

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 1-067改04
提出年月日	2023年5月31日

VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計

S2 補 VI-1-8-1-別添3 R0

2023年5月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 基本性能	1
1.3 系統概要	1
2. 系統設計	4
2.1 設計方針	4
2.2 設計条件	8
2.3 格納容器フィルタベント系	9
2.3.1 系統構成	9
2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	14
2.3.3 配置	25
2.4 付帯設備	37
2.4.1 計装設備	37
2.4.2 電源設備	44
2.4.3 補給設備（自主対策設備）	47
2.4.4 可搬式窒素供給装置	49
2.4.5 排水設備（自主対策設備）	52
2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）	54
3. フィルタ性能	55
3.1 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器による放射性物質の除去原理	55
3.1.1 エアロゾルの除去原理	55
3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理	60
3.2 運転範囲	63
3.3 性能検証試験結果	64
3.3.1 性能検証試験の概要	64
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	69
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	75
3.3.4 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の継続使用による性能への影響	79
4. 設備の維持管理	83

- 別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について
- 別紙2 格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について
- 別紙3 流量制限オリフィスの設定方法について
- 別紙4 スクラビング水の水位の設定根拠及び健全性について
- 別紙5 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について
- 別紙6 ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

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、原子炉格納容器の過圧による破損、原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、格納容器フィルタベント系を設置する。

本系統は第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）を通して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ガス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において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、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

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、第1ベントフィルタスクラバ容器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、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の解釈の「放射性物質の総放出量は、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であること。」を確認するために、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」で定められている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。

第1ベントフィルタスクラバ容器としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質に対して除去効率99.9%以上、ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して除去効率99%以上の性能を有する装置を採用する。

また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器としては、ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対し除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

1.3 系統概要

図1-1に系統概要を示す。

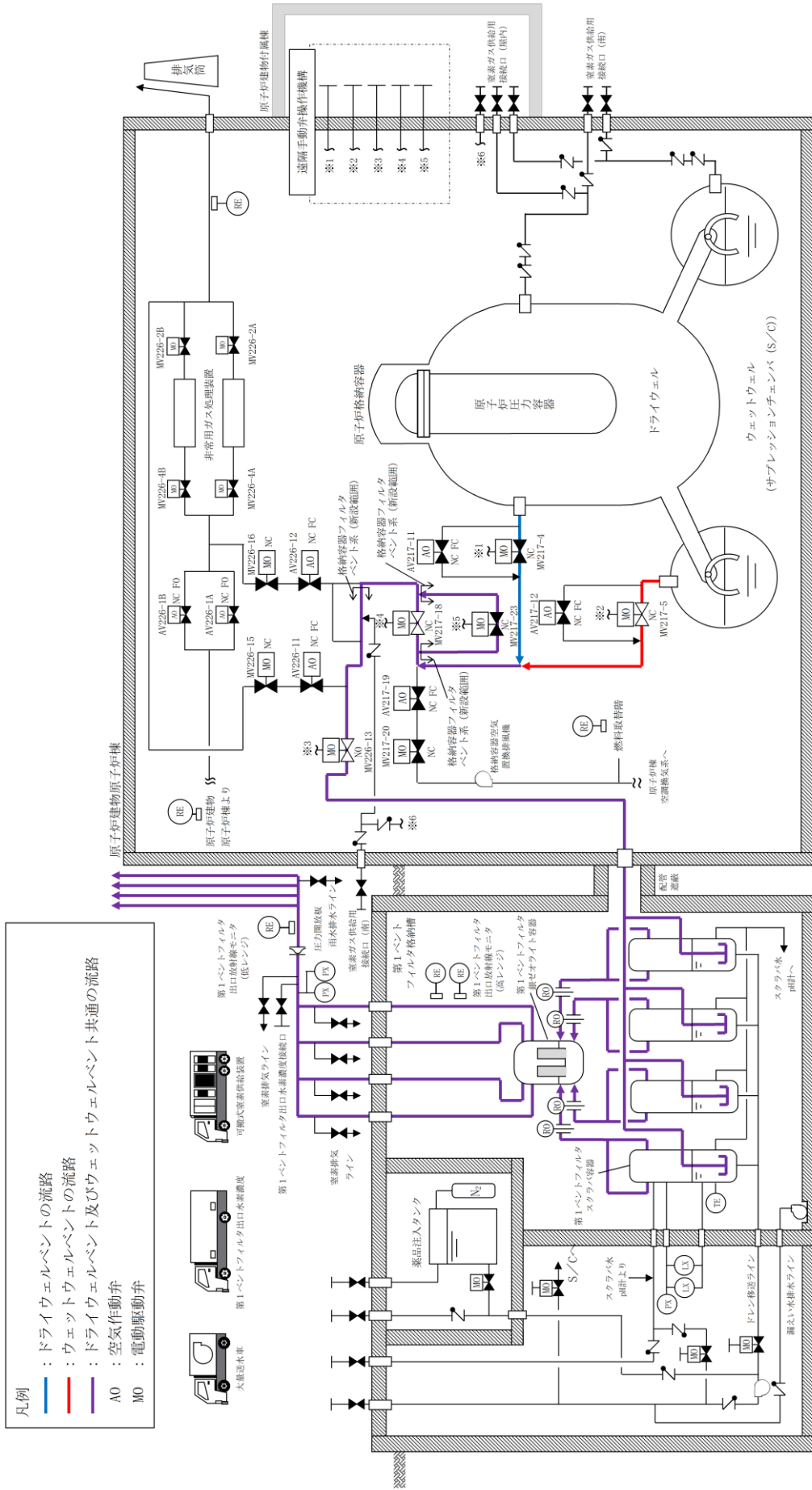
本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、隔離弁のうち第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、原子炉

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，第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器にて放射性物質を低減させた後に，排気管を通して原子炉建物屋上位置（EL約 65500mm）で放出する。

本系統は，排気ラインに圧力開放板を設け，水素爆発防止のため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板の破裂圧力は，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に低い破裂圧力に設定する。

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

なお，原子炉格納容器からの排気時に，高線量率となる第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器等からの被ばくを低減するために，必要な遮蔽等を行う。



注：系統構成は、ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-1 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

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による破損及び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) 格納容器フィルタベント系の設置

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の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、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。

格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage] において））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できる設計とする。

また、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、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。

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において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、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おり、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。

第1 ベントフィルタスクラバ容器は、4個を並列に設置し、スクラバ容器1個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。

- ・各スクラバ容器の設計条件（ベンチュリノズル個数，金属フィルタ個数等）を同等とする。
 - ・各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。
 - ・すべてのスクラバ容器を近接配置する。
 - ・第1 ベントフィルタスクラバ容器入口配管の分岐部をスクラバ容器近傍に設置する。
- b. 第1 ベントフィルタスクラバ容器は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれるガス状の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ビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時において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に示す。

表2-1 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
DF	1000以上	100以上	50以上

- c. 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。サプレッションチェンバ側からの排気では、サプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、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. 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、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）に置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、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. 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、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、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に

に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

- f. 格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、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. 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、遠隔手動弁操作機構（個数5）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又は可搬型代替交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. 系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。
- j. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、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. 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ガスが系統内に蓄積することを防止するため、格納容器フィルタベント系使用後に第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水をドレン移送ポンプ（容量10m³/h、揚程70m、個数1）（自主対策設備）によりサプレッションチェンバへ移送できる設計とする。
- l. 格納容器フィルタベント系は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から、大量送水車及び補給設備（自主対策設備）により第1ベントフィルタスクラバ容器にスクラビング水を補給できる設計とする。
- m. 可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。
- n. 残留熱代替除去系及び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、原理の異なる冷却手段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。
- o. 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

- p. 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、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物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外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。
- q. 残留熱代替除去系と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、残留熱代替除去系と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。
- r. 格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- s. 格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。
- t. 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- u. 格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

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に示す。

表2-2 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器圧力の推移)を踏まえ、格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器温度の推移)を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量(9.8kg/s(格納容器圧力427kPa [gage]において))とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器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	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量(約28kg)に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力(2436MW)を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備として設置するため、基準地震動 S_s にて機能を維持する。

2.3 格納容器フィルタベント系

2.3.1 系統構成

本系統は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、配管、弁、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、計装設備、電源設備、補給設備（自主対策設備）、可搬式窒素供給装置、排水設備（自主対策設備）及び排気管排水設備（自主対策設備）で構成される。

(1) 配管等の構成

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器までの入口配管は、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ェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由して4個並列に設置した第1ベントフィルタスクラバ容器に接続する。

また、4個の第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位を等しくするために、各スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連絡管で接続する。

第1ベントフィルタスクラバ容器入口側及び出口側の配管は、各スクラバ容器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定する。

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から放出口までの出口配管には、系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

第1ベントフィルタスクラバ容器には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管（自主対策設備）を設置する。また、外部から系統に窒素ガスを供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するためのドレン移送ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽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）に移送するための排水ポンプ（自主対策設備）及び配管（自主対策設備）を設置する。

図2-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。

(2) 材質及び構造

配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。））（J S M E S N C 1 - 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。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ樹脂系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作機構については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成とする。

圧力開放板については、ベント開始時の格納容器圧力（334～384kPa[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に、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材質範囲を図2-2に示す。

(3) 系統の切替性

原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、原子炉棟空調換気系及び非常用ガス処理系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

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

以上より、原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器へ至る配管は、ベントを実施する際に、他系統と隔離し流路の構成が可能である。

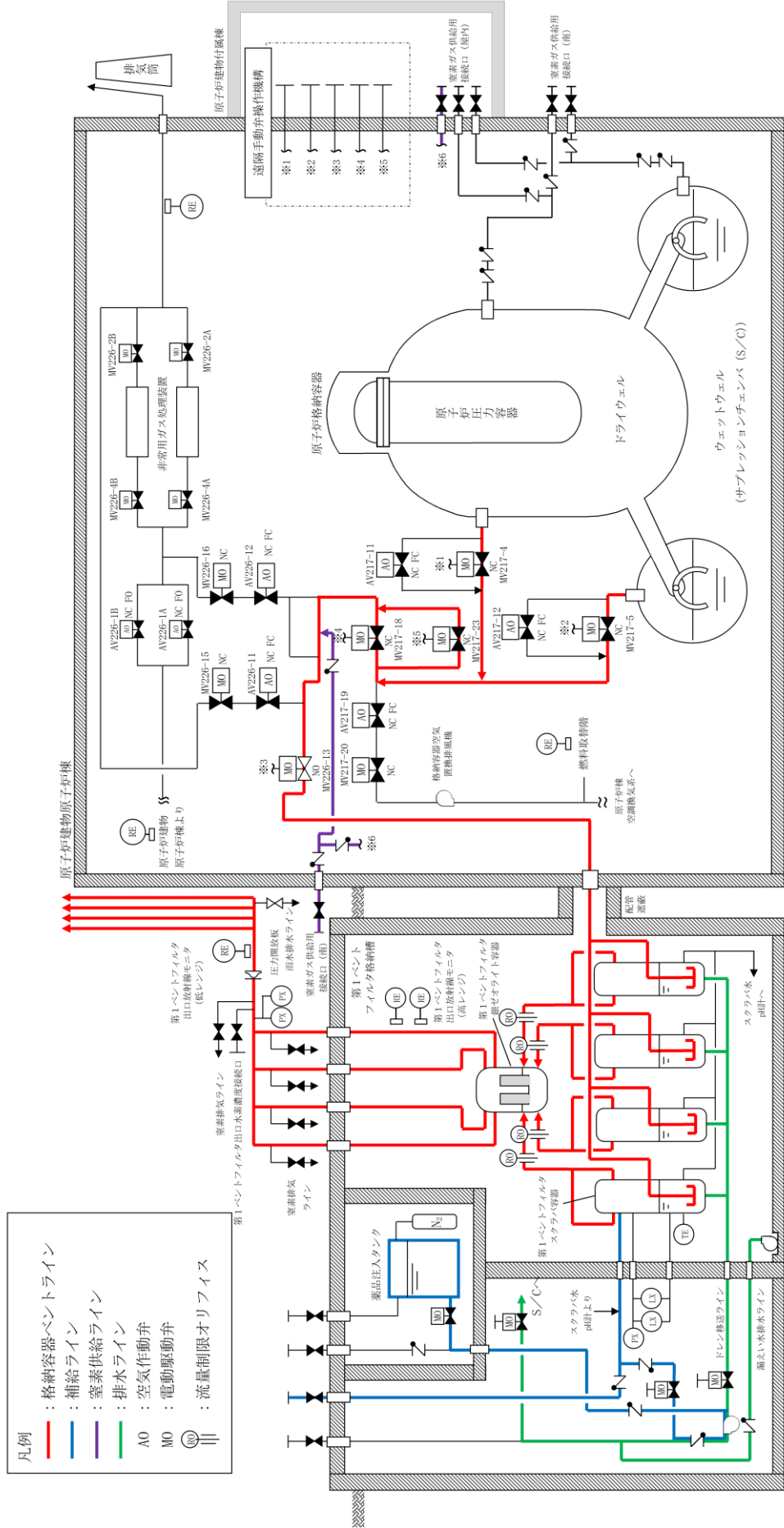


図2-1 格納容器フィルタベント系 系統概要図

表2-3 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

	口径	材質
a. 弁 MV217-23 入口ライン分岐部から 弁 MV217-23 出口ライン合流部	400A	炭素鋼
b. 非常用ガス処理系入口ライン分岐部から 第1 ベントフィルタスクラバ容器	200A, 250A, 300A	炭素鋼
c. 第1 ベントフィルタスクラバ容器から 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	200A, 300A	ステンレス鋼
d. 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から 放出口	300A, 400A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第1 弁 (サブプレッションチェンバ側) MV217-5	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
b. 第1 弁 (ドライウエル側) MV217-4	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	600A
c. 第2 弁 MV217-18	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
d. 第2 弁バイパス弁 MV217-23	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	400A
e. 第3 弁 MV226-13	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔手動弁操作機構	300A

(3) 遠隔手動弁操作機構

	第1 弁 (サブプレッション チェンバ側) (600A)	第1 弁 (ドライウエル側) (600A)	第2 弁 (400A)	第2 弁 バイパス弁 (400A)	第3 弁 (300A)
フレキシブルシャフト長さ	約 22m	約 25m	約 21m	約 22m	約 13m
個数	1	1	1	1	1

(4) 圧力開放板

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

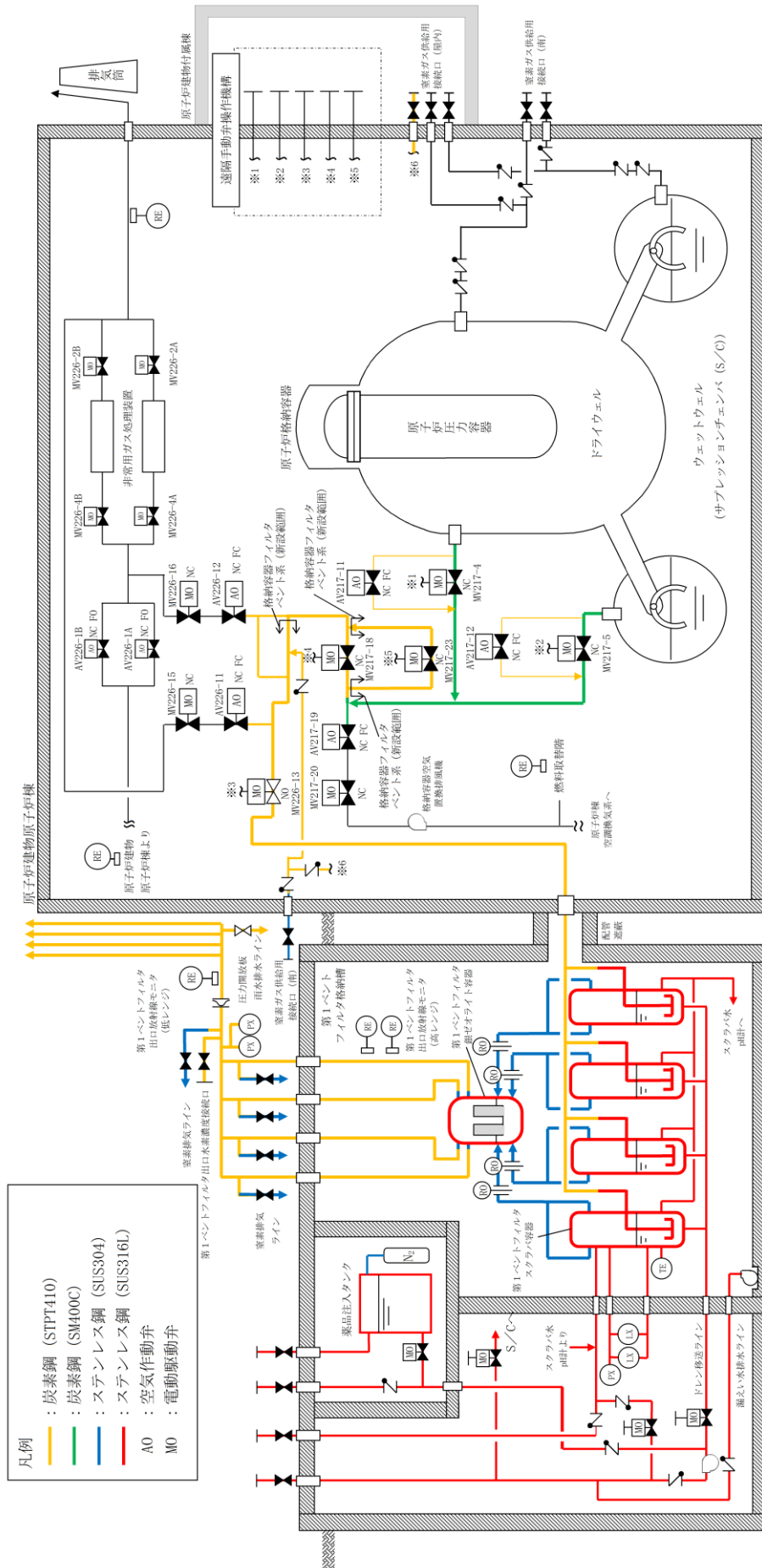


図2-2 第1ベントフィルタスクラバ容器, 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び配管の材料範囲

2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 (1) 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器
 仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器は、スカート支持たて置き円筒形の容器であり、常時スクラビング水を貯留する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器は4個で構成し、4個は並列に第1ベントフィルタ格納槽内に設置する。容器下部にはベンリュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属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及びガス状放射性物質のうち無機よう素を除去する。

さらに、第1ベントフィルタスクラバ容器の後段に、スカート支持たて置き円筒形の容器である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設け、ガス状放射性よう素のうち有機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の主な仕様を以下に示す。

- a. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、重大事故等クラス2容器として「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（J S M E S N C 1 -2005/2007）」のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 第1ベントフィルタスクラバ容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるスクラバ容器内発熱量370kWに対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. 第1ベントフィルタスクラバ容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水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。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び内部構造物の材料は、腐食の発生を考慮してステンレス鋼を使用する。
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器には、スクラビング水の減少分を補充するための補給用ノズル、各容器水位に差異が出ないようにするための連絡管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡管から行う設計とする。
- e. 第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、銀ゼオライトフィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。
- g. 第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに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。

第1 ベントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器の仕様を表2-4、表2-6に、構造を図2-3、図2-4に示す。

