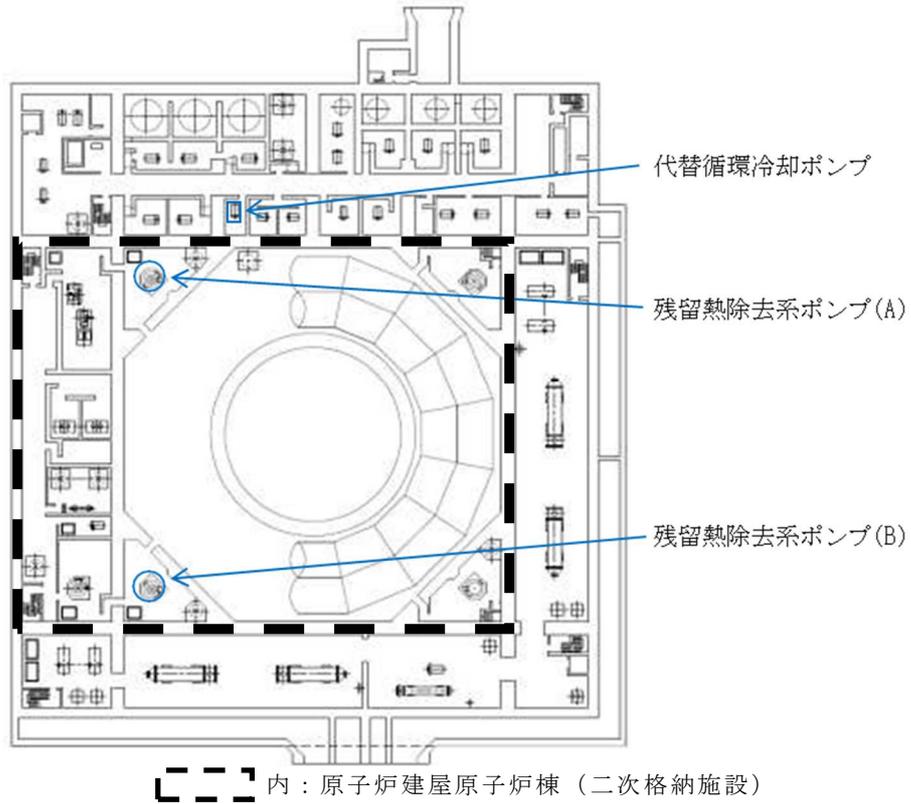


図 2.3.3-2 残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ配置図(原子炉建屋地下3階)

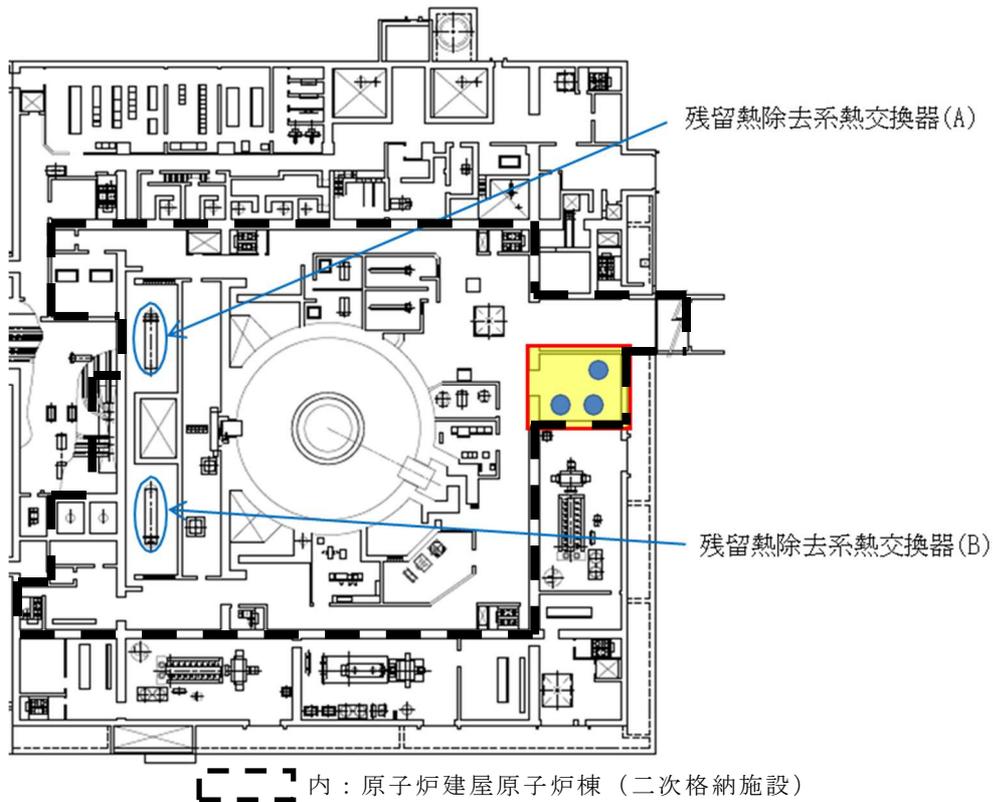


図 2.3.3-3 残留熱除去系熱交換器配置図(原子炉建屋地上1階)