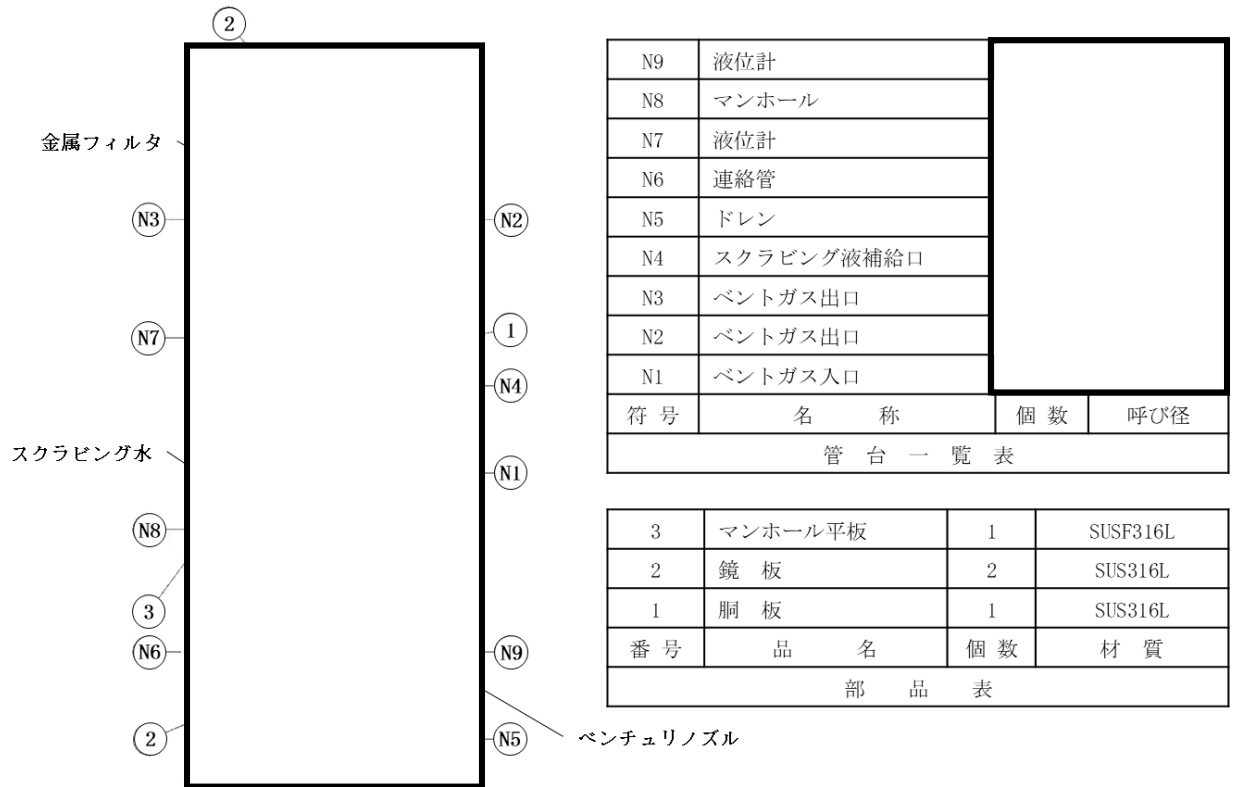


図2-3 第1 ベントフィルタスクラバ容器構造図

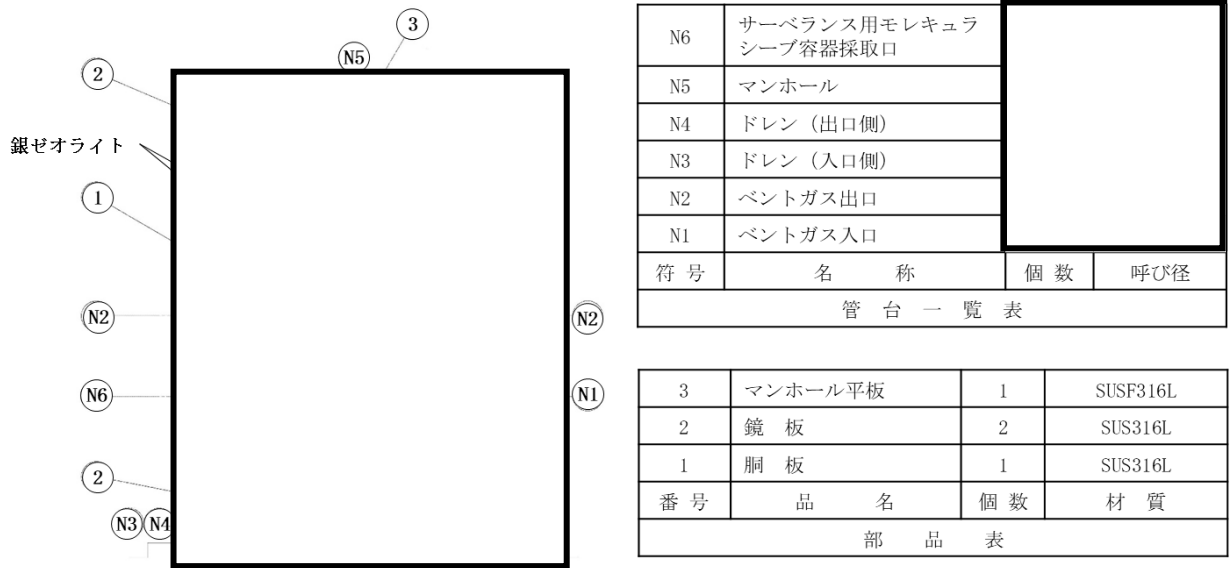


図2-4 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

(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、ベンチュリノズル及びスクラビング水で構成され、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、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部にい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面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。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ビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。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ビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分岐管に対して直交する向きに設置し、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に [] に排出されたのち、減速し分岐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、スクラビング水に放射性の無機よう素 (I₂) を捕集、保持するため、 [] 及び水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。 [] は、揮発性の高い無機よう素 (I₂) を不揮発性のよう素イオン (I⁻) に変化させ、水酸化ナトリウム (NaOH) は、 []

□の効果を安定させるために、スクラビング水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たステンレス鋼とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を表2-4に、スクラビング水の仕様を表2-7、概略を図2-5に、配置を図2-6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2-7に示す。

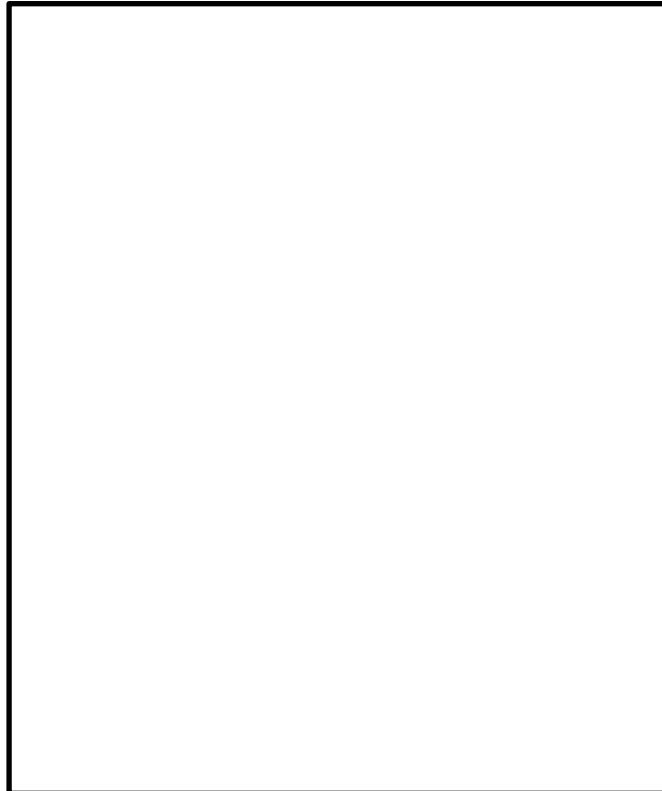


図2-5 ベンチュリノズル概略図



図2-6 ベンチュリノズルの配置図



図2-7 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要図

b. 金属フィルタ

金属フィルタは、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、第1ベントフィルタスクラバ容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタ

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、周囲の型枠により第1ベントフィルタスクラバ容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（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、 [] [] には湿分分離機構が設けられ、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を表2-4に、概略及び第1ベントフィルタスクラバ容器内の配置を図2-8及び図2-9に示す。

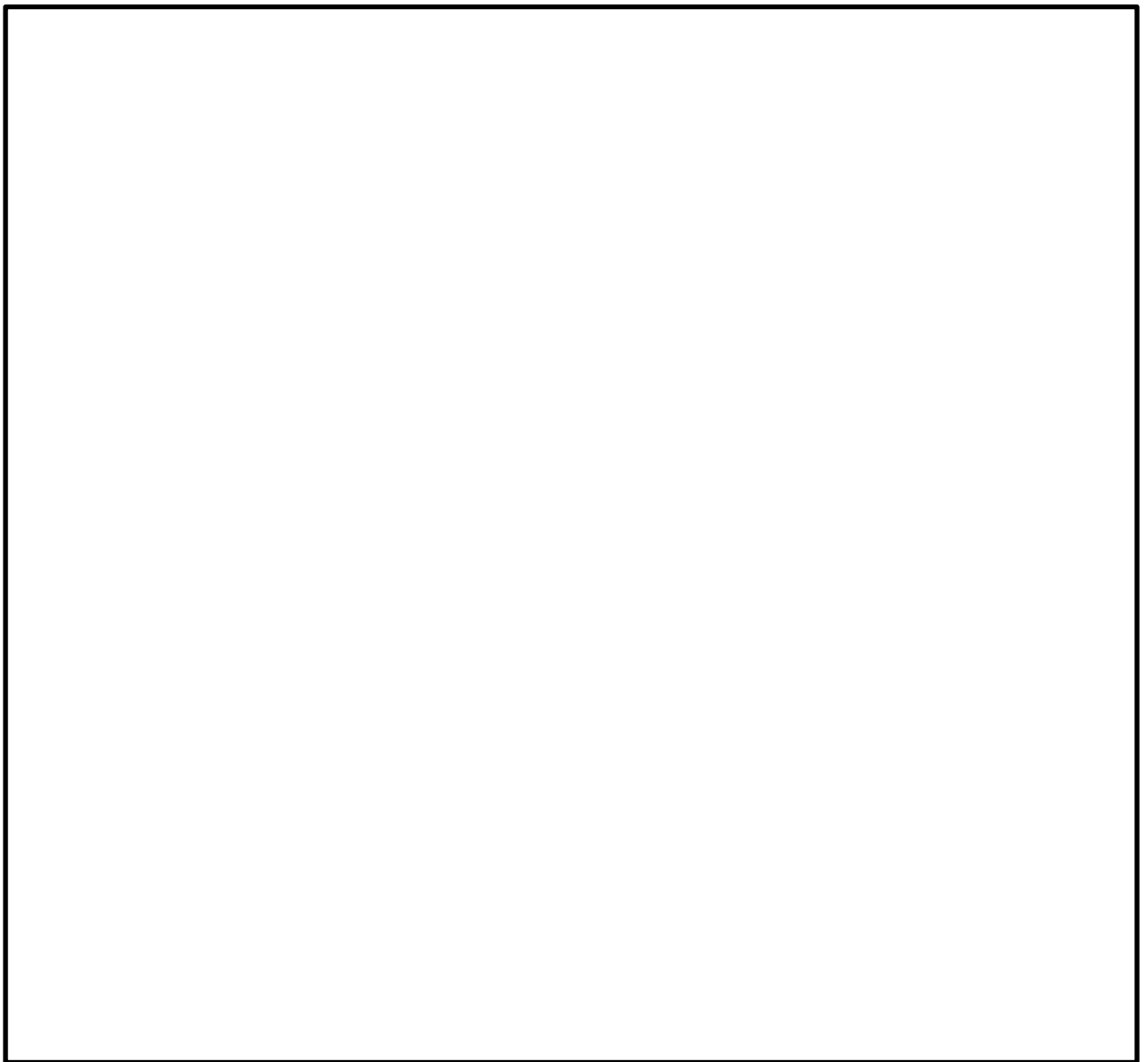


図2-8 金属フィルタ概略図

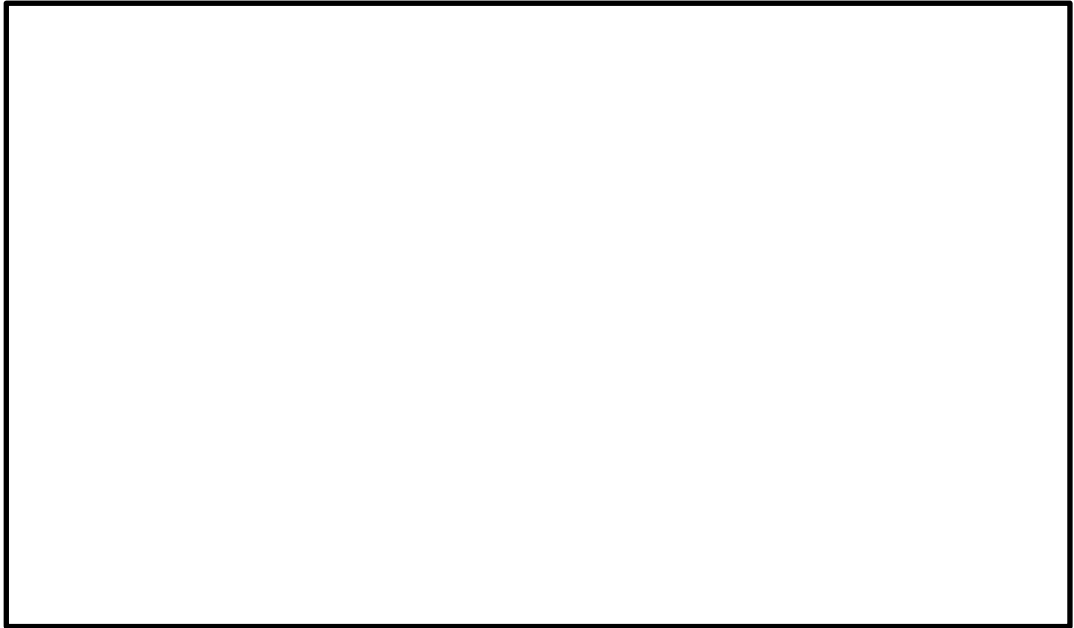


図2-9 第1ベントフィルタスクラバ容器の断面図（金属フィルタ）

(a) プレフィルタ及び湿分分離機構

プレフィルタ及び湿分分離機構は、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、金属フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラビング水中に戻る。

プレフィルタは、約 μm 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。

湿分分離機構の概略を図2-10に、ドレン配管接続部の概略を図2-11に示す。



図2-10 湿分分離機構の概略図

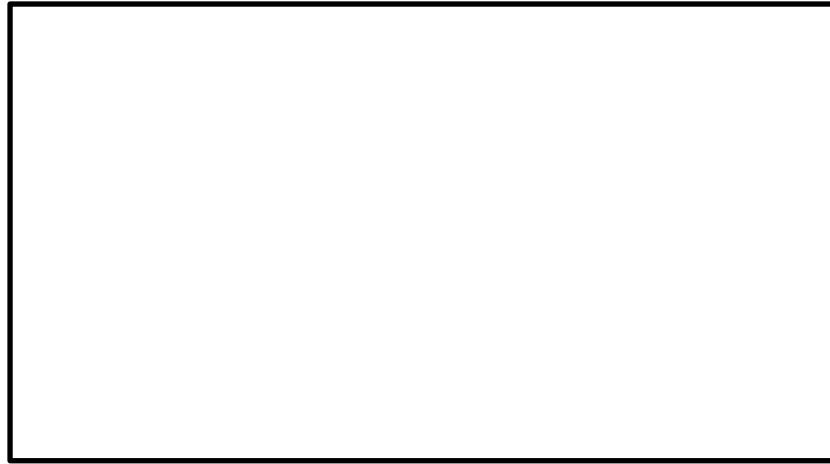


図2-11 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ

メインフィルタは、約 [] μm 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

第1ベントフィルタスクラバ容器内の体積流量をほぼ一定に保つため、第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれ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、原子炉格納容器の最高使用圧力(427kPa [gage] (1Pd))において、格納容器フィルタベント系の設計流量である9.8kg/sの水蒸気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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に供給される。

流量制限オリフィスの仕様を表2-5に示す。

d. 銀ゼオライトフィルタ

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、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有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトフィルタ内に充填し、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を介して銀ゼオライトを充填若しくは回収できる構造とする。

銀ゼオライトフィルタの仕様を表2-6に，概略を図2-12に，第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライトの配置を図2-13に示す。

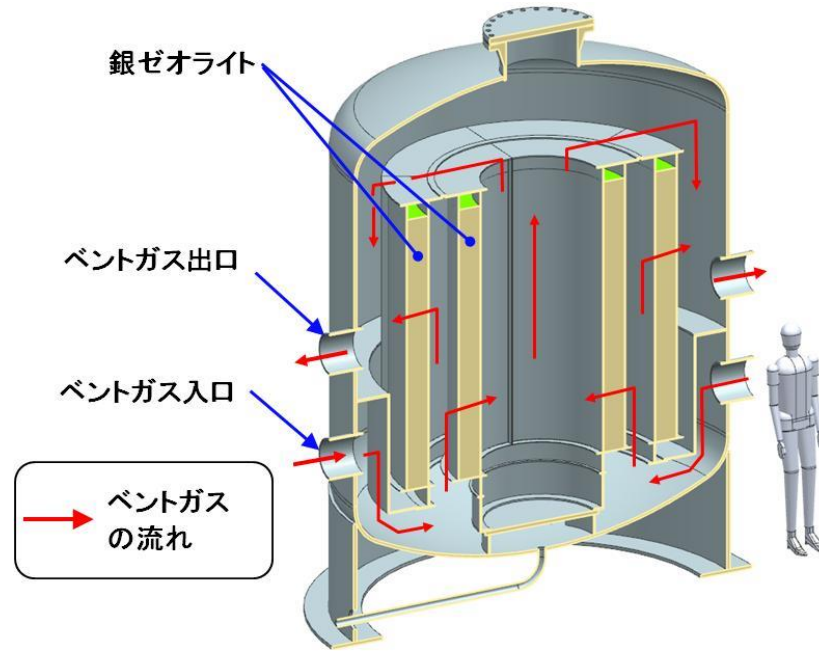


図2-12 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器概略図

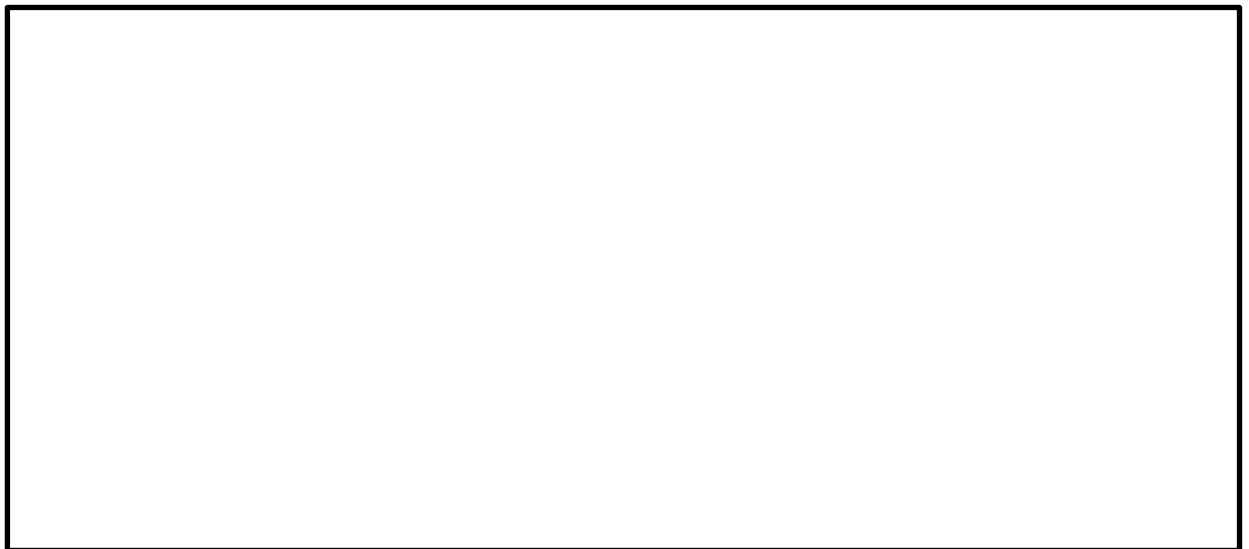


図2-13 第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライト配置図

表2-4 第1ベントフィルタスクラバ容器主要仕様

(1) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形	
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径	2200mm	
高 さ	7500mm	
個 数	4	

(2) ベンチュリノズル

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)
個 数	<input type="text"/>

(3) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
寸 法	高さ	<input type="text"/> mm
	横幅	<input type="text"/> mm
	厚さ	<input type="text"/> mm
織 維 径	プレフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
	メインフィルタ	約 <input type="text"/> μ m
個 数	<input type="text"/>	
総 面 積	約 <input type="text"/> m ² (約 <input type="text"/> m ² /個)	

表2-5 流量制限オリフィス主要仕様

型 式	同心オリフィス板	
材 質	ステンレス鋼 (<input type="text"/>)	
個 数	4	

表2-6 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器主要仕様

(1) 容器

型 式		スカート支持たて置円筒形
材 質	胴板 鏡板	ステンレス鋼 (SUS316L)
	マンホール平板	ステンレス鋼 (SUSF316L)
胴 内 径		3000 mm
高 さ		3850 mm

(2) 銀ゼオライトフィルタ

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	約 <input type="text"/> t
ベッド厚さ	約 <input type="text"/> mm

表2-7 スクラビング水仕様 (系統待機時)

項 目	設 定 値
<input type="text"/> 濃度	約 <input type="text"/> wt% 以上
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	約 <input type="text"/> wt% 以上
水位	1700mm~1900mm
pH	13 以上

2.3.3 配置

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外に地下埋設で設置する頑健な第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び飛来物に対する耐性を高めている。第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計とする。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、原子炉補機冷却系熱交換器及び原子炉補機海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車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残留熱代替除去ポンプに対しても位置的分散を図っている。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置を図2-14、図2-15に示す。

格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施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ガス及び酸素ガス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。