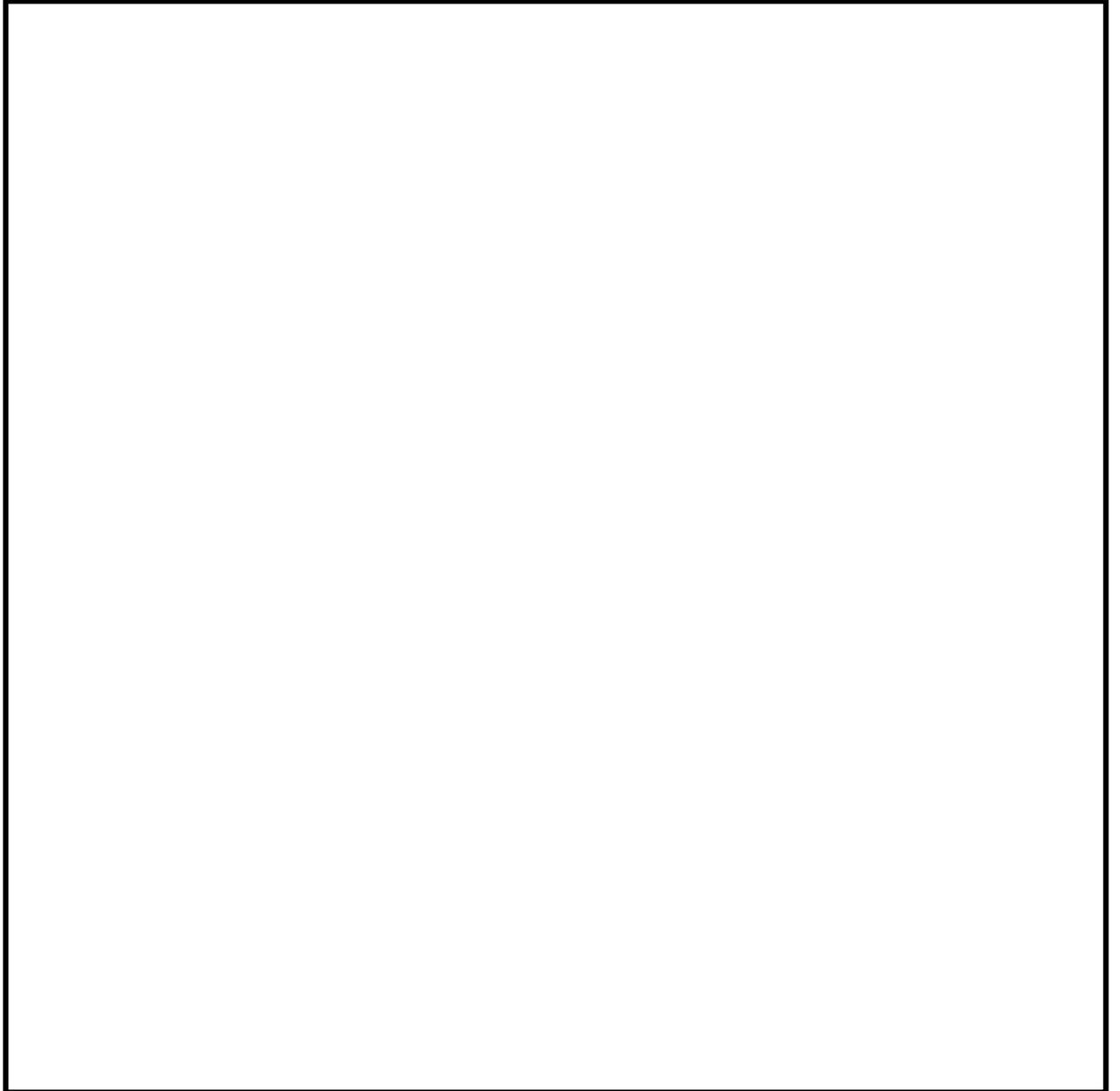


図2.3.3-4 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋地下3階及び海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

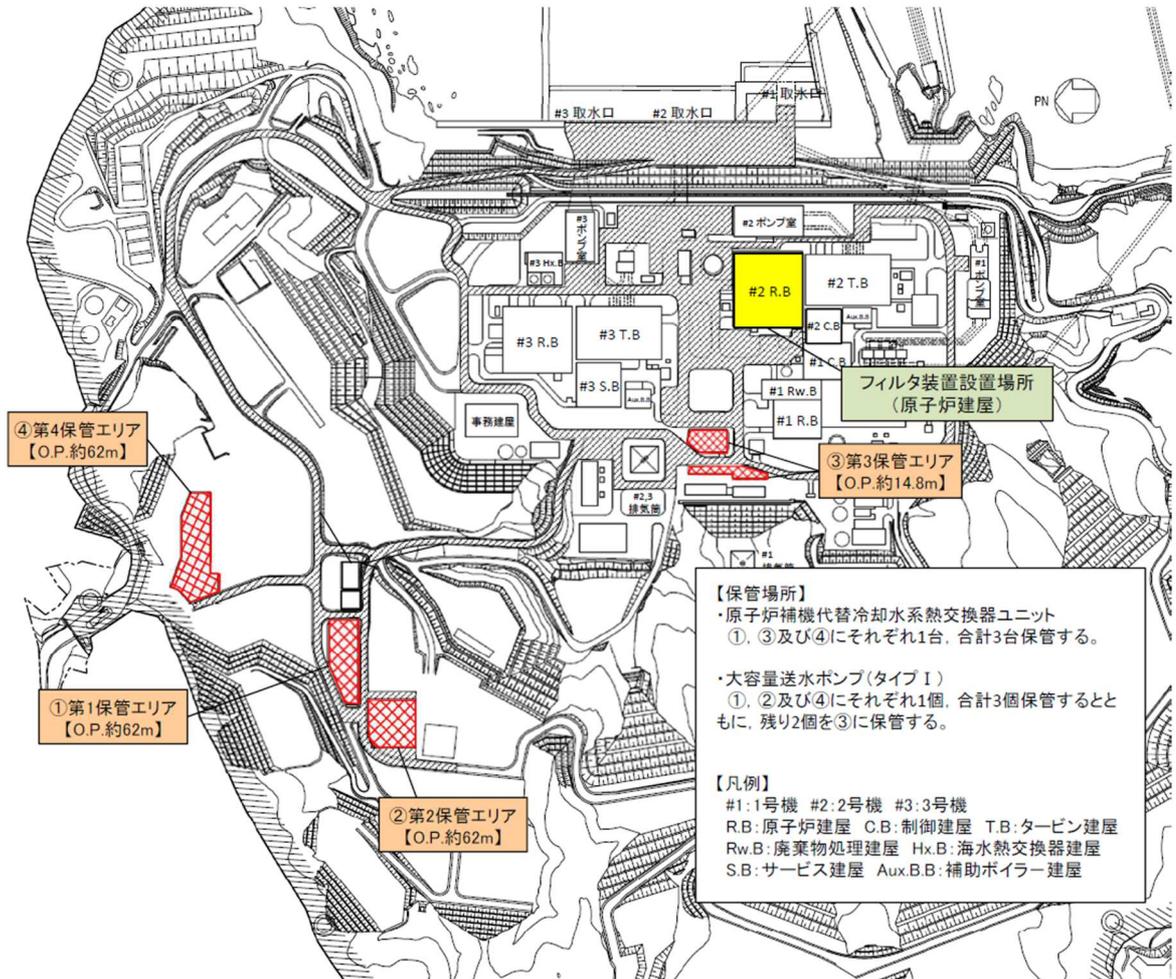


図2.3.3-5 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI） 保管場所概要図

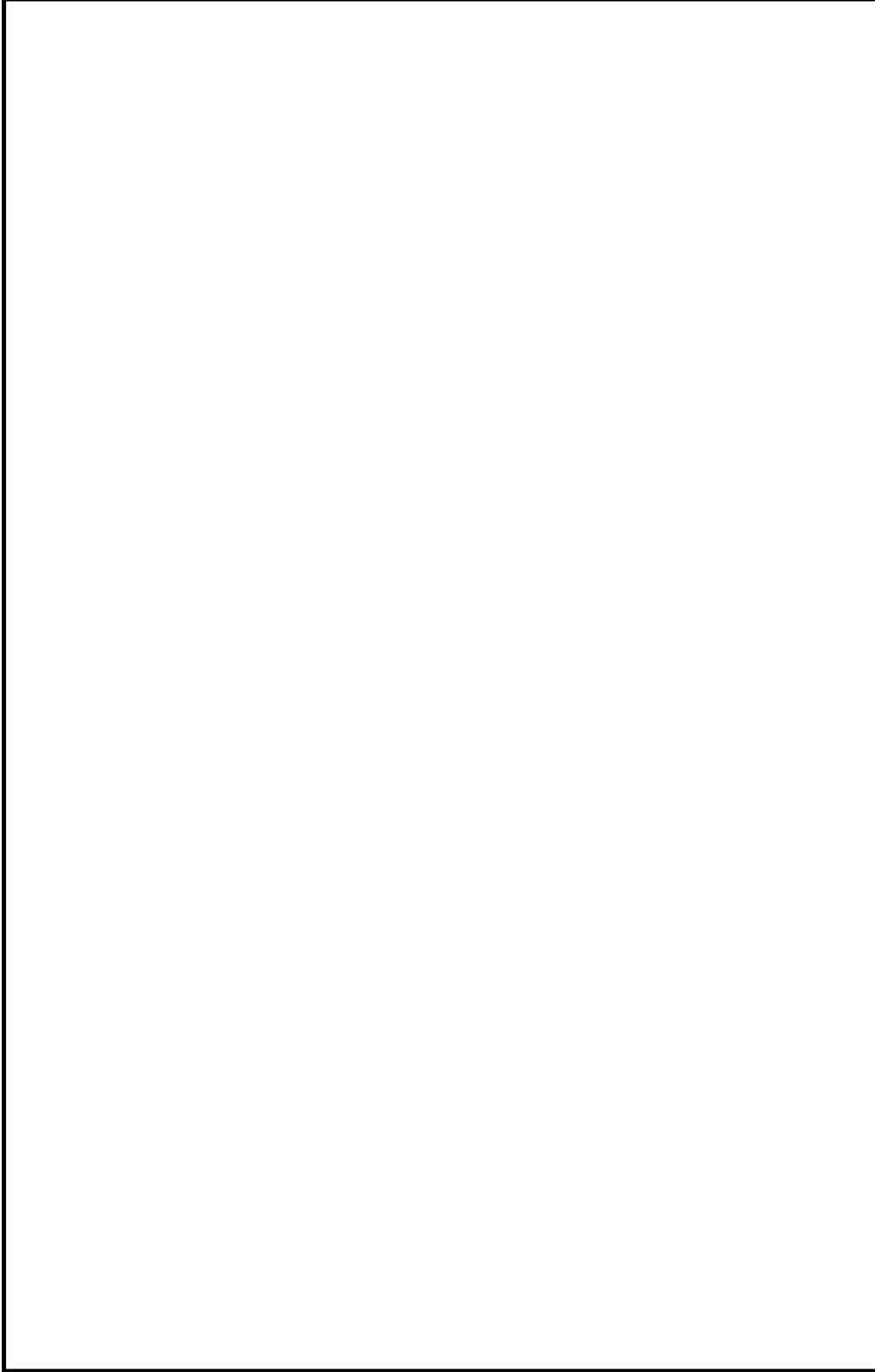


図 2.3.3-6 原子炉格納容器フィルタバント系 配管ルート図 (全体図)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

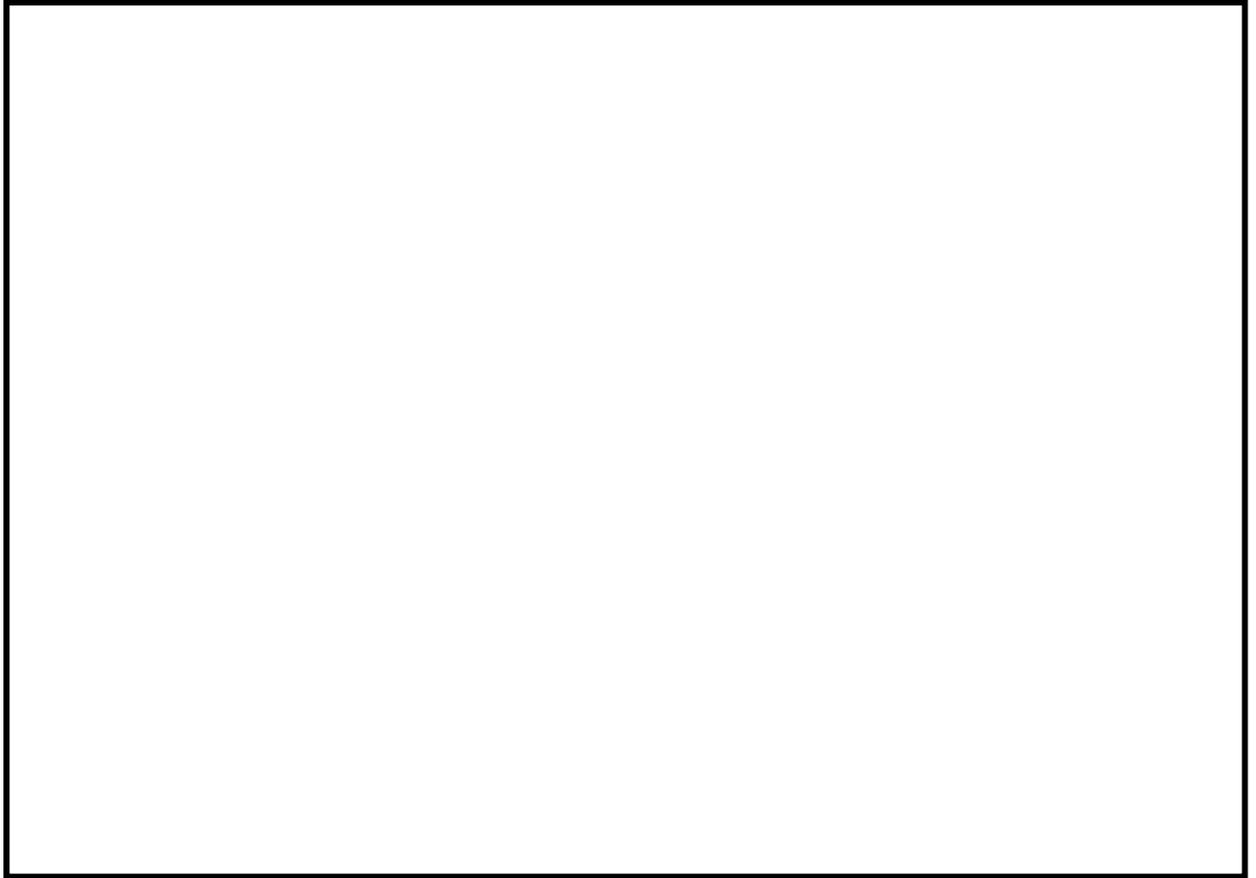


図2.3.3-7 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (1/4)