格納容器フィルタベント系は、サブプレッションチェンバ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ため、サブ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（EL 6900mm）よりも高い位置（EL 11117mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では燃料棒有効長頂部（EL 25406mm）よりも高い位置（EL 28200mm）に接続箇所を設ける。

格納容器フィルタベント系の配管ルートを図2-16～図2-34に示す。

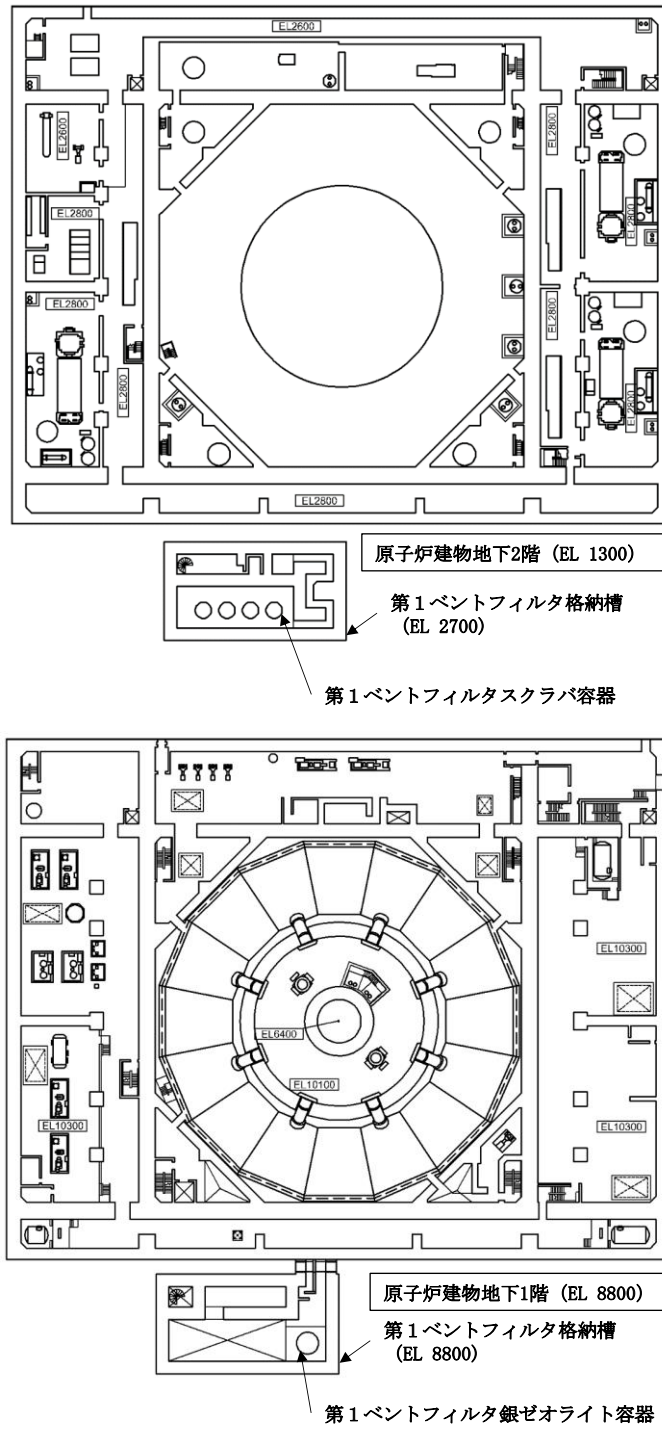


図2-14 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図

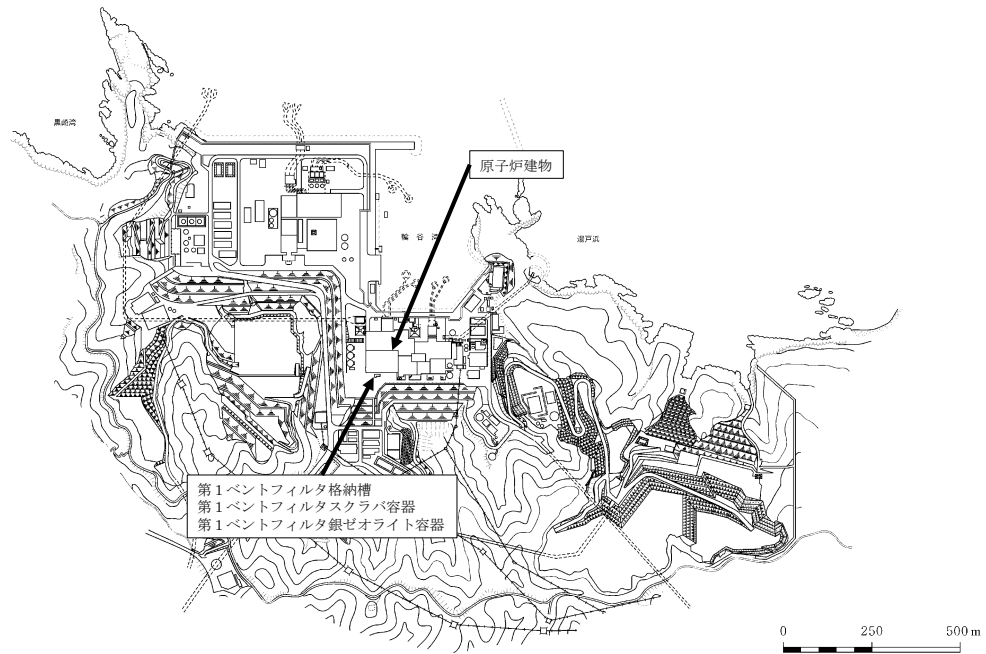


図2-15 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の配置図（屋外）

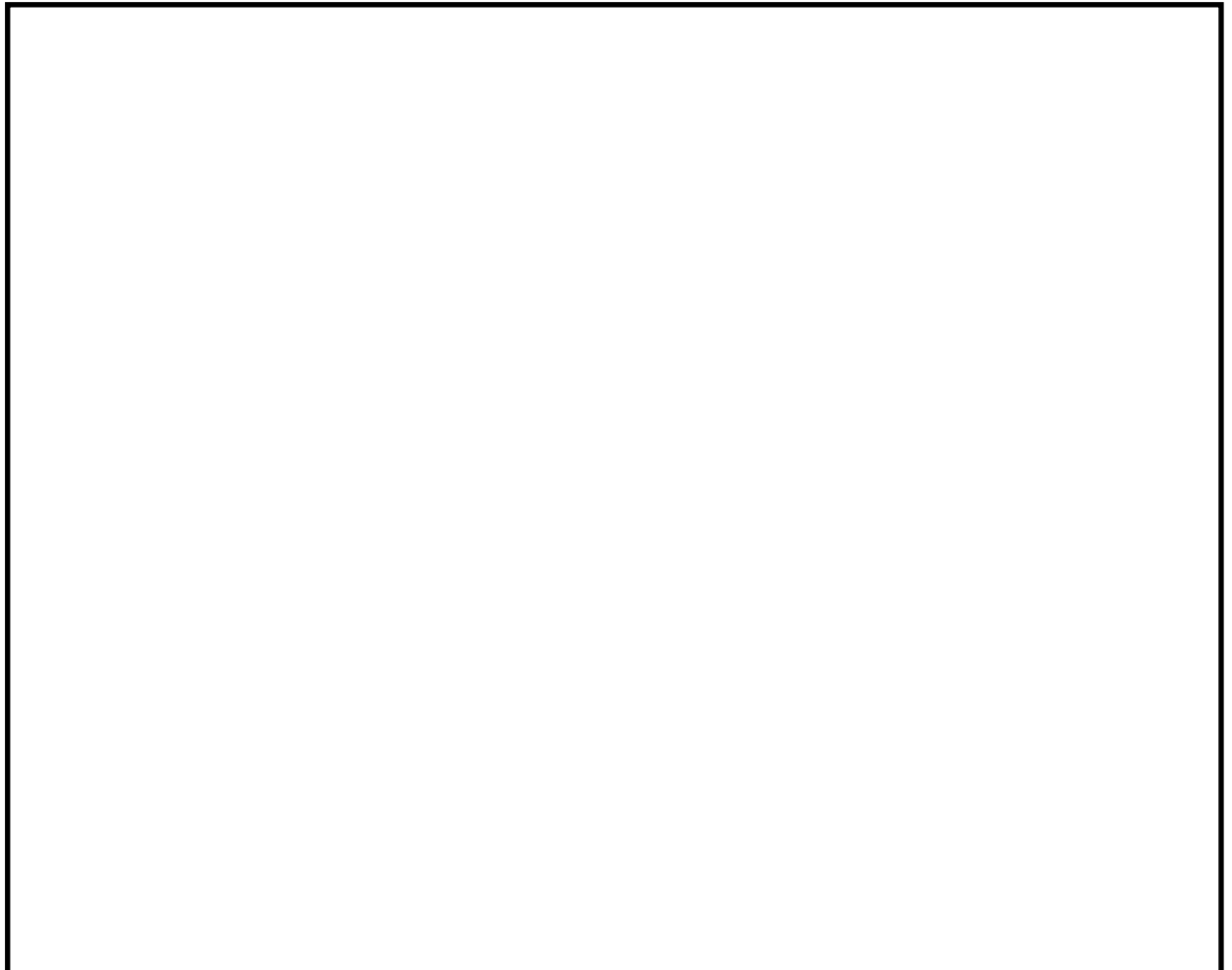


図2-16 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）

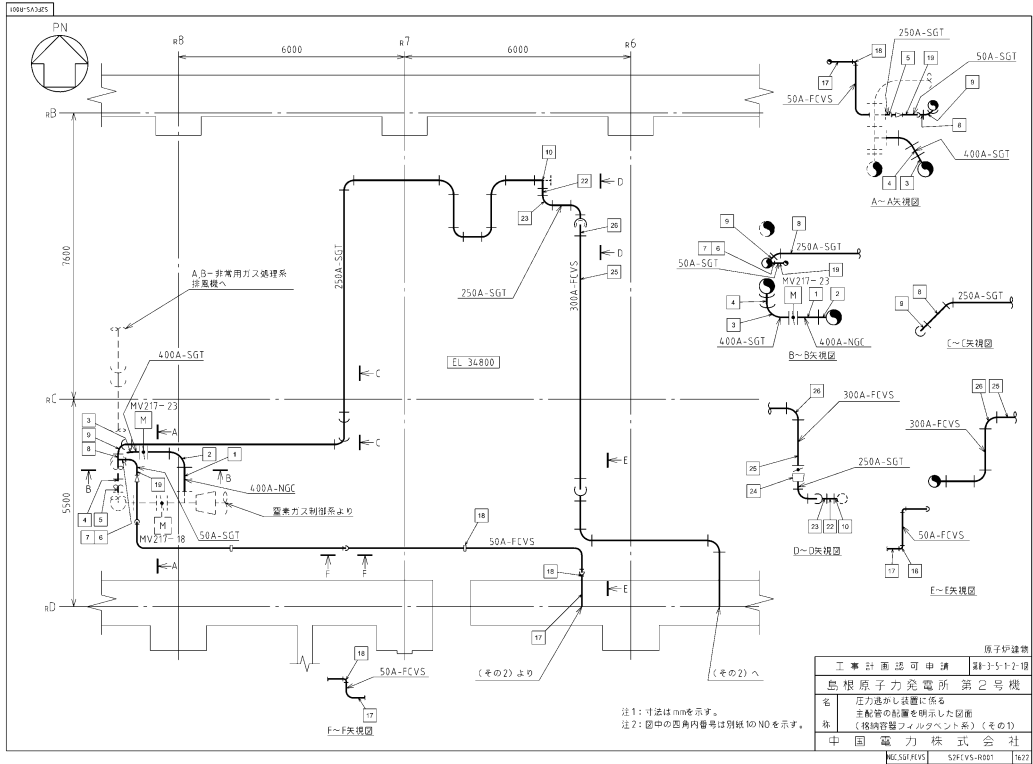


図2-17 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (1/18)

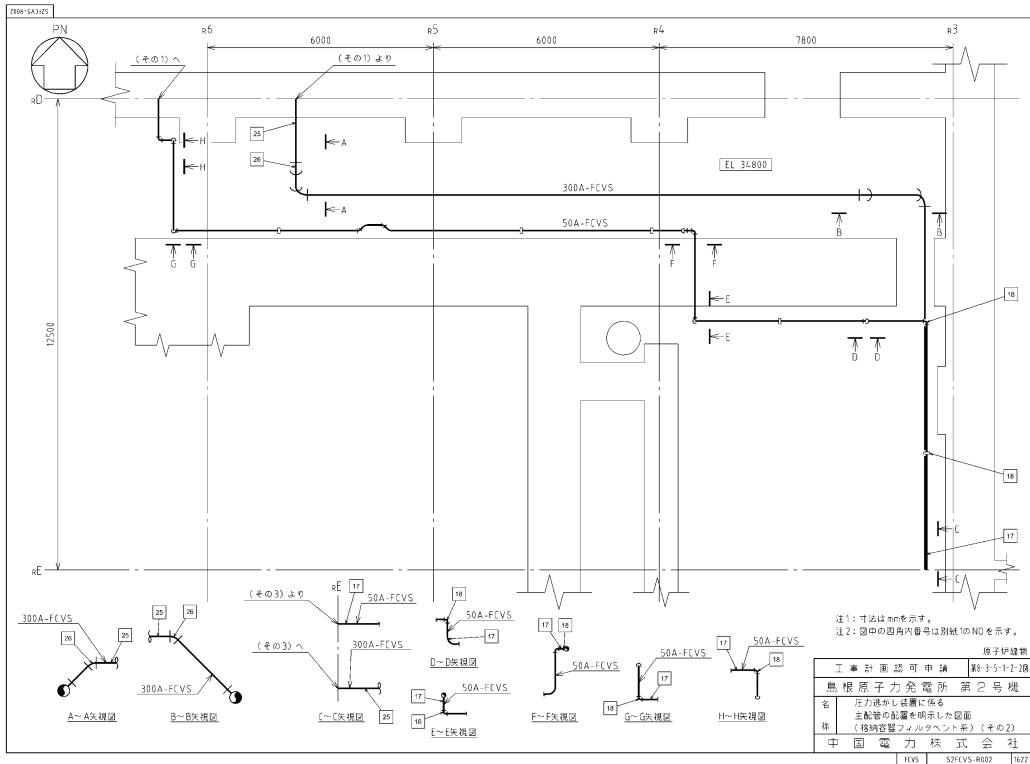


図2-18 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (2/18)

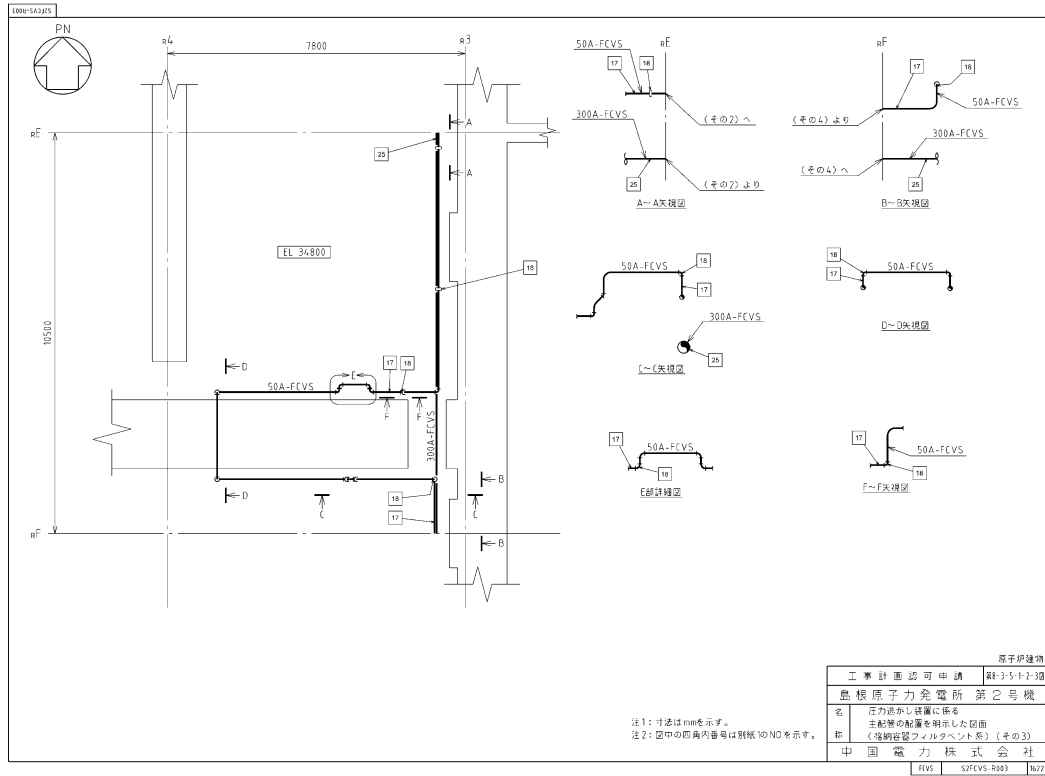


図2-19 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (3/18)

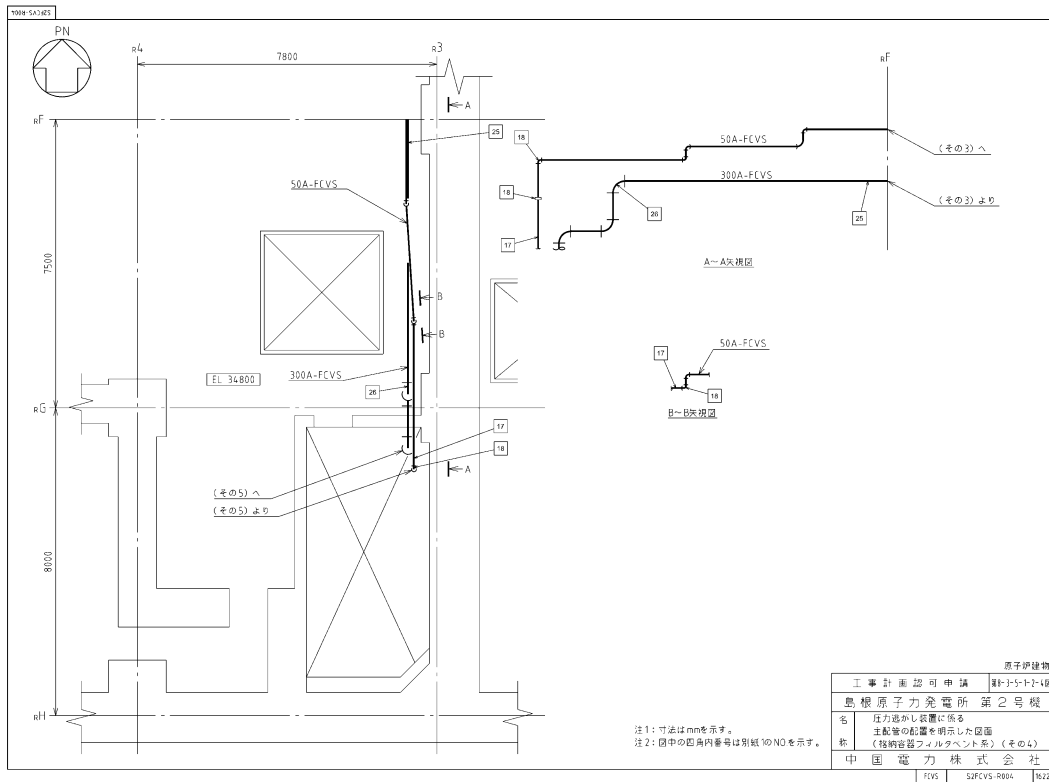


図2-20 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (4/18)

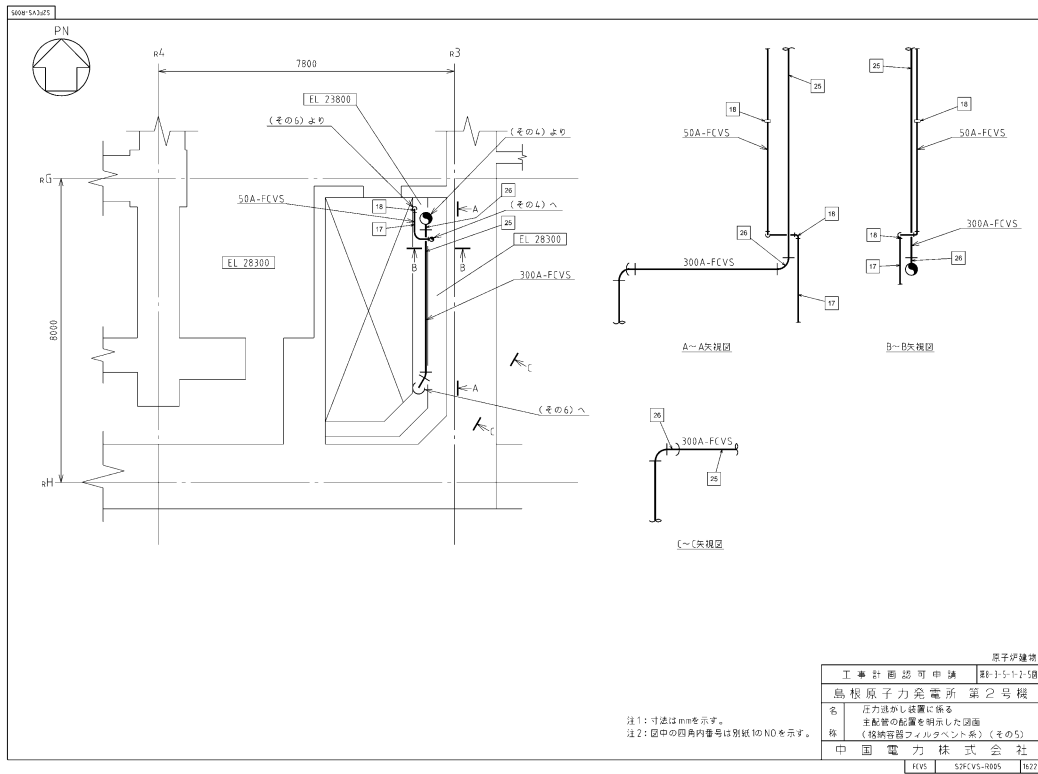


図2-21 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (5/18)