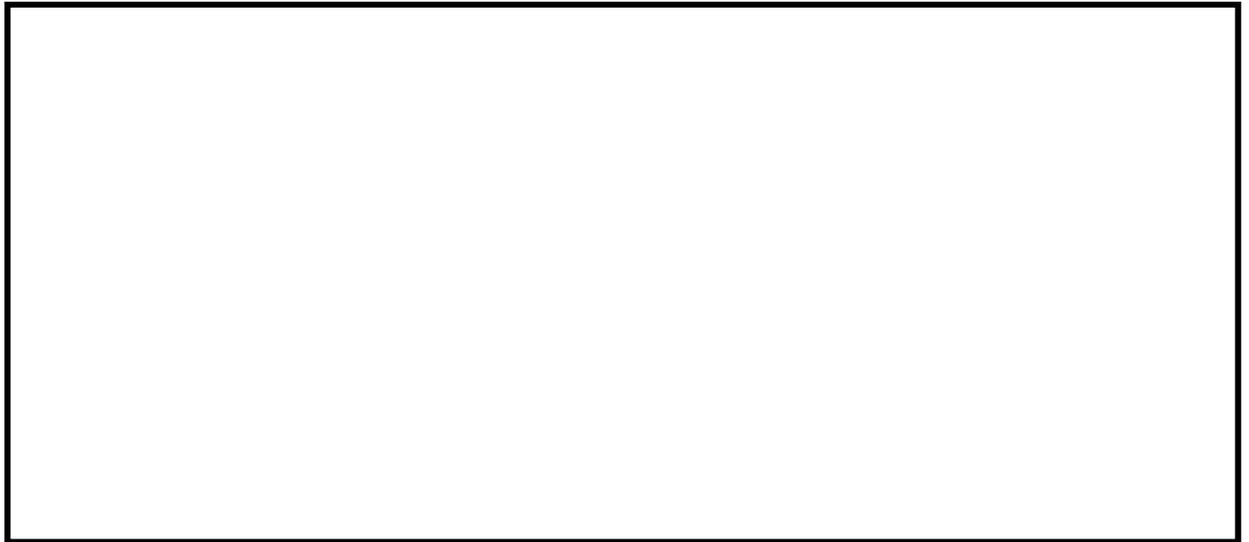


図2.3.3-8 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (2/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

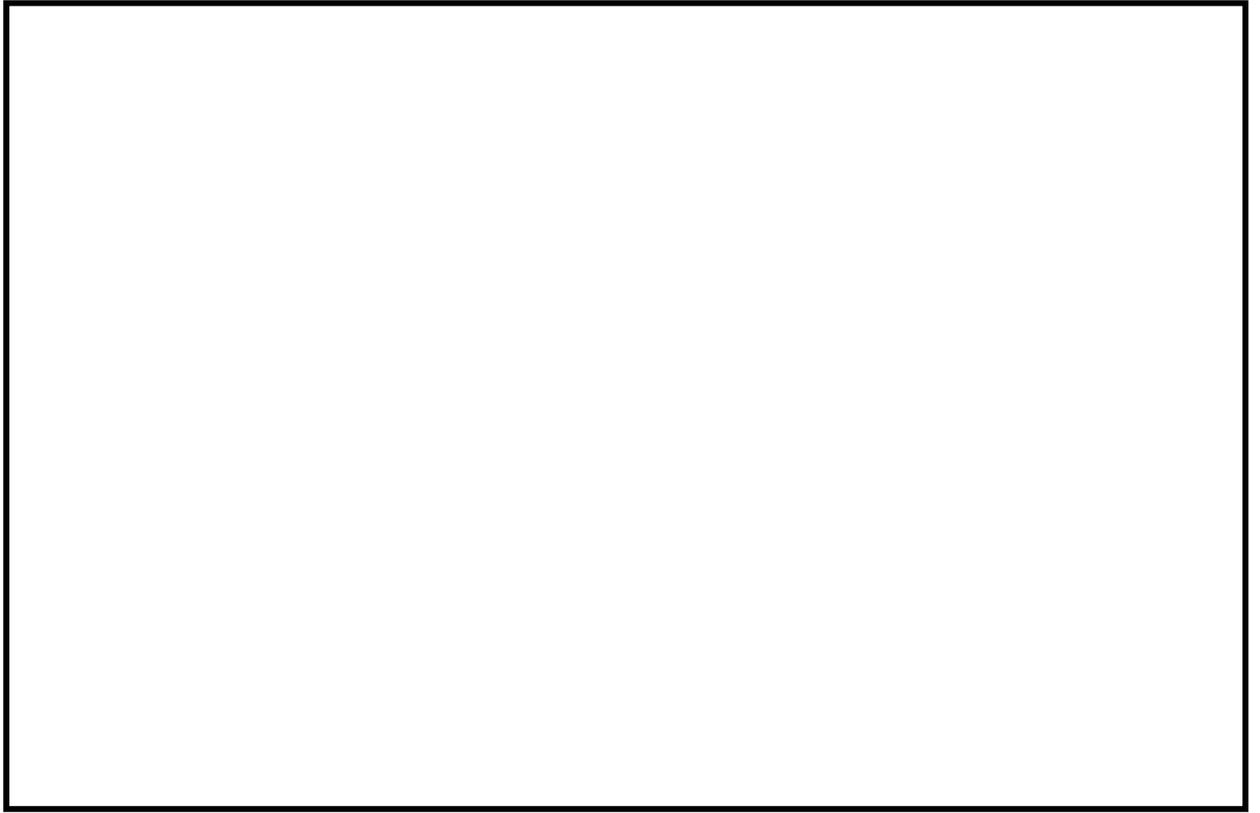


図2.3.3-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (3/4)