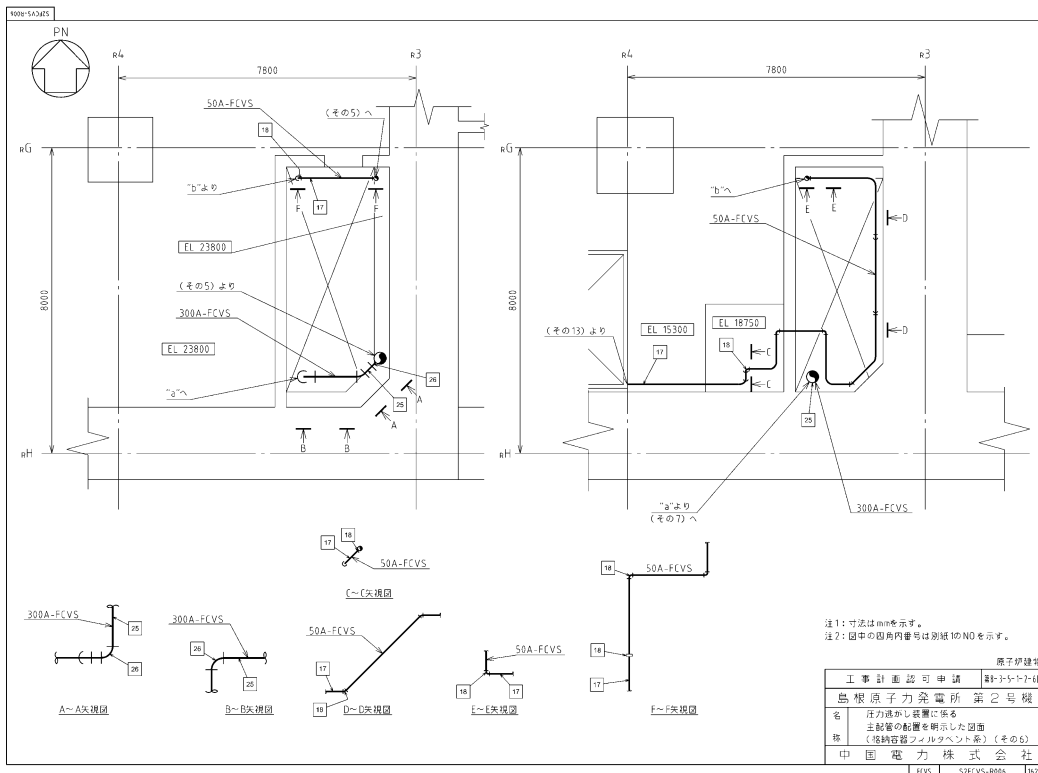


図2-22 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (6/18)

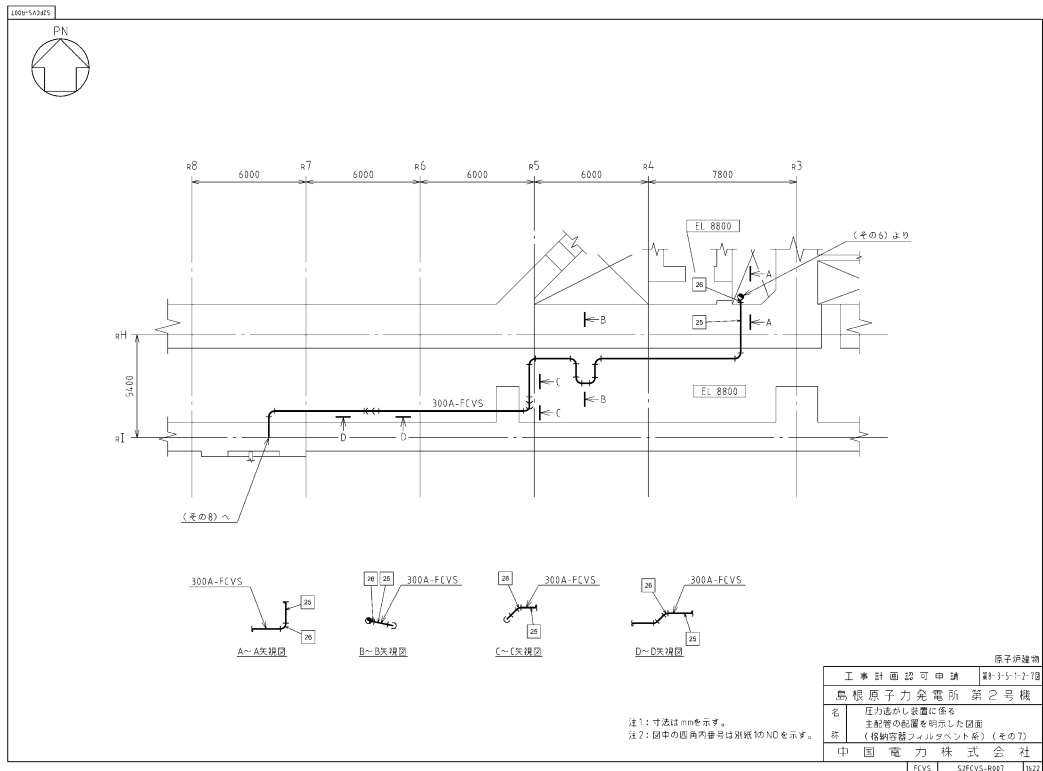


図2-23 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (7/18)

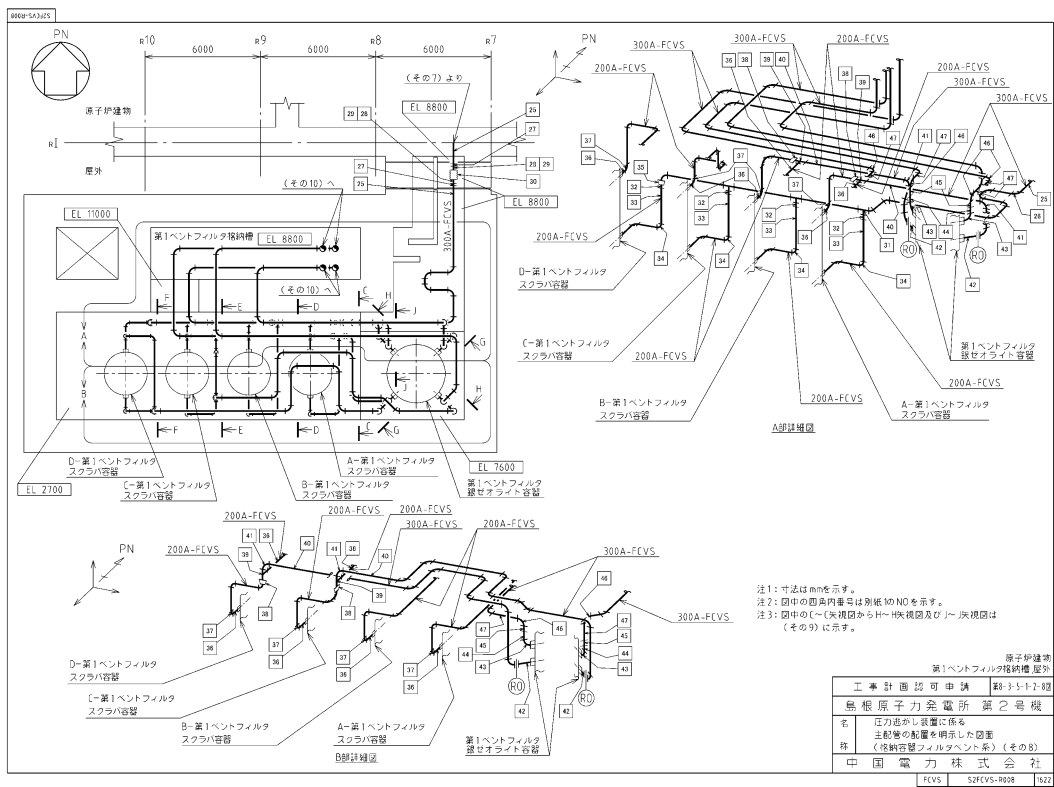


図2-24 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (8/18)

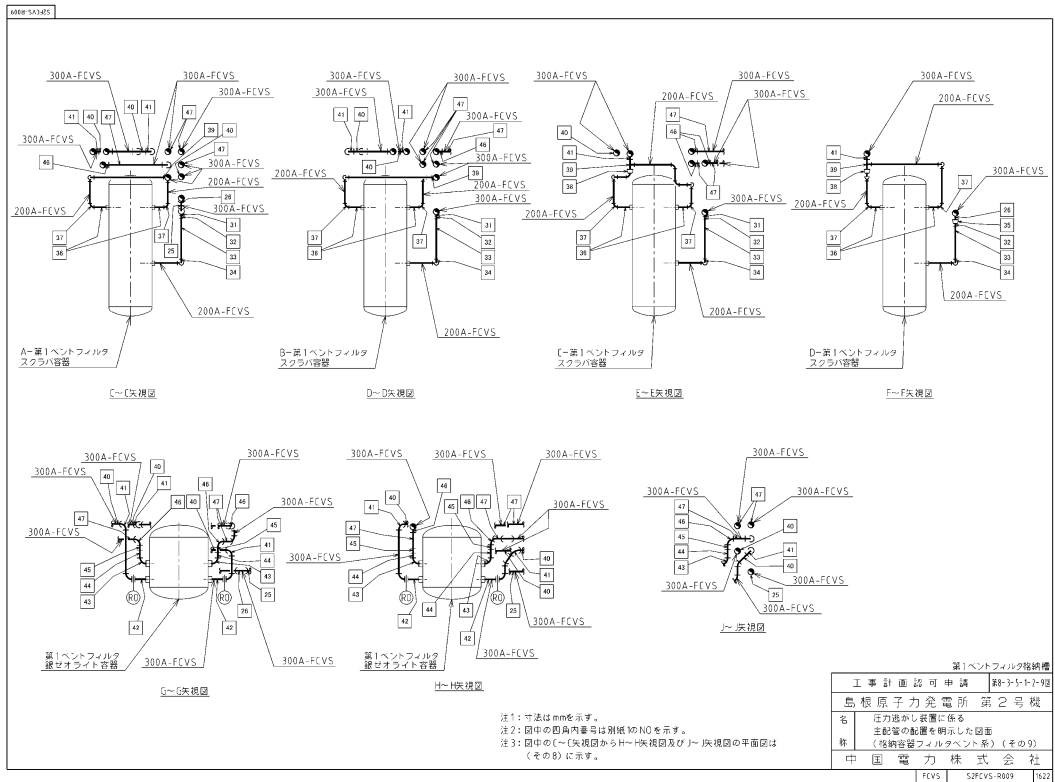


図2-25 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (9/18)

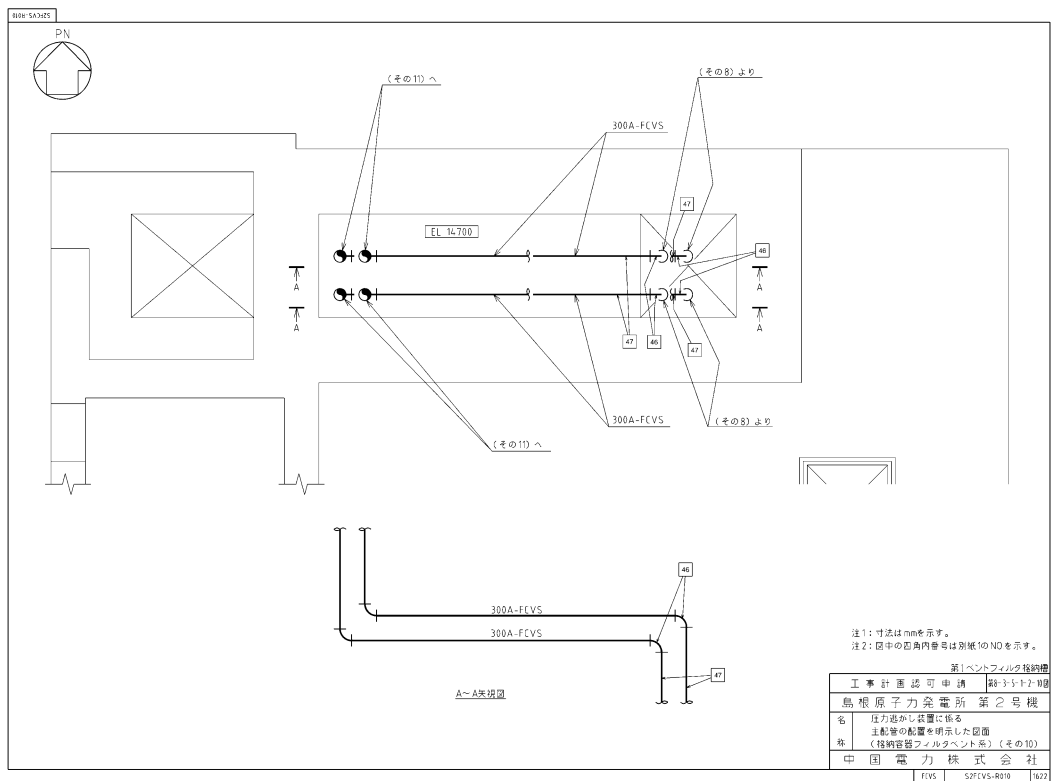


図2-26 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (10/18)

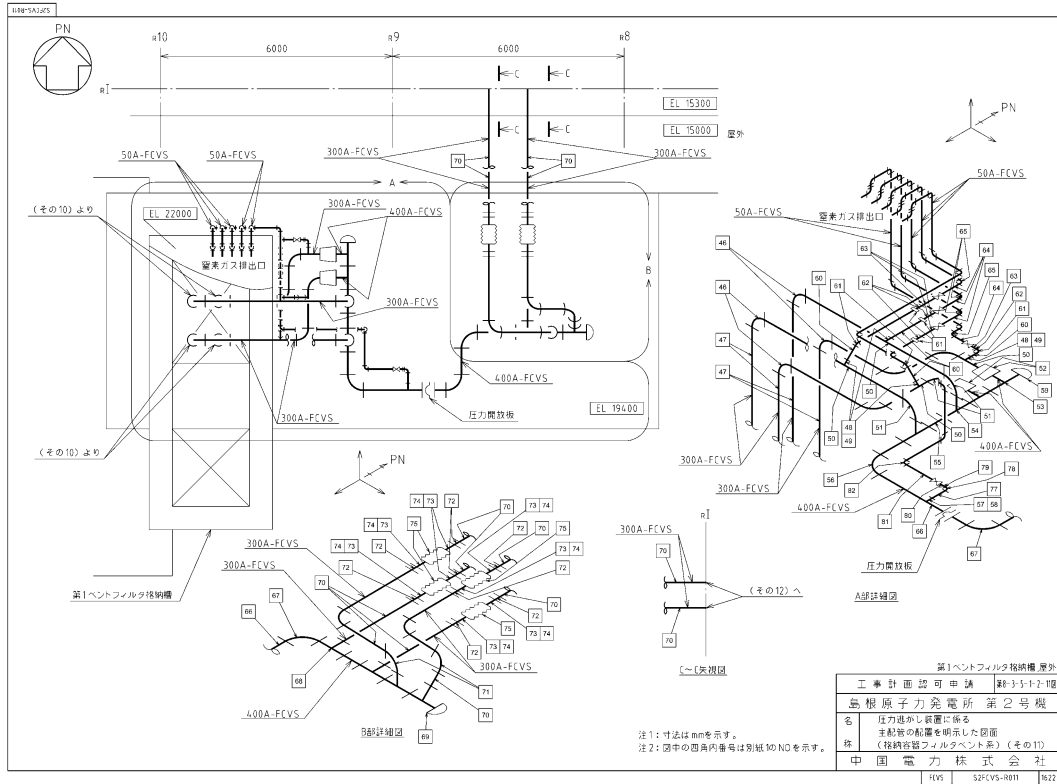


図2-27 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (11/18)

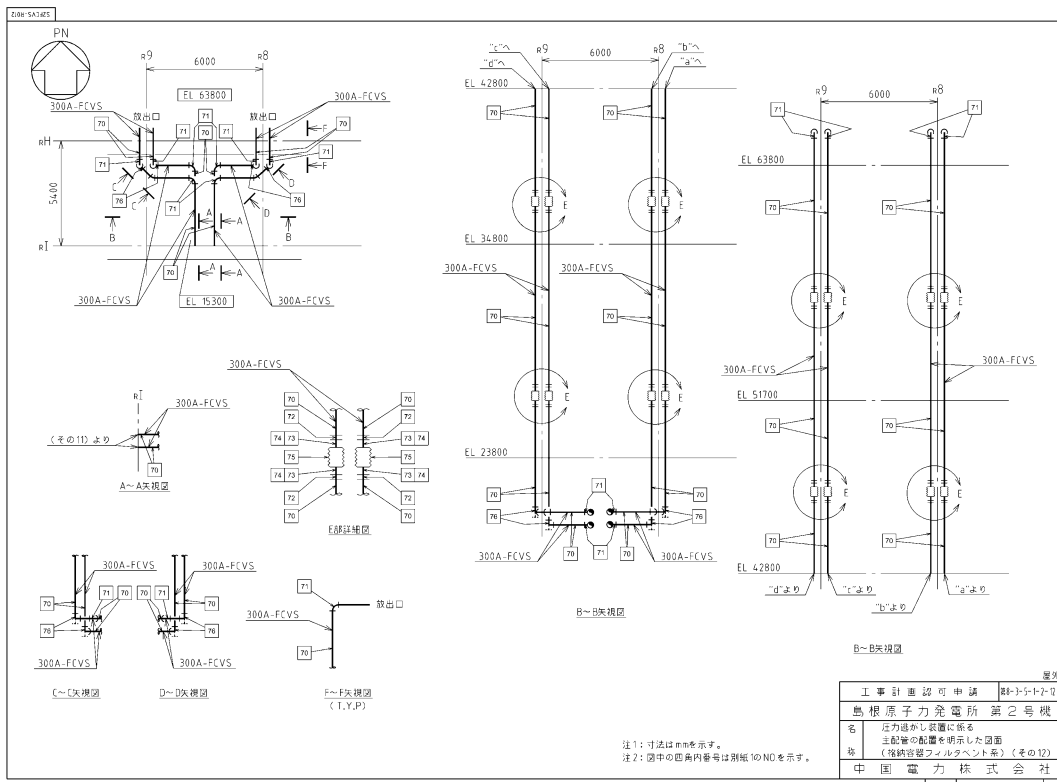


図2-28 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (12/18)