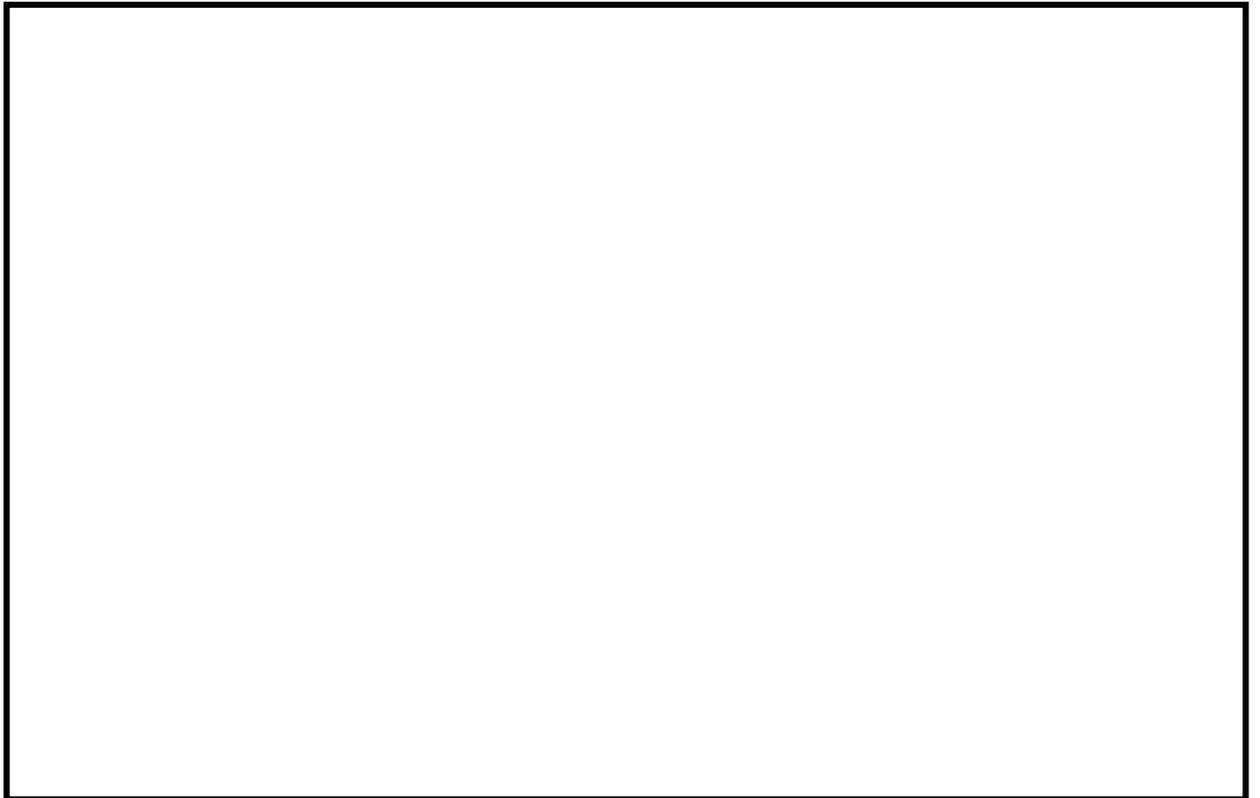


図2.3.3-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (4/4)

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（待機状態において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γ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