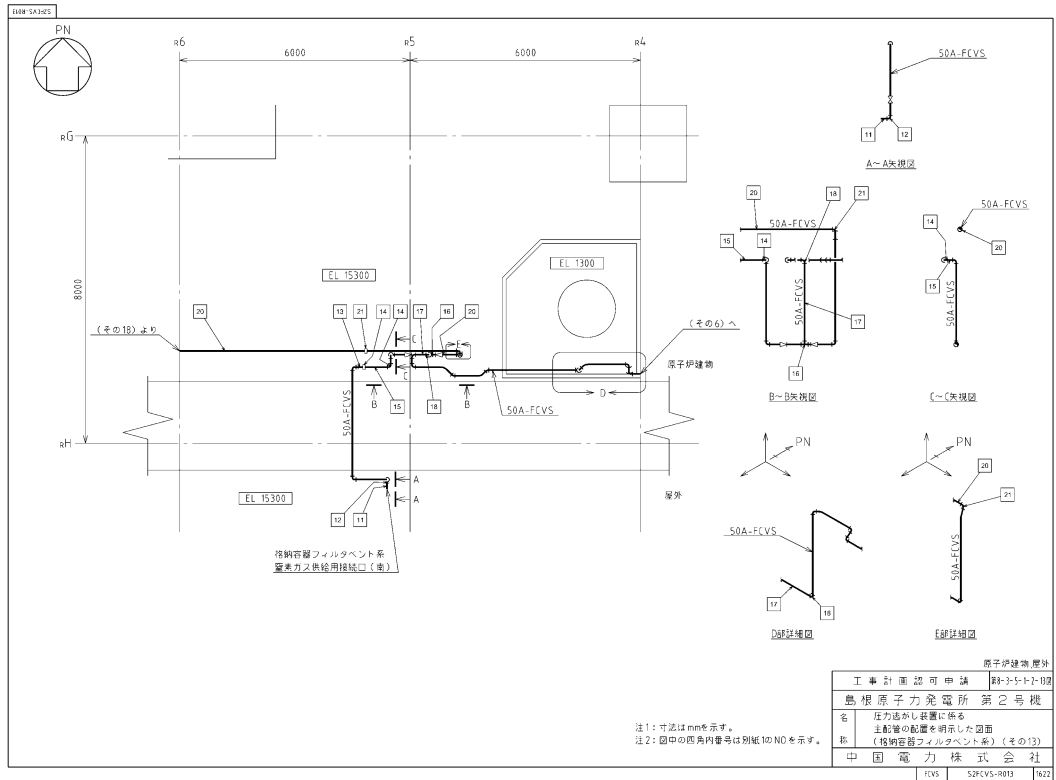


図2-29 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (13/18)

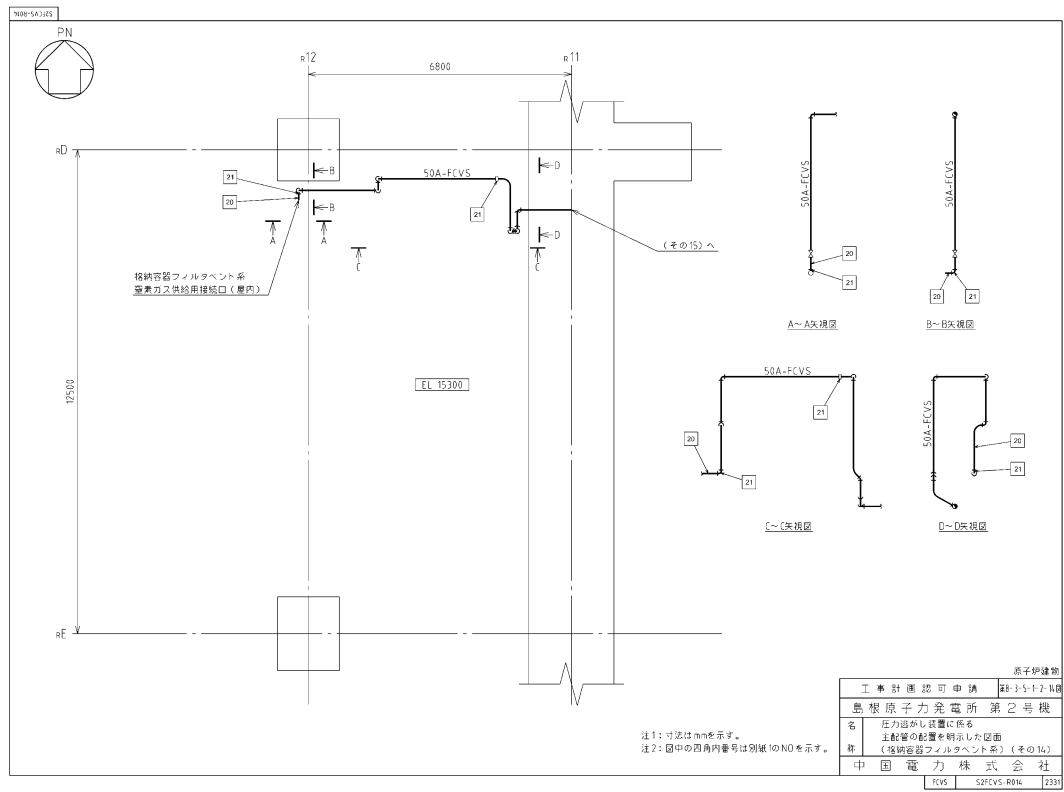


図2-30 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (14/18)

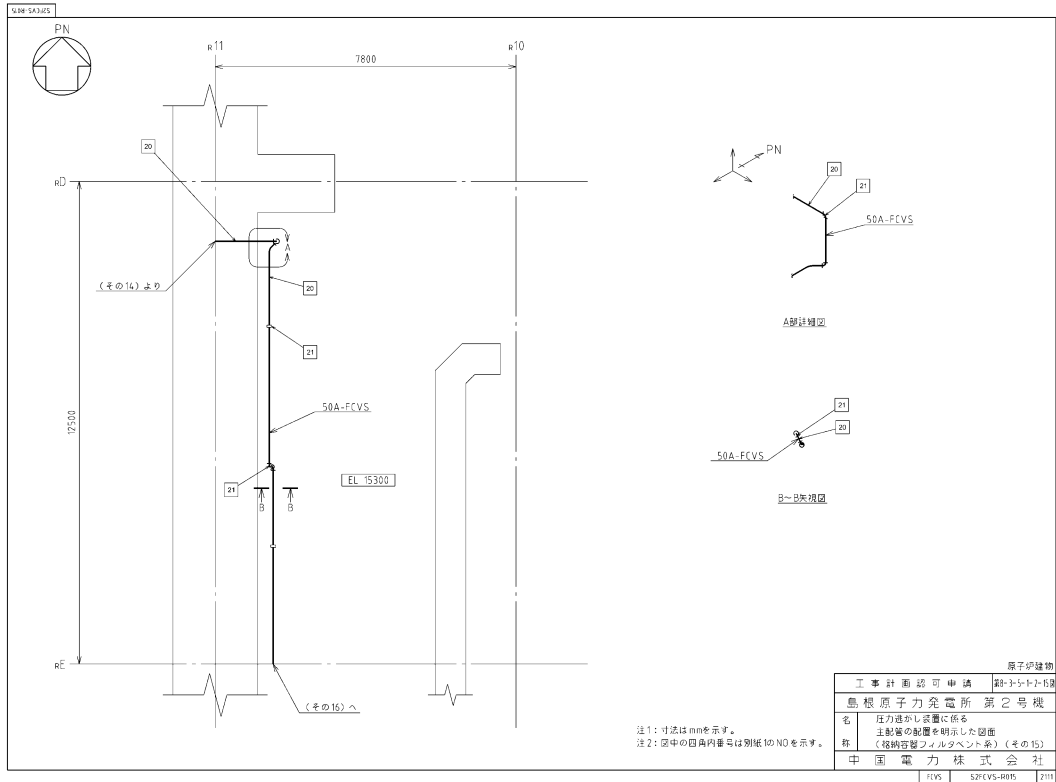


図2-31 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (15/18)

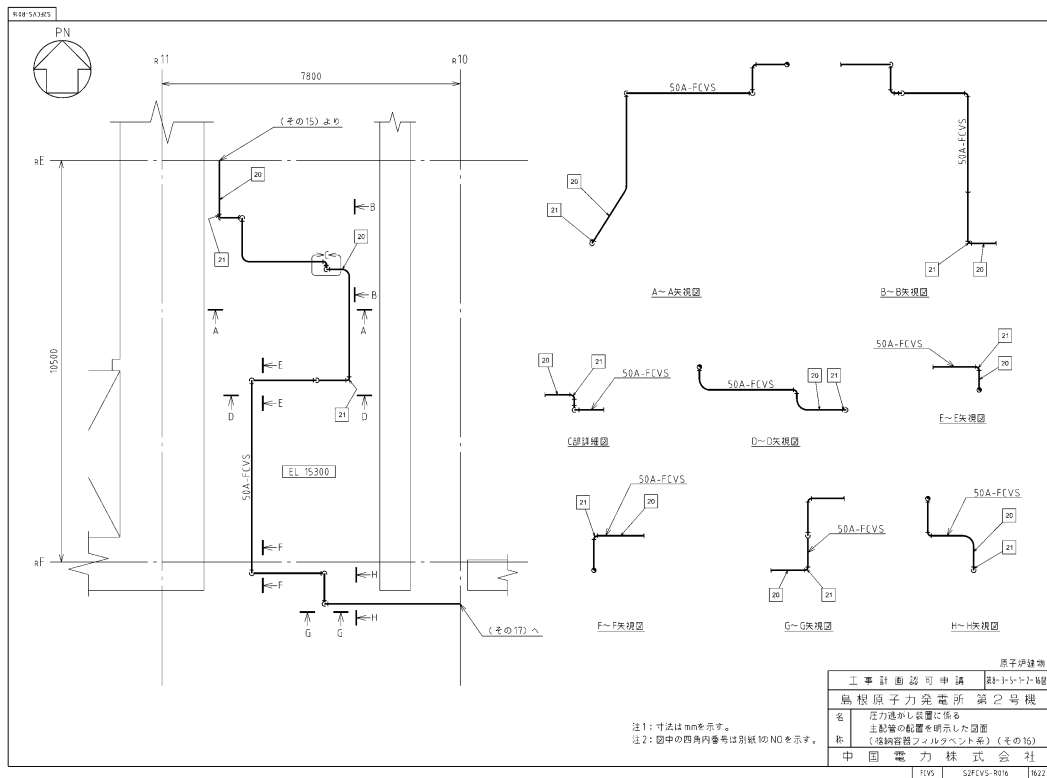


図2-32 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (16/18)

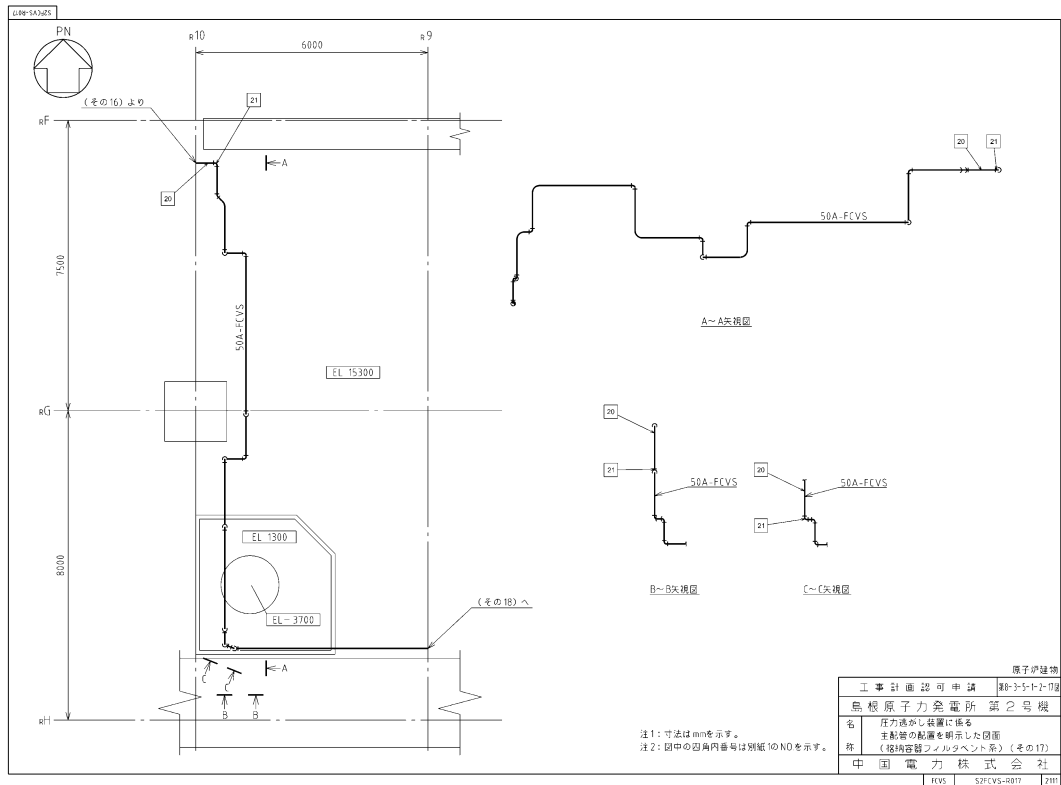


図2-33 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (17/18)

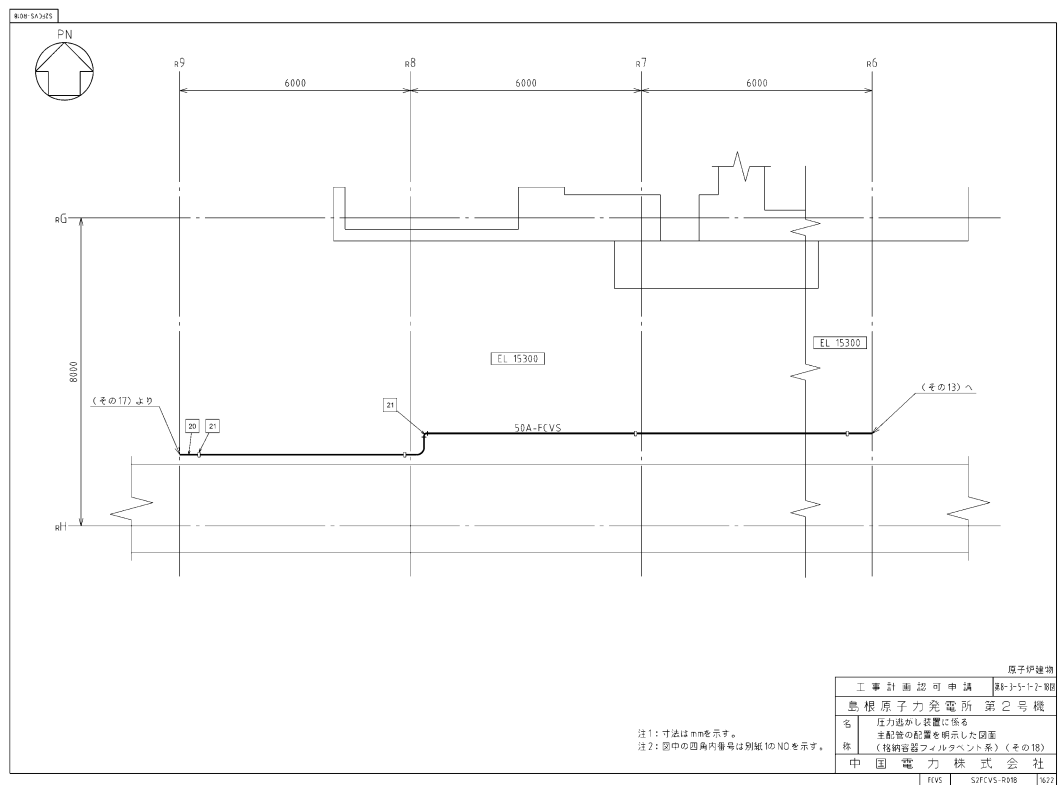


図2-34 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (拡大図) (18/18)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

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

(1) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器出口配管に設置する。

ベント停止前には、第1ベントフィルタスクラバ容器入口配管に窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に系統内に残留するガスを掃気することで、水素ガスが可燃限界に至ることはない。また、第1ベントフィルタスクラバ容器内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素ガスは、窒素ガスを供給することで第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に開始する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できる設計とする。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。

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等時に常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の仕様を表2-8に示す。

表2-8 第1ベントフィルタ出口水素濃度の主要仕様

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

(2) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、放射性物質を含む気体の排気を検出及び大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質から

の γ 線強度を計測するため、第1ベントフィルタ出口配管近傍に設置する。

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

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備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SA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様を表2-9に示す。

表2-9 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの主要仕様

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

(3) 第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備

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、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、第1ベントフィルタスクラバ容器周辺に水位計、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。

第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、系統待機時には非常用所内電気設備より受電しているが、重大事故等時で非常用所内電気設備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SA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。

また、pH計は、系統待機時には代替所内電気設備より受電しており、重大事故等時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高圧発電機車から給電可能な構成とする。

なお、第1ベントフィルタスクラバ容器周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計

は、中央制御室にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器フィルタベント系の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) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、系統待機時の設定範囲内（1700mm～1900mm）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、ベント実施時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント実施後7日間は水補給が不要となるよう設定している。

また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）であることを監視することで、第1ベントフィルタスクラバ容器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

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力（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。

また、フィルタ装置出口配管圧力計にて、点検後の窒素置換操作を実施した際に、現場で圧力を監視することで、配管内が不活性状態になったことを把握できる。

b. 系統運転状態

格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計とする。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスが第1ベントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント実施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第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。

また、スクラバ容器温度計にて、ベント実施によりスクラビング水が系統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

のガスが第1ベントフィルタスクラバ容器に導かれていることを確認する。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ベントガスが通気されていることを把握できる。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の性能に影響するパラメータの確認

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

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

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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

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) 系統内に水素ガスが滞留していないことの確認

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度にて、ベント停止前の原子炉格納容器への窒素ガス供給時に測定を開始し、ベント停止後においても測定を継続し、可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施されていることを確認する。

(b) 第1ベントフィルタスクラバ容器の状態確認

第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く。）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて放射性物質の放出がないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水位について図2-35

に，計装設備の概略構成を図2-36に，仕様を表2-10に示す。

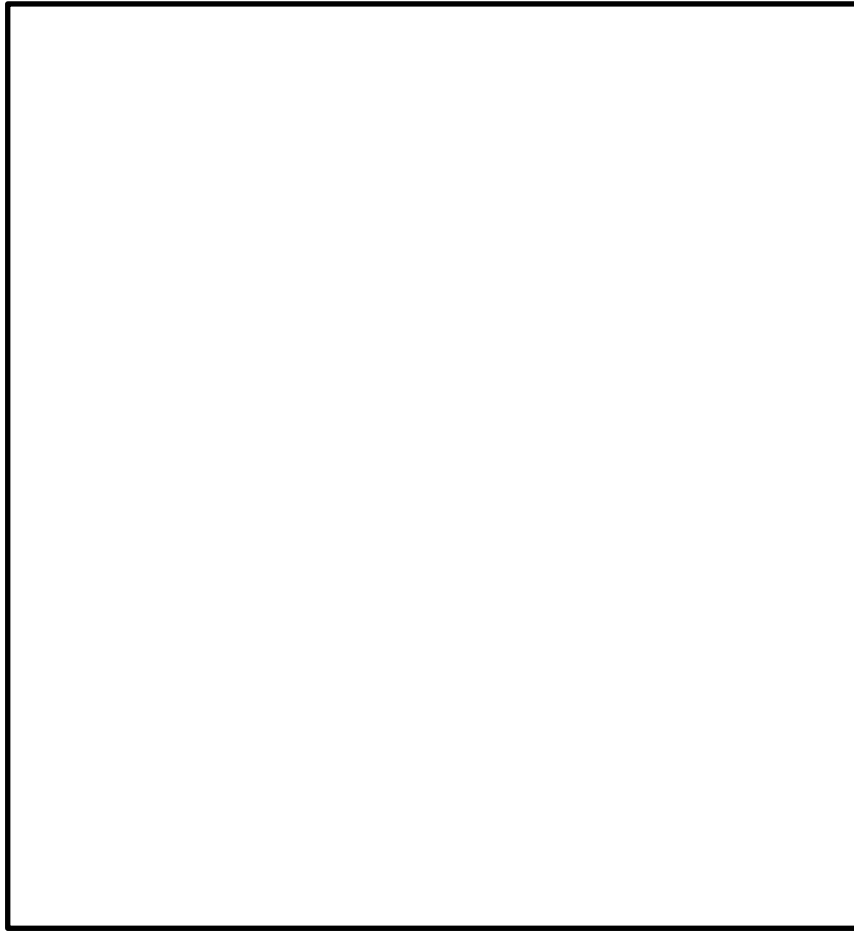


図2-35 スクラビング水の水位

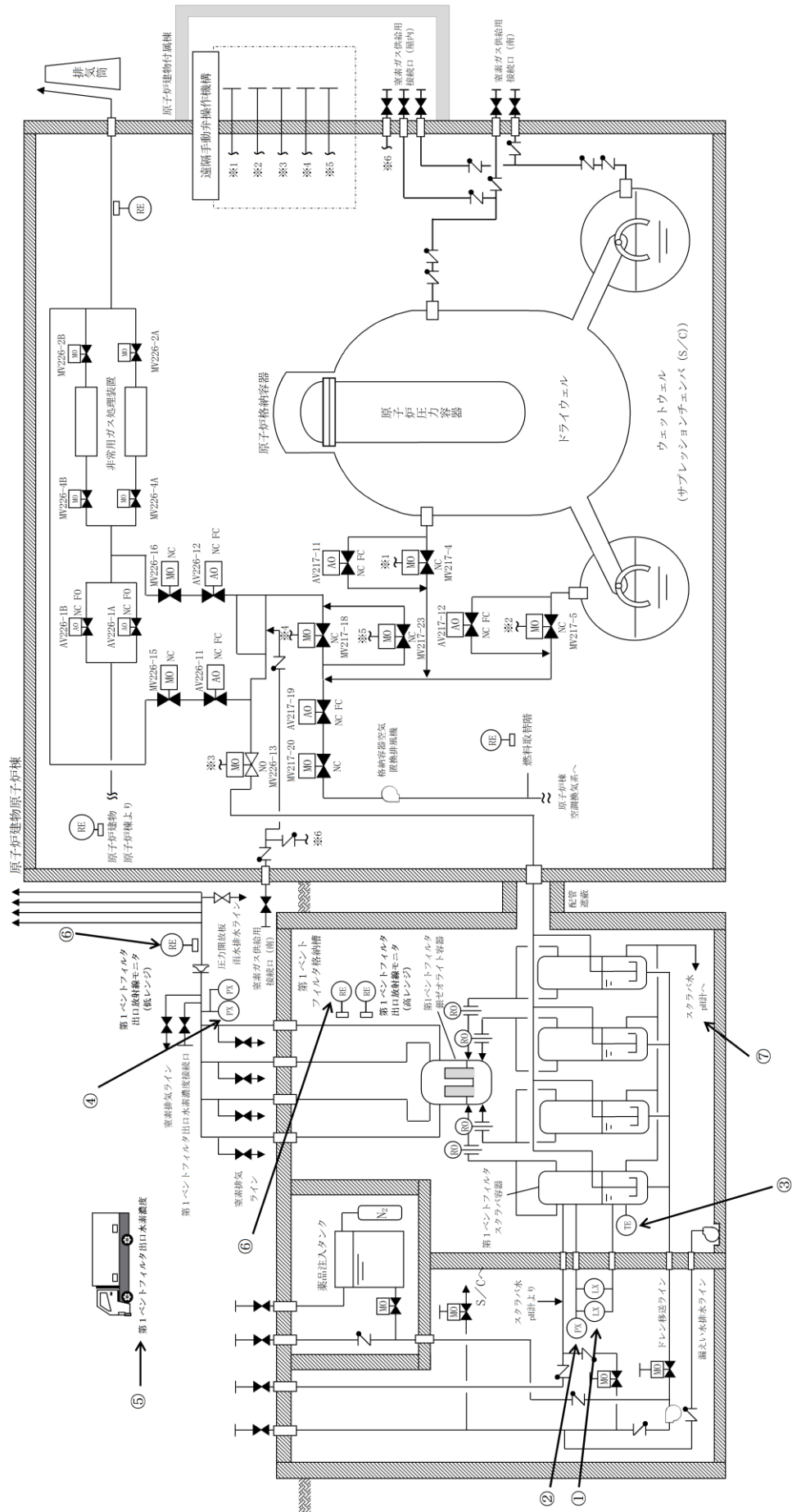


図2-36 格納容器フィルタバント系の計装設備 概略構成図

表2-10 計装設備主要仕様

監視パラメータ*1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	第1ペントフィルタスクラバ容器性能維持のための水位監視	[]	系統待機時における水位の範囲 (1700mm~1900mm) 及びペント実施時の下限水位から上限水位の範囲 ([]) を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスが第1ペントフィルタスクラバ容器へ導かれていることの確認	0~1MPa[gage]	系統運転中に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa[gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 ([]kPa [gage] 程度) が維持されることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	第1ペントフィルタスクラバ容器の温度監視	0~300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口配管圧力*2	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0~100kPa[gage]	系統待機時に、窒素置換 ([]kPa [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤第1ペントフィルタ出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0~20vol%/ 0~100vol%	事故収束時に、格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥第1ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	放射性物質を含む気体の排気を検出及び系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ: 10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	系統運転中に、想定される第1ペントフィルタ出口の最大線量当量率を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ: 10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h		1	
⑦スクラバ水pH*2	第1ペントフィルタスクラバ容器性能維持のためのpH監視	pH 0~14	系統待機時に、スクラビング水のpH (pH 0~14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

注記*1: 監視パラメータの数字は図2-36の○数字に対応する。

*2: 自主対策設備

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，系統待機時には非常用所内電気設備又は代替所内電気設備より受電しているが，重大事故等時で非常用所内電気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，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車，常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電可能な構成とする。電源構成を図2-37～38に示す。

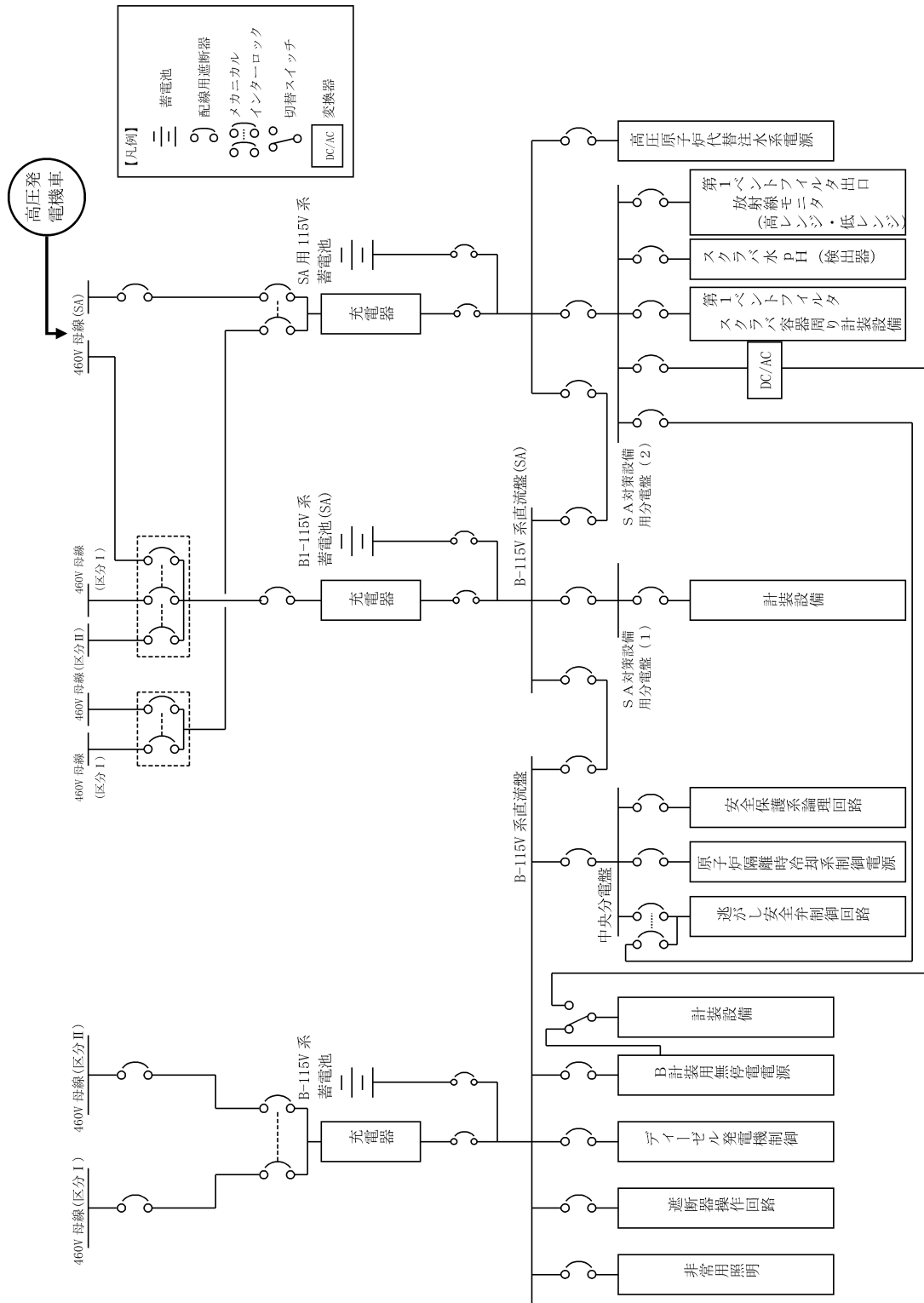


図2-38 格納容器フィルタータレント系 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 補給設備（自主対策設備）

系統待機状態において、第1ベントフィルタスクラバ容器はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故等時において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ビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、第1ベントフィルタスクラバ容器には第1ベントフィルタ格納槽外から給水できるよう接続口を設け、大量送水車からのスクラビング水の補給、薬品注入タンク及びドレン移送ポンプからの薬品の補給を可能とする設計とする。

補給設備の仕様を表2-11に、概要を図2-39に示す。

表2-11 補給設備主要仕様

(1) 配管

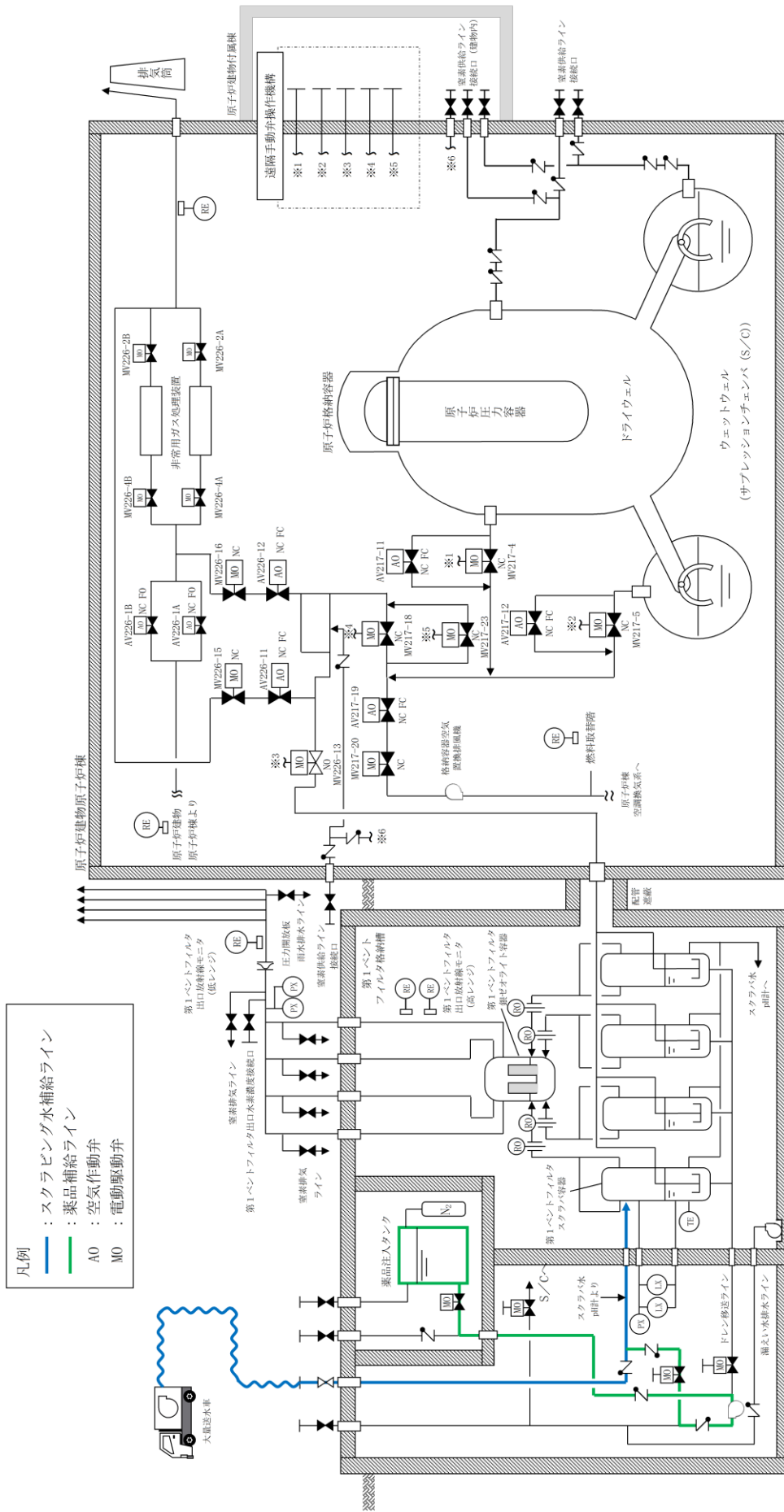
口 径	100A, 80A, 50A, 25A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) 薬品注入タンク

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
容 量	0.83m ³
基 数	1

(3) ドレン移送ポンプ（2.4.5 排水設備と兼用）

型式	キャンドポンプ
定格流量	10m ³ /h
定格揚程	70m
個数	1
駆動方式	電動駆動（交流）



注：系統構成は、大量送水車からのスクラビング水の補給時（スクラビング水補給ライン使用時）の状態を示す。

図2-39 補給設備概要図

2.4.4 可搬式窒素供給装置

ベント停止後，スクラビング水の放射線分解によって発生する水素ガスにより系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため，ベント停止前には窒素ガスを供給し，ベント停止後も連続的に系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈，掃気するために，可搬式窒素供給装置を設ける。また，系統待機時に系統内を窒素ガスで置換し，ベントガスに含まれる水素ガスによる爆発を防止するために，可搬式窒素供給装置を設ける。

窒素ガスの供給は，可搬式窒素供給装置により行う。第2弁の下流配管から窒素供給ラインを分岐し，屋外及び原子炉建物附属棟内に接続口を設け，可搬式窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

可搬式窒素供給装置の仕様を表2-12に，窒素供給配管の仕様を表2-13，可搬式窒素供給装置の概要を図2-40に，可搬式窒素供給装置の構造を図2-41に，可搬式窒素供給装置の構成概略を図2-42に示す。

表2-12 可搬式窒素供給装置主要仕様

種 類	圧力変動吸着式
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上
台 数	1 (予備 1)

表2-13 窒素供給配管主要仕様

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410), ステンレス鋼 (SUS304TP)

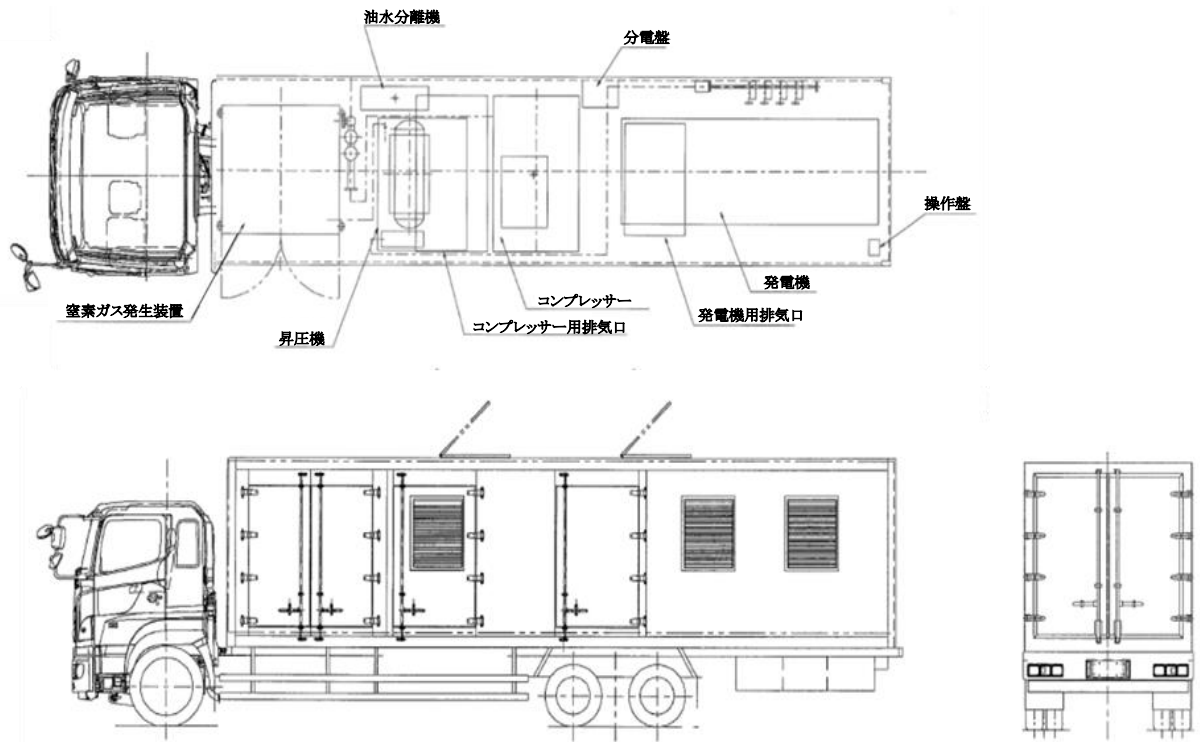


図2-41 可搬式窒素供給装置構造図

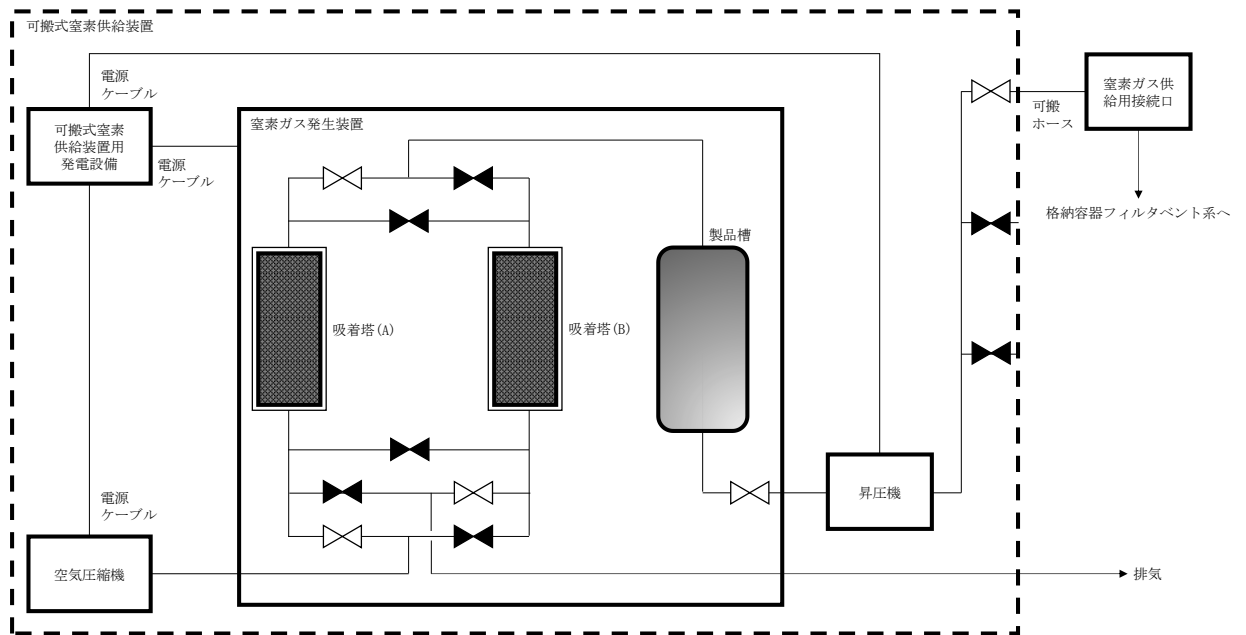


図2-42 可搬式窒素供給装置構成概略図

2.4.5 排水設備（自主対策設備）

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）へ移送するためのドレン移送ポンプ及び配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。排水設備の仕様を表2-14，排水設備の概要を図2-43に示す。