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。

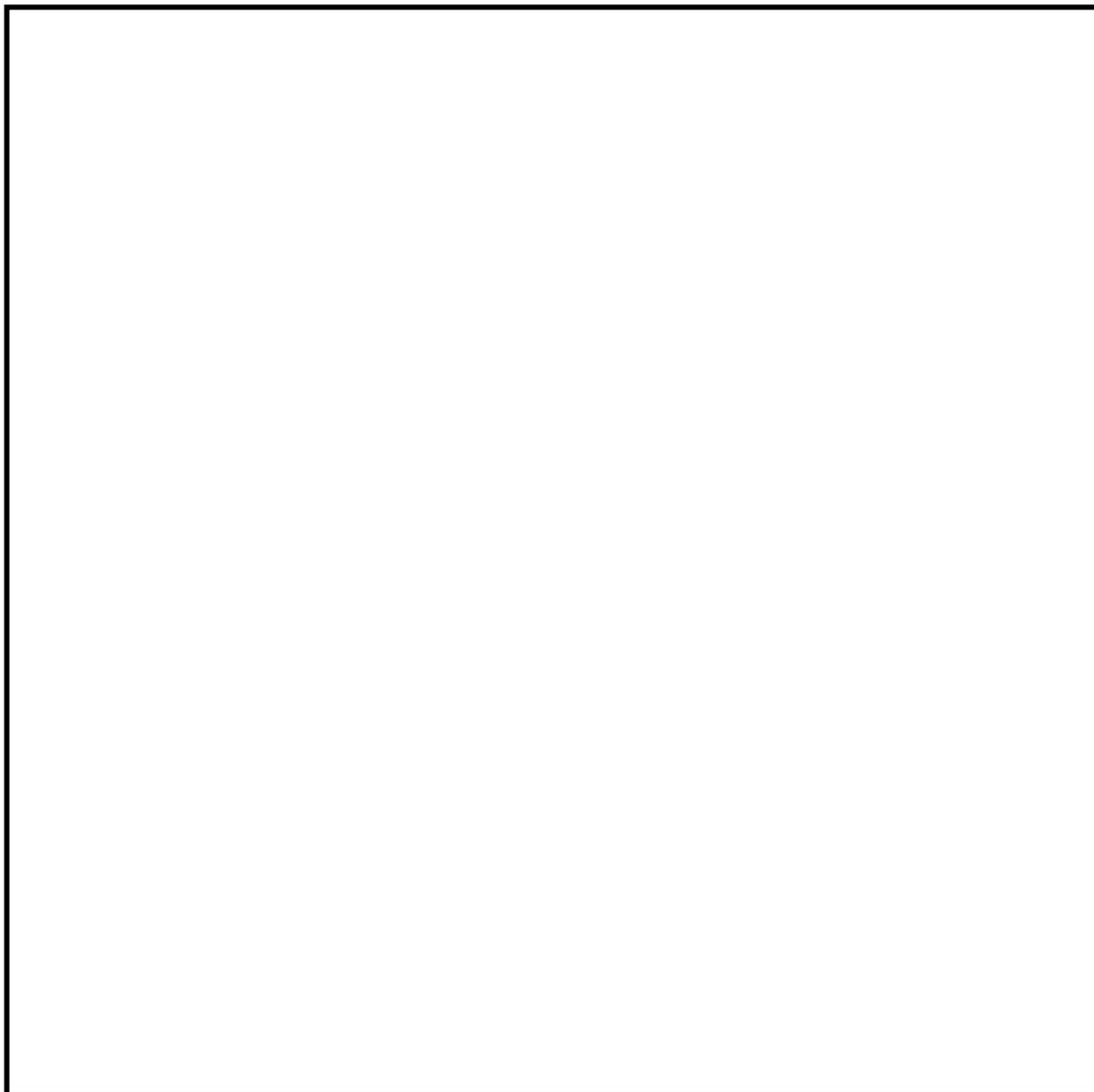


図2.4.1-1 フィルタ装置水位

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

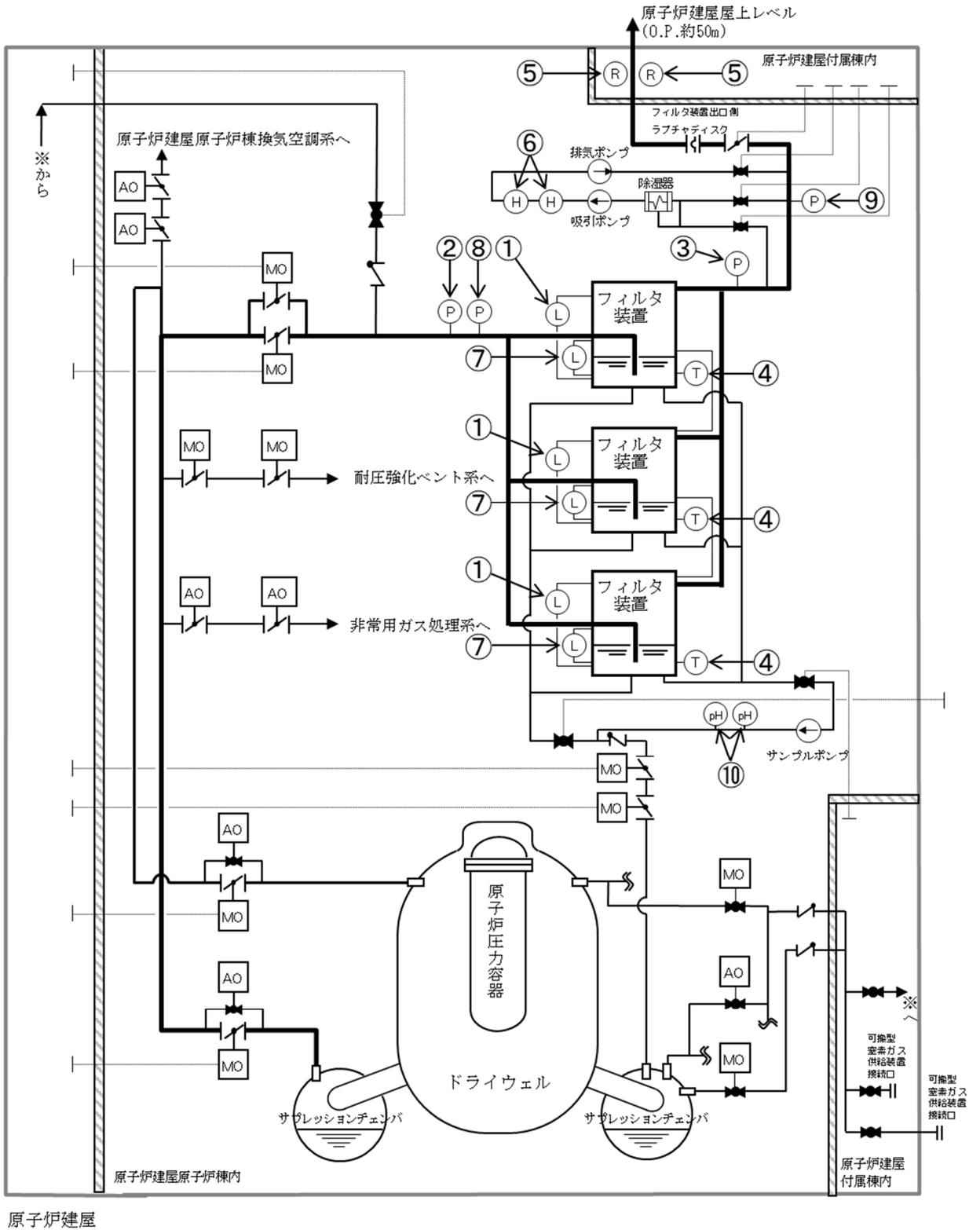


図2.4.1-2 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

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	$10^{-2}$ mSv/h ～ $10^5$ 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 $1.9 \times 10^3$ 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。





### 2.4.3 給水設備

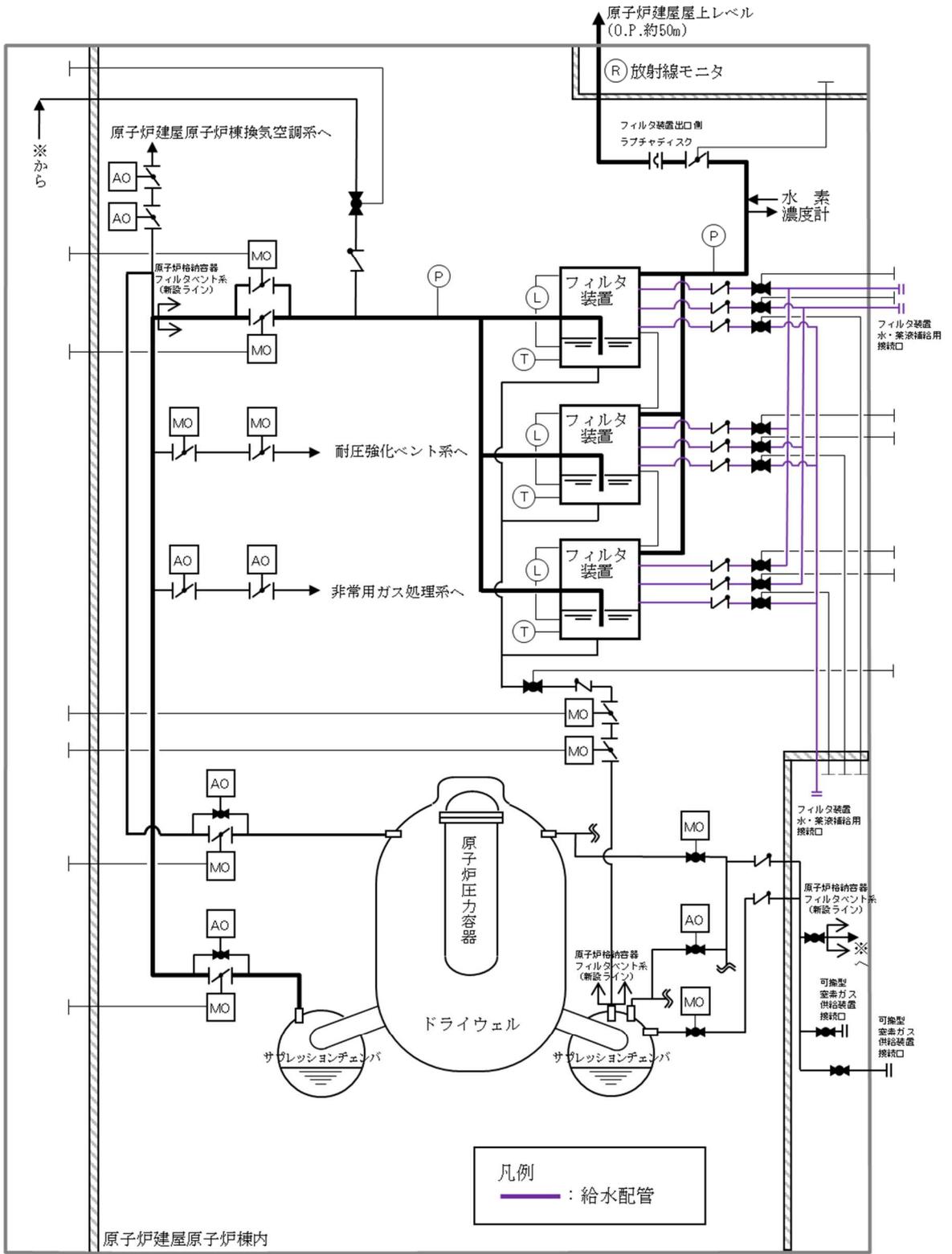
系統待機状態において、フィルタ装置はスクラバ溶液を貯留している状態であるが、重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が蒸発し、水位が低下する。