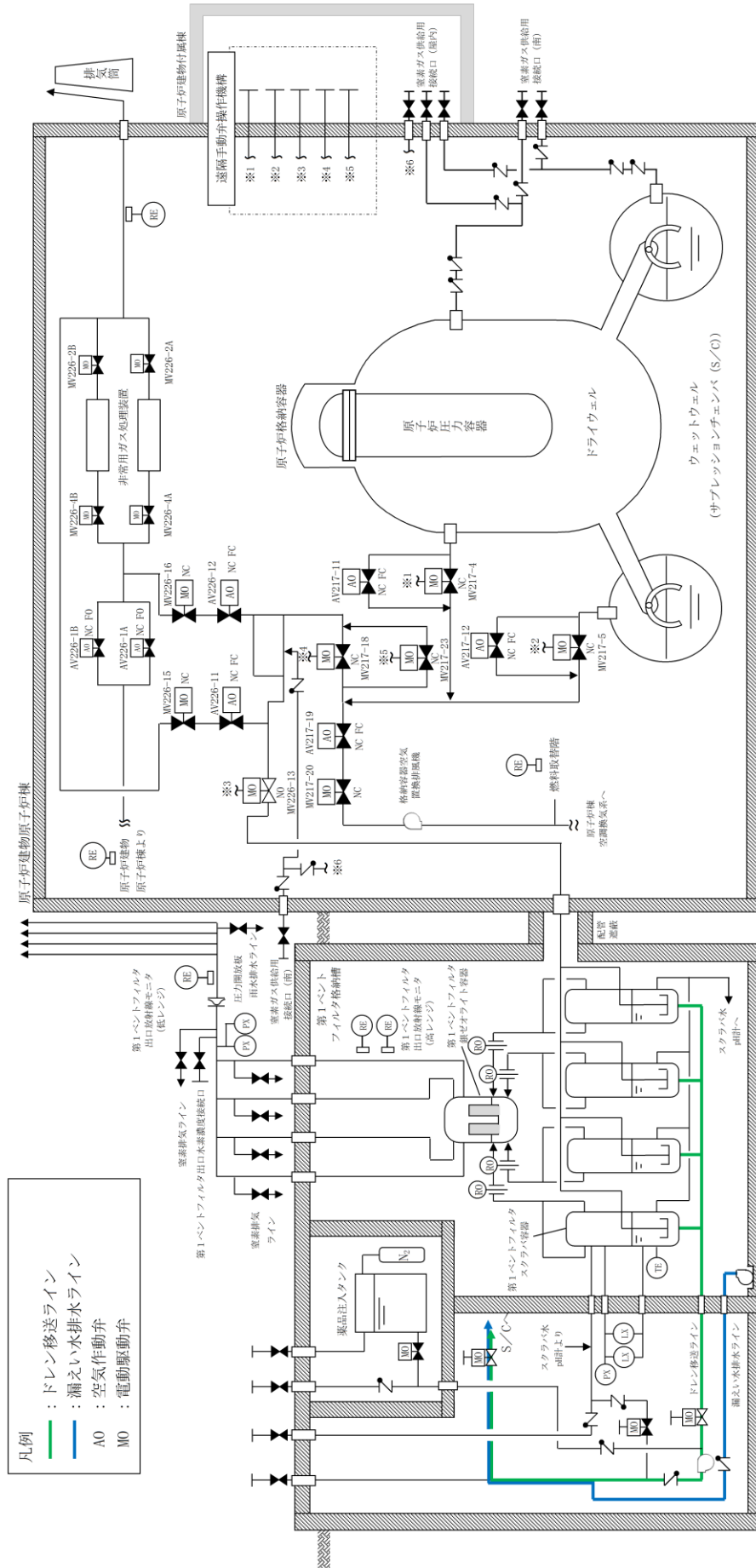
表2-14 排水設備主要仕様

(1) 配管

口 径	100A, 80A, 65A, 50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

	ドレン移送ポンプ	排水ポンプ
型式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m ³ /h	2m ³ /min
定格揚程	70m	50m
個数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）



注：系統構成は、排水設備使用時の状態を示す。

図2-43 排水設備概要図

2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）

格納容器フィルタベント系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、排気管下端に設置した雨水排水ラインから、流入した雨水を排出可能な排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。

また、雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水は排気管に蓄積せずに系外放出され、凍結による配管閉塞が生じることのない設計とする。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とし、ベントガスが雨水排水ラインを通して排出されることを防止する。

排気管排水設備の概要を図2-44に示す。

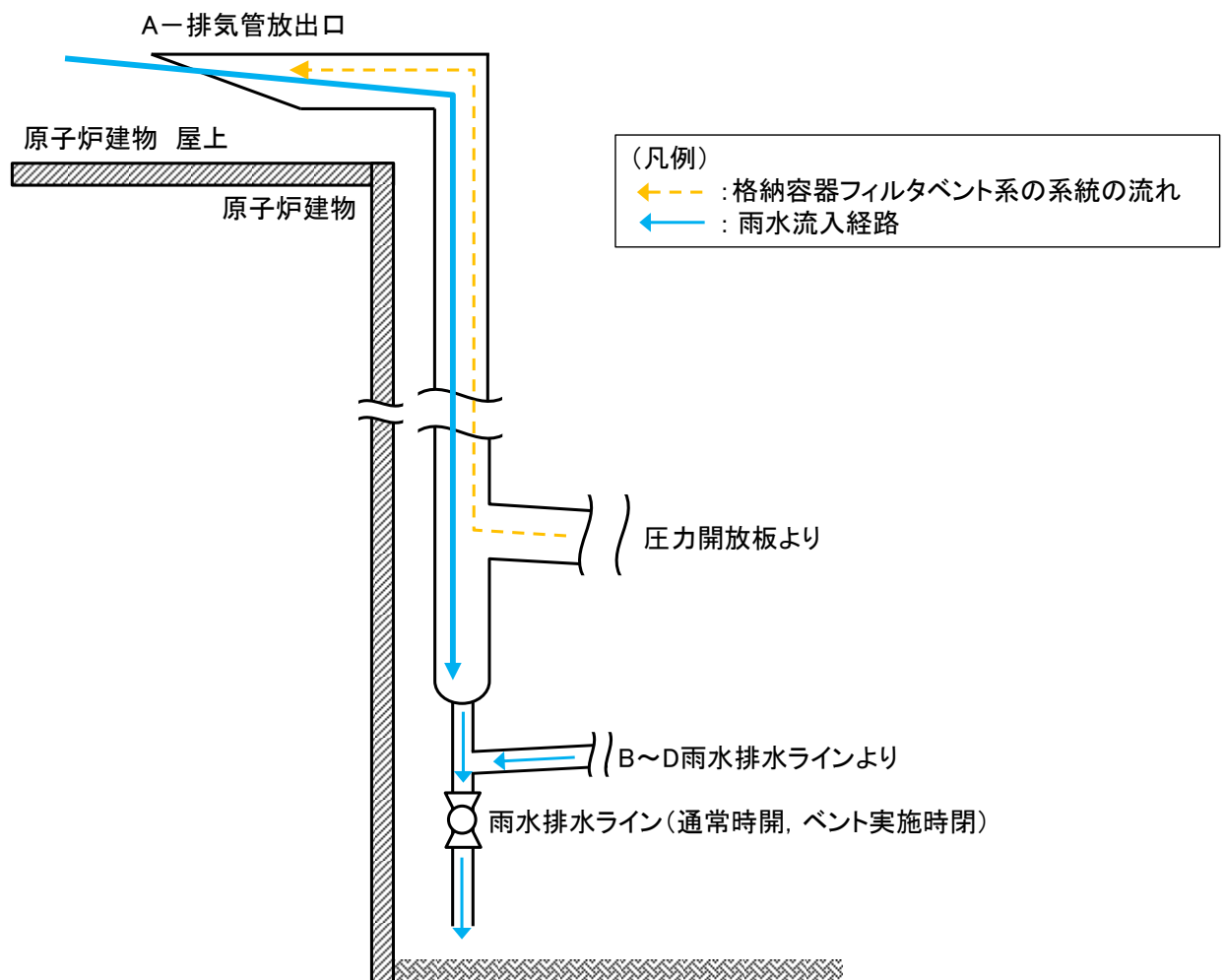


図2-44 排気管排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 第1 ベントフィルタスクラバ容器及び第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器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

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

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

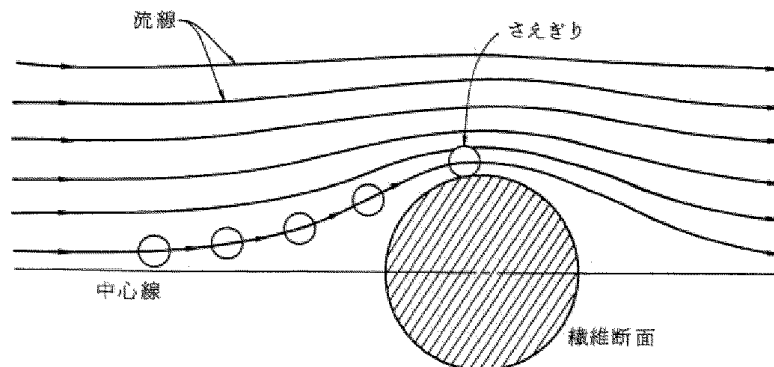
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

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

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、図3-1に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

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



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

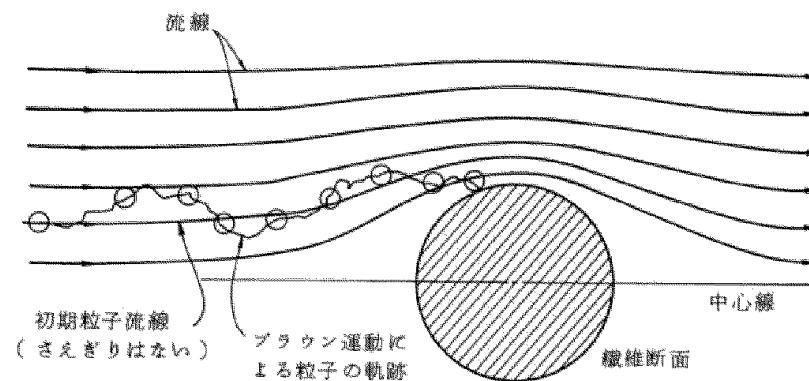
図3-1 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集は、図3-2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。



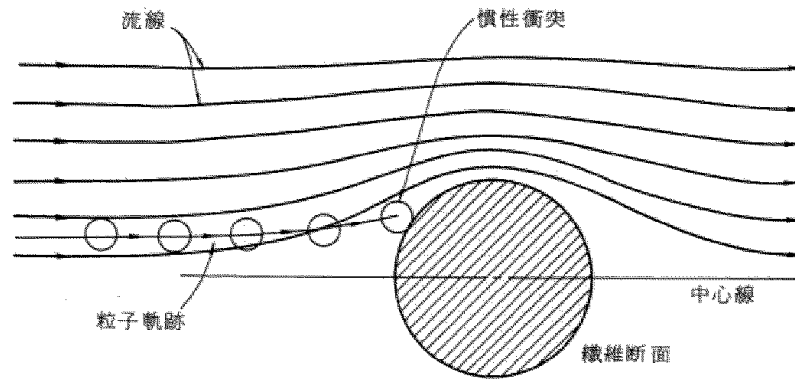
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

図3-2 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3-3に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するときに起こる。

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが速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にある。



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

図3-3 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チトガスを通し，ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって，ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し，微小水滴にすることでエアロゾルがスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより，効果的に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3-4，ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3-5に示す。

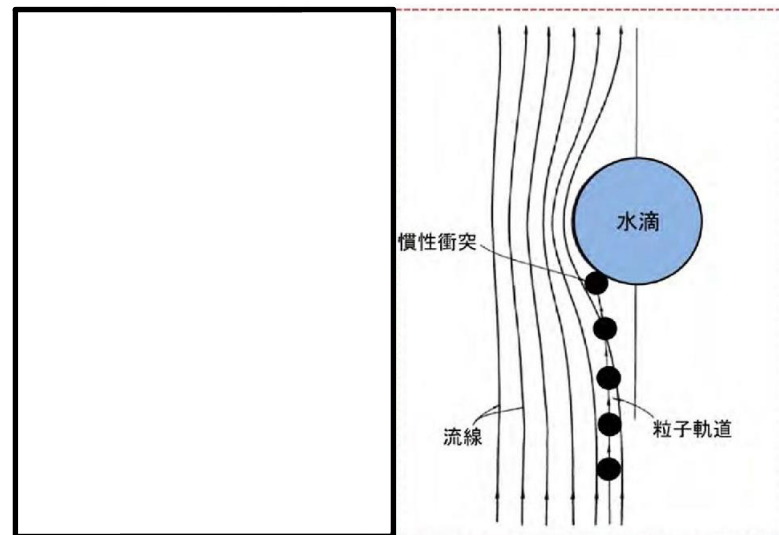


図3-4 ベンチュリノズルにおける除去原理

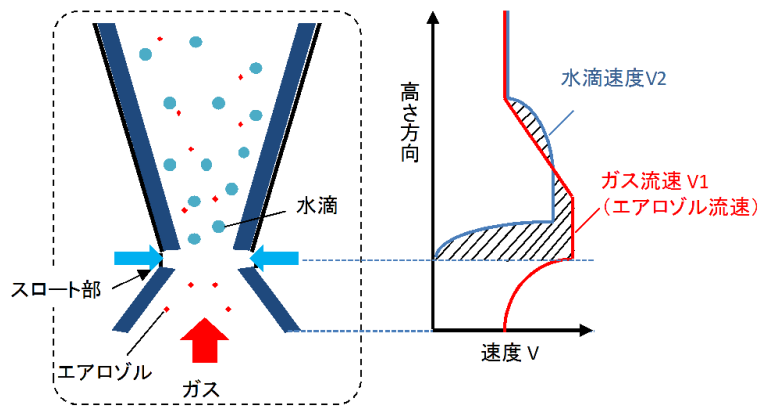


図3-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

図3-5に示すとおり，ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴流速 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，水滴流速，エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが，水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため，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。

ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を図3-6に示す。

- ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，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ビング水中に保持される。

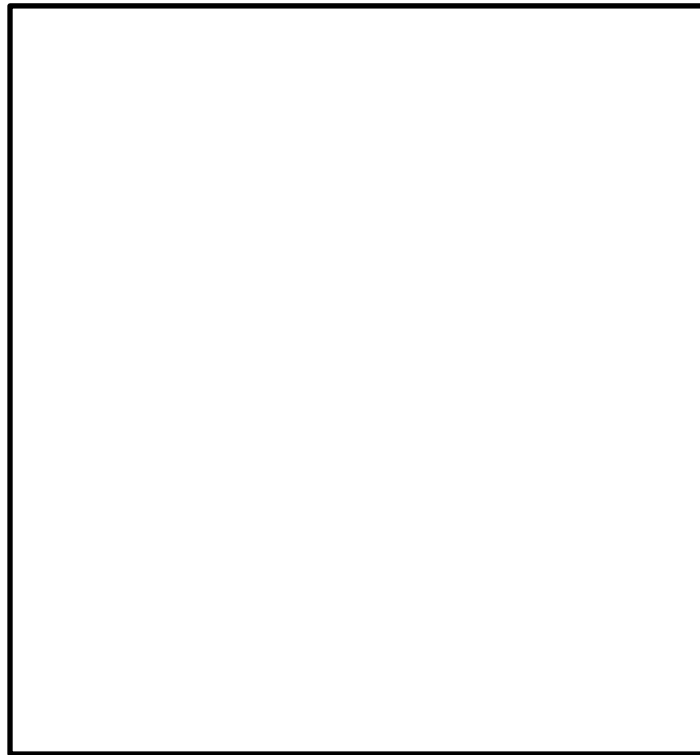


図3-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、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。

金属フィルタの除去原理は、図3-7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「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。

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

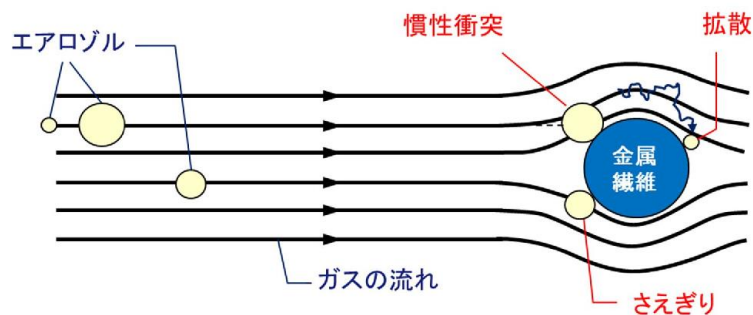


図3-7 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故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、第1ベントフィルタスクラバ容器内のベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

無機よう素については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水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、さらに第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。有機よう素については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

(1) 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内におけるベントガスの流れ

第1ベントフィルタスクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラビング水等）、上部に金属フィルタを設置し、下流の第1ベントフィルタスクラバ容器の出口側配管に流量制限オリフィスを介して第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する。

ベントガスの流れを図3-8に示す。

ベントガスが第1ベントフィルタスクラバ容器から第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の間に設置している流量制限オリフィスを通過する際、
となる。

流量制限オリフィス下流の排気配管は大気開放となるため、銀ゼオライト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、流量制限オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、

流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3-8に示す。

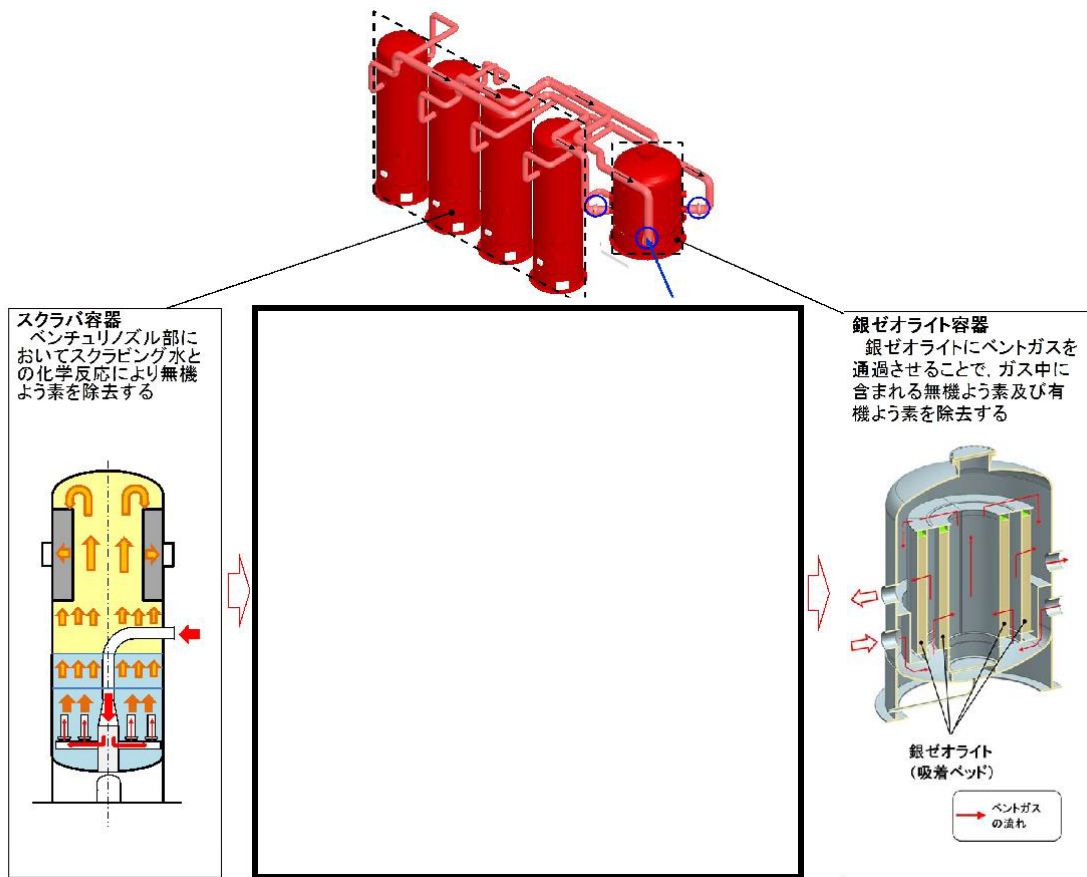


図3-8 第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内のベントガスの流れ

(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ビング水中に効果的に捕集・保持するために、スクラビング水には表3-1に示す薬剤を添加する。

表3-1 スクラビング水への添加薬剤

薬 剤	化学式	目 的
[]	[]	<ul style="list-style-type: none"> [] []
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> [] 溶液を高アルカリ性とする。 無機よう素の再揮発を防止する。

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、スクラビング水中に捕集・保

持される。以下に化学反応式を示す。



水酸化ナトリウムの添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.2)により、無機よう素を捕集する。

また、スクラビング水に捕集されたよう素イオンと、気相中に含まれる無機よう素の割合(気液分配係数)は、スクラビング水のpHの影響を受け、アルカリ性条件下では気液分配係数が大きいため、スクラビング水中に捕集されたよう素イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

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主要な因子として、「スクラビング水の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。

(3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器には、を添加した吸着剤が充填されており、有機よう素を除去するとともに、無機よう素の除去も可能である。以下に化学反応式を示す。



吸着剤は、ためににを添加して粒状に成形したもので、これを第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の銀ゼオライト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高まる。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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器におけるよう素の除去効率に影響を与える主要な因子として、「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」を考慮する必要がある。

3.2 運転範囲

3.1.1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、ベント実施中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に示す。また、3.1.2で、ガス状放射性ヨウ素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水のpH及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を表3-2に示す。

表3-2 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定変動範囲
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*なる。 なお、金属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実施時の粒径分布より、質量中央径を約 <input type="text"/> μm とする。
ガス温度	原子炉格納容器の限界温度である 200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約 120℃に至る温度範囲（約 120～200℃）を格納容器フィルタベント系に流入するガス温度の想定変動範囲とする。
蒸気割合	ベント実施～事象発生 7 日後における格納容器フィルタベント系に流入する蒸気割合は約 <input type="text"/> %となる。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリ性を保つために、水酸化ナトリウムが添加されていることから、運転範囲はアルカリ性で維持される。
ガス過熱度	原子炉格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる 100kPa[gage]に対応する第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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はベント実施からほぼ静定した時の原子炉格納容器圧力100kPa[gage]における流速であり、最大圧力（853kPa[gage]）の時の流速を m/sとしている。