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)

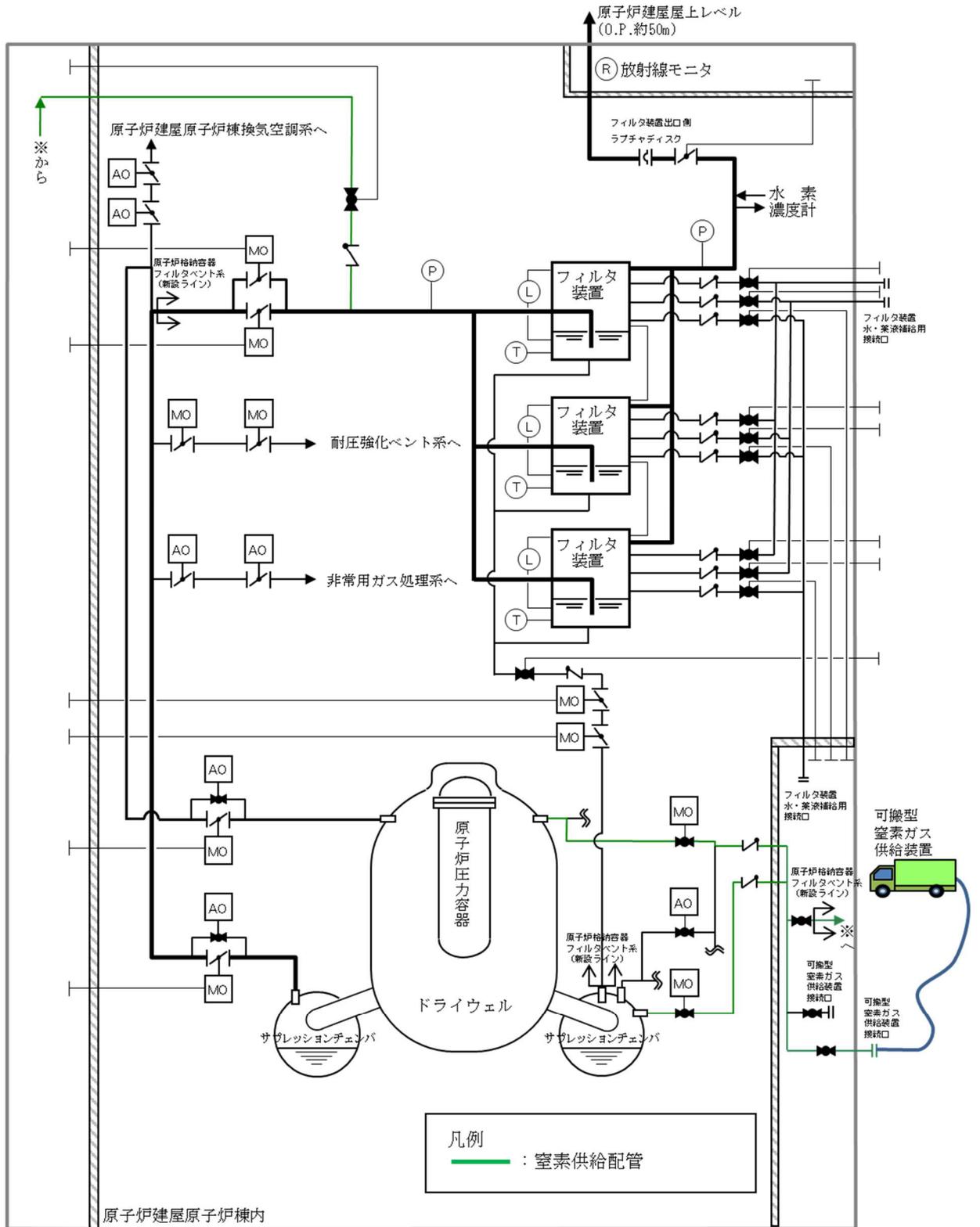


図2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置概要図

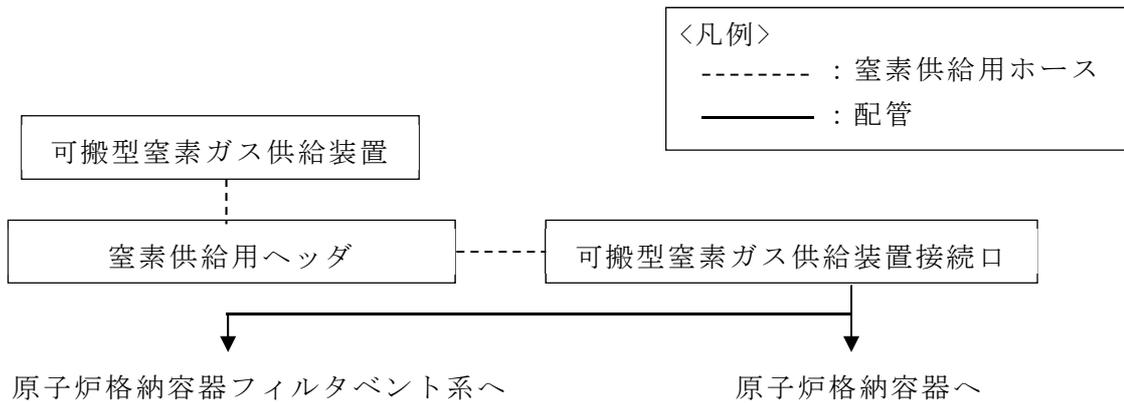


図2.4.4-2 可搬型窒素ガス供給装置構成概略

#### 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)

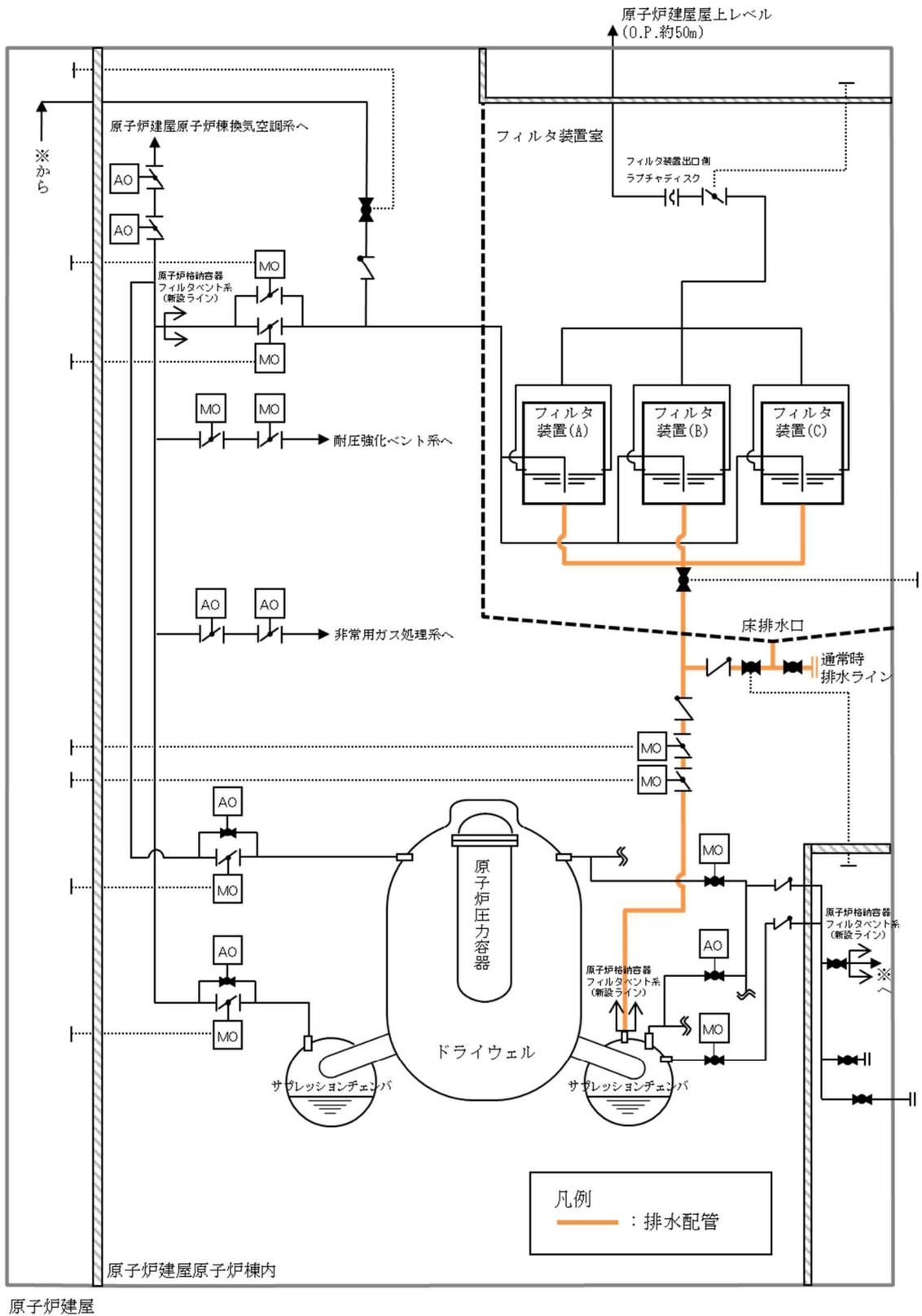


図2.4.5-1 排水設備概要図

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検出器を設置し、中央制御室でドレンポットの水位確認が可能な設計とすることで、定期的にドレンポットの水位を確認し、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。

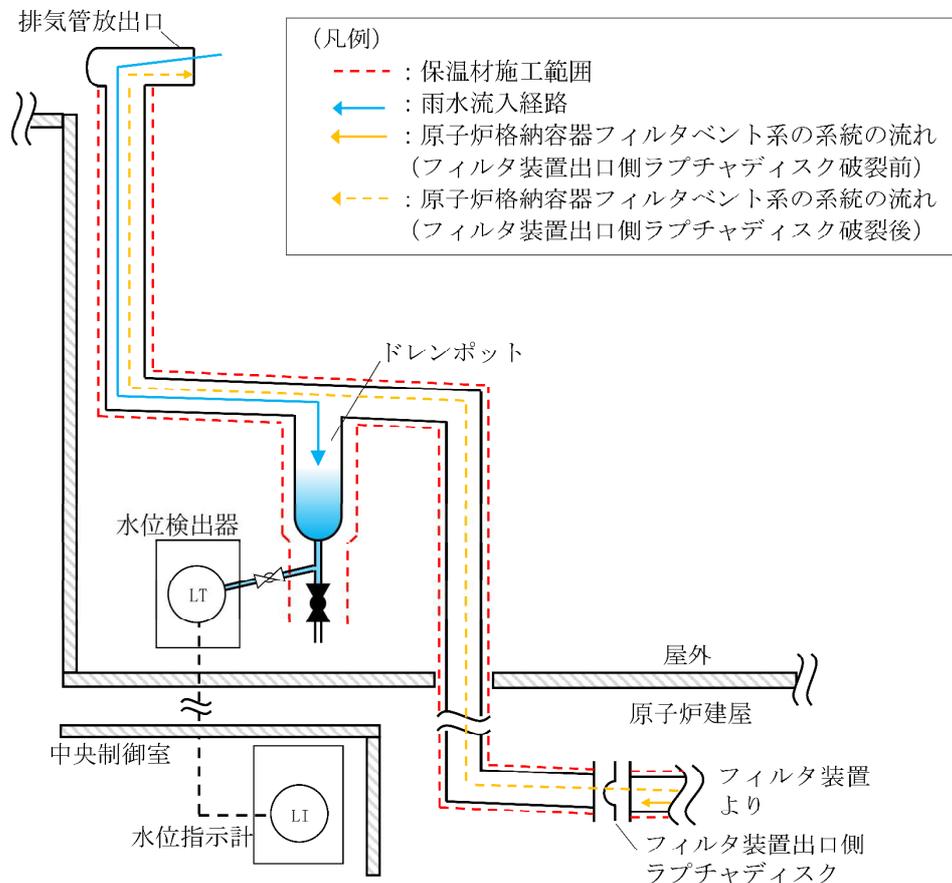


図2.4.6-1 排気管排水設備概要図