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年にかけて、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）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3-9、試験条件を表3-3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3-10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 、の質量中央径は約 μm となっている。

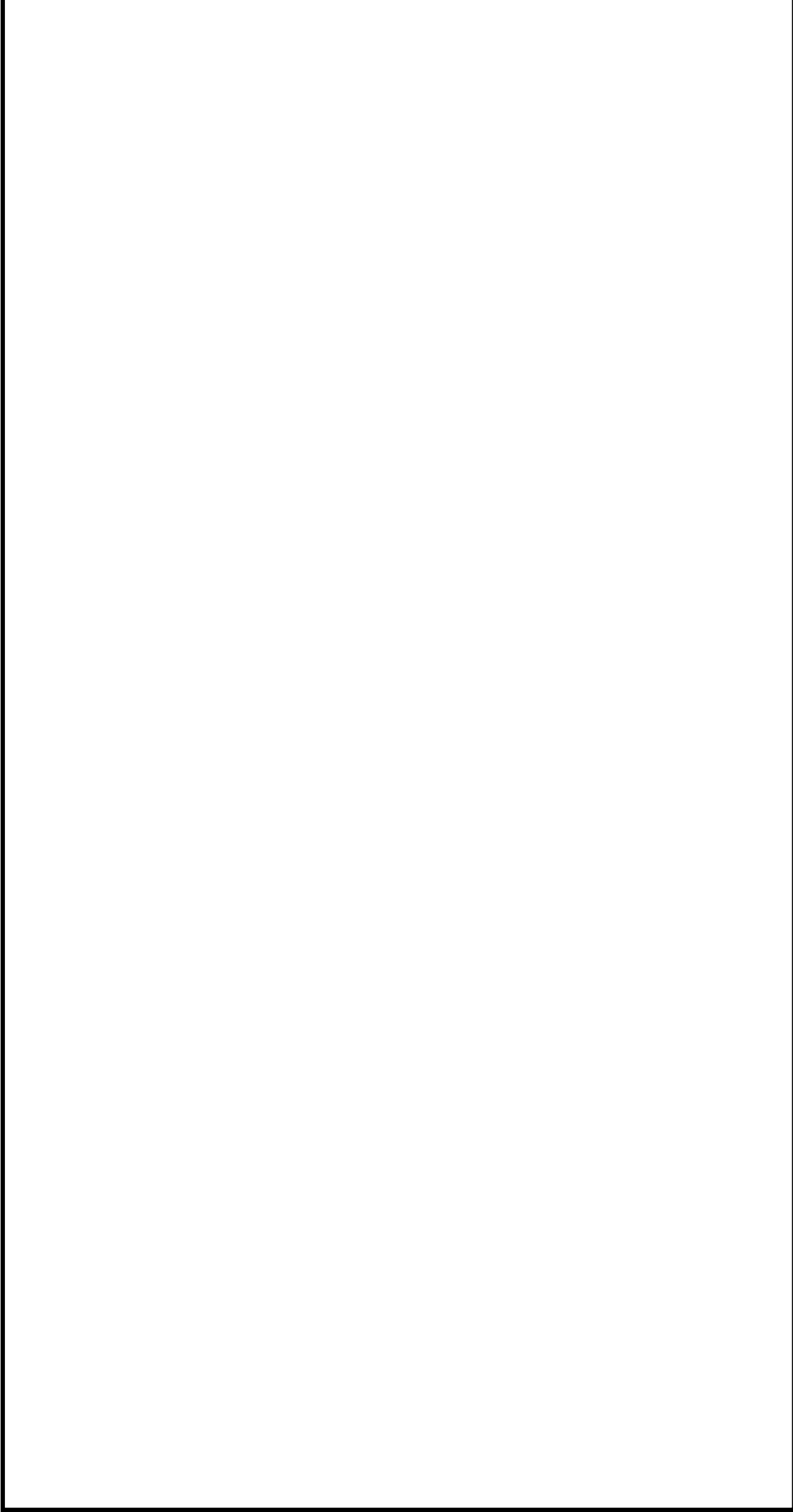


図3-9 JAVA試験装置概要

表3-3 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）

試験範囲	
圧力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温度*	約 [] °C
流量	約 [] m ³ /h
蒸気割合*	[] %
試験用エアロゾル	[] [] []

注記*：エアロゾルの除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

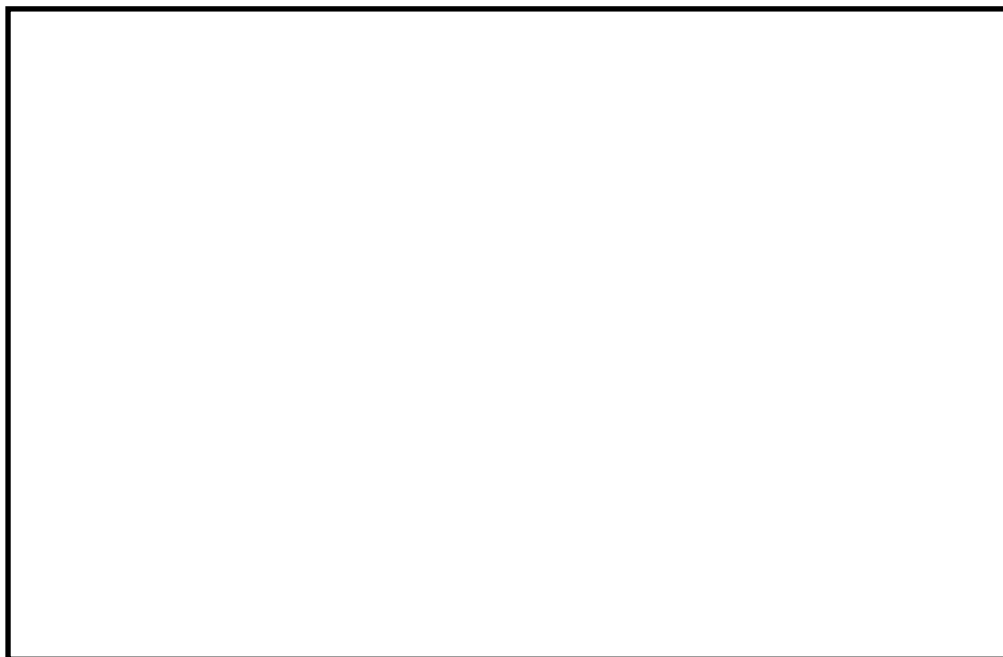


図3-10 試験用エアロゾルの粒径分布

(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、スクラビング水の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3-4に示す。

表3-4 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温 度*	約 [] °C
流 量*	約 [] m ³ /h
pH	約 []
試験用物質	[]

注記*：無機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

(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除去部を設けた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3-11、試験条件を表3-5に示す。

表3-5 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）

試 験 範 囲	
圧 力*	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])
温 度*	約 [] °C
流 量*	約 [] kg/s
蒸気割合*	約 [] %
過 熱 度	約 [] K
試験用物質	[]

注記*：有機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子に該当しない。

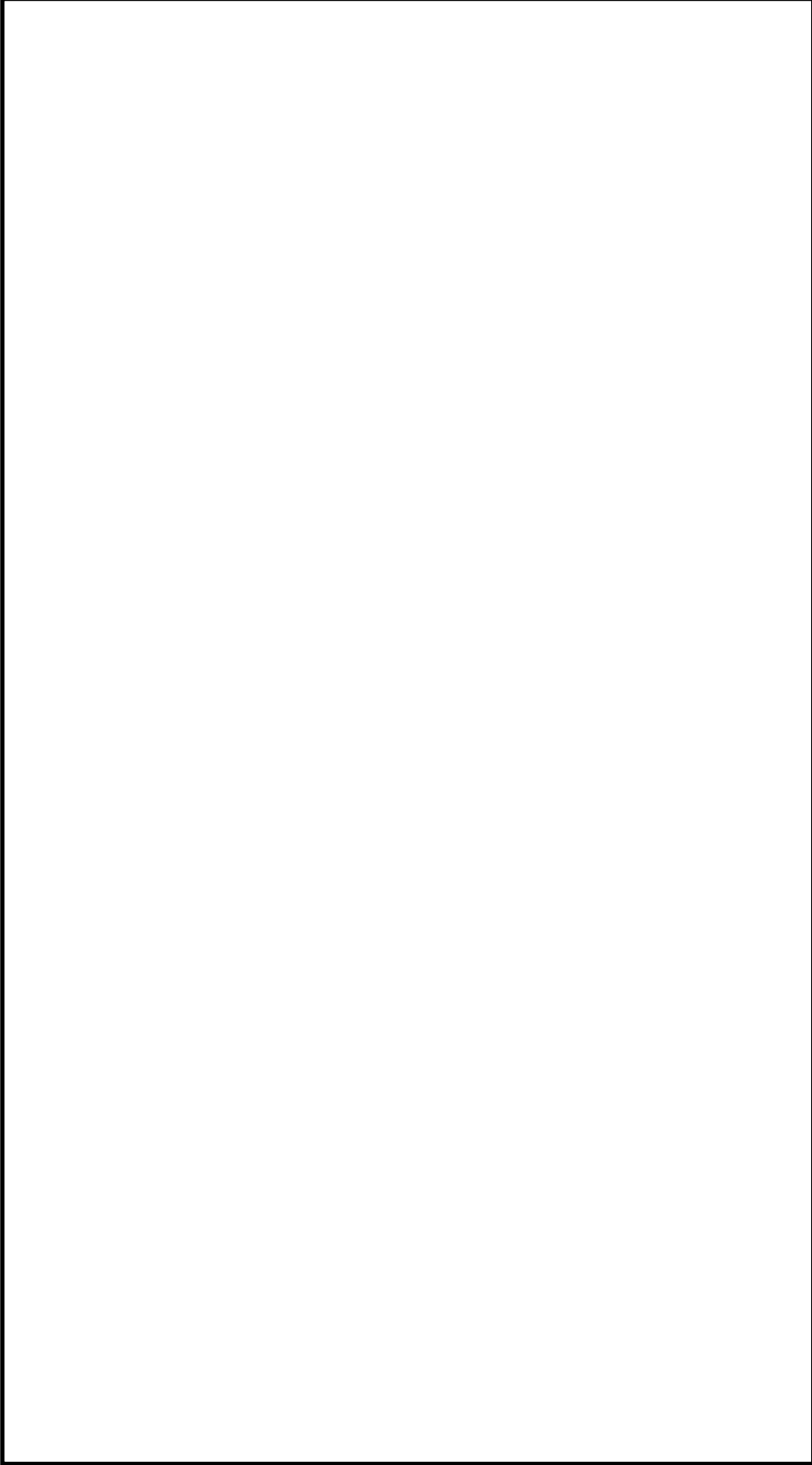


図3-11 JAVA PLUS試験装置概要

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3-6～9に示す。

エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「ガス流速」及び「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速及び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第1ベントフィルタスクラバ容器のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行った。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

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算*して確認した。

図3-12及び図3-13にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。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。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲（約 m/s）と金属フィルタ部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分かる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス流速によらず十分な性能を示していると言える。

注記*：ガス流速は、体積流量を、図3-14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フィルタの総断面積で割ることにより、算出している。

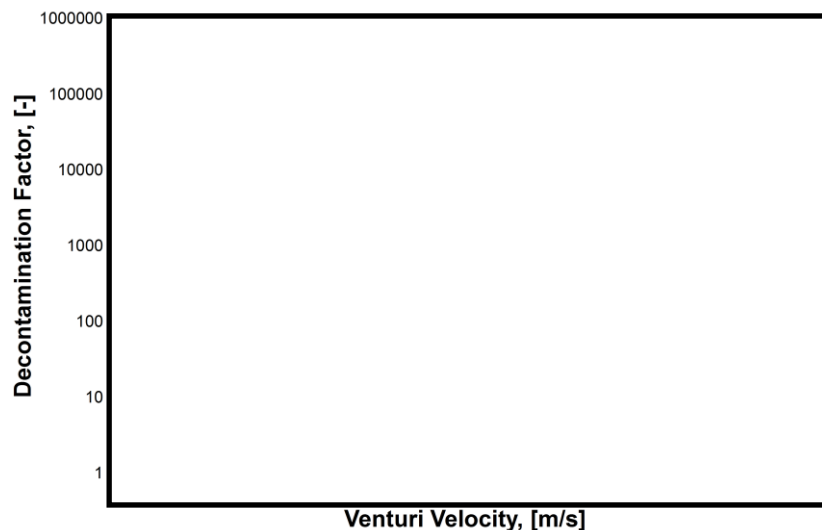


図3-12 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

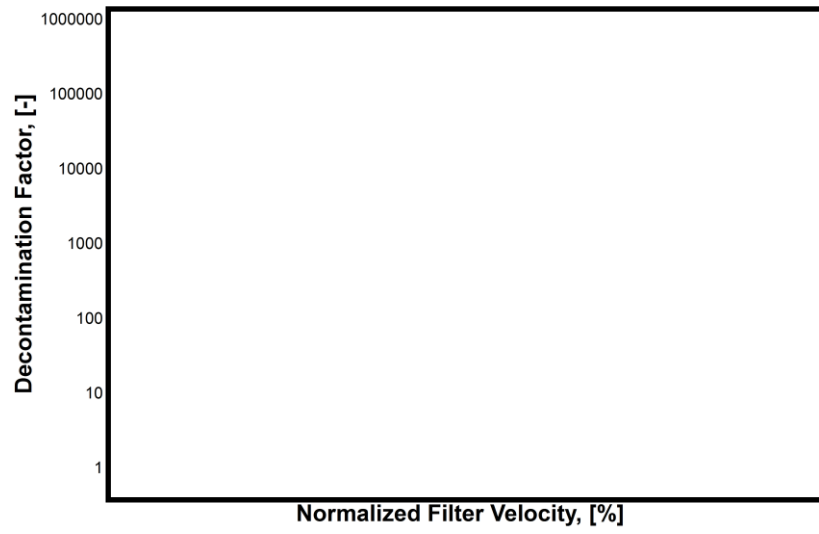


図3-13 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数（JAVA試験）

S2 補 VI-1-8-1-別添3 R0

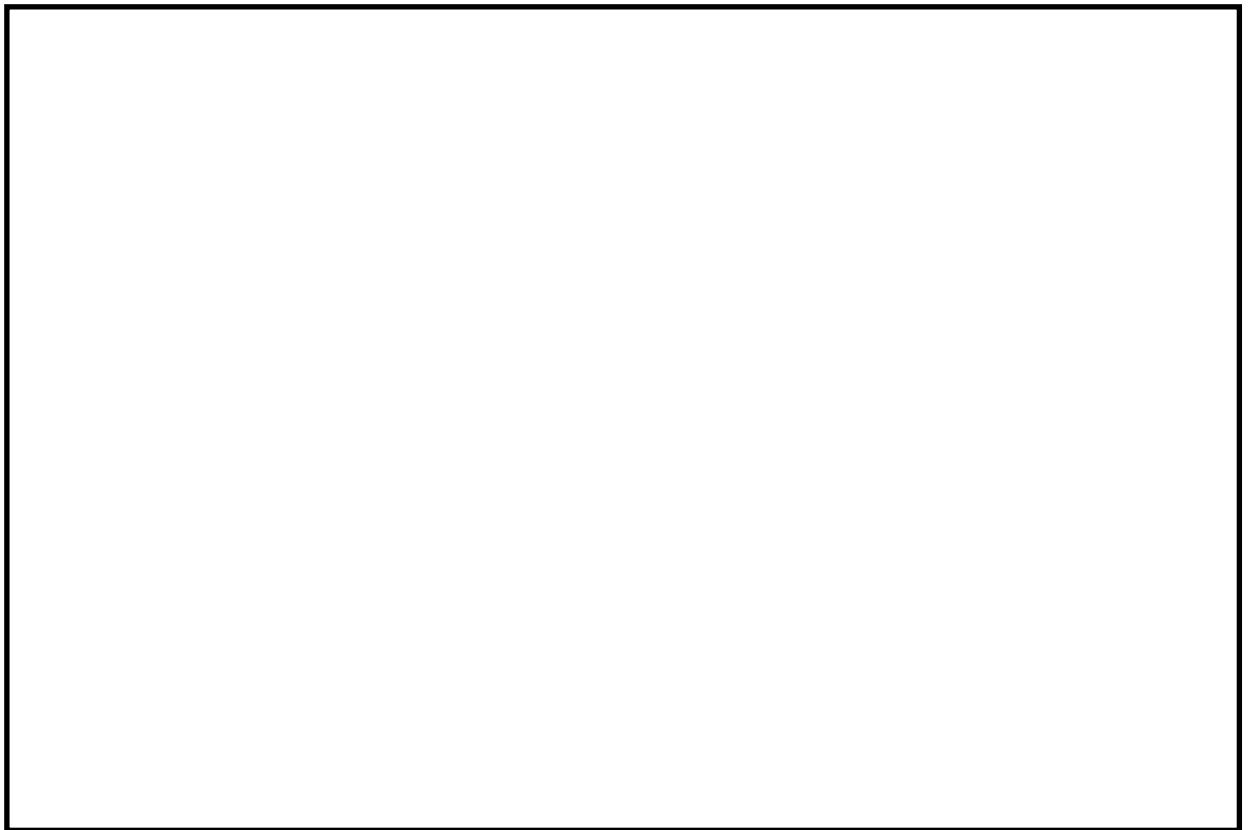


図3-14 ベンチュリノズルスロット部及び金属フィルタの断面積

(2) エアロゾル粒径

図3-15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 μm ）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以上を満足していることが分かる。

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 μm である。試験用エアロゾルとして質量中央径約 μm の を使用し、DF1000以上を満足していることから、第1ベントフィルタスクラバ容器はエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると言える。

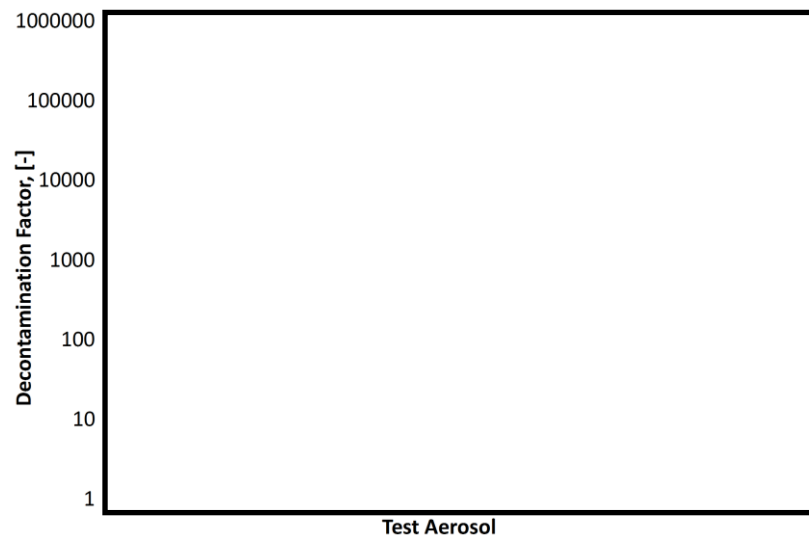


図3-15 粒径に対する除去係数（JAVA試験）

(3) ガス温度

図3-16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分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲（約120～200℃）に対して、第1ベントフィルタスクラバ容器は十分な性能を示していると言える。

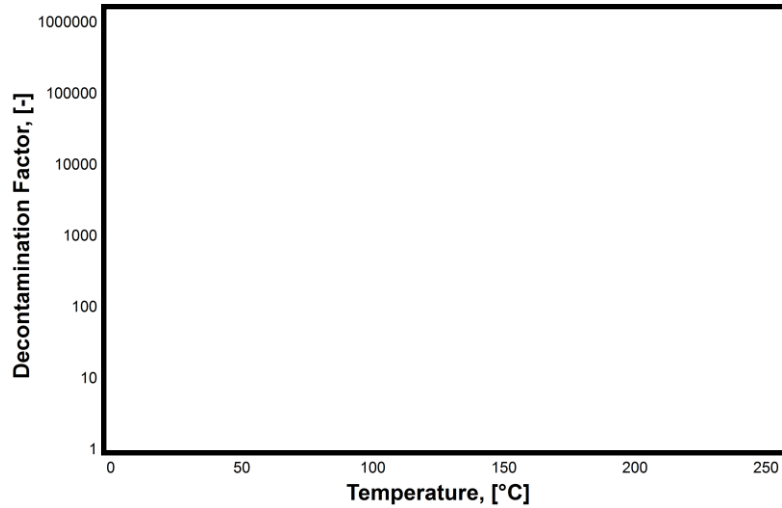


図3-16 ガス温度に対する除去係数（JAVA試験）

(4) ガス蒸気割合

図3-17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分かる。

ガス蒸気割合の運転範囲（約 %）は性能検証試験範囲内であり、第1ベントフィルタスクラバ容器はガス蒸気割合に対して十分な性能を示していると言える。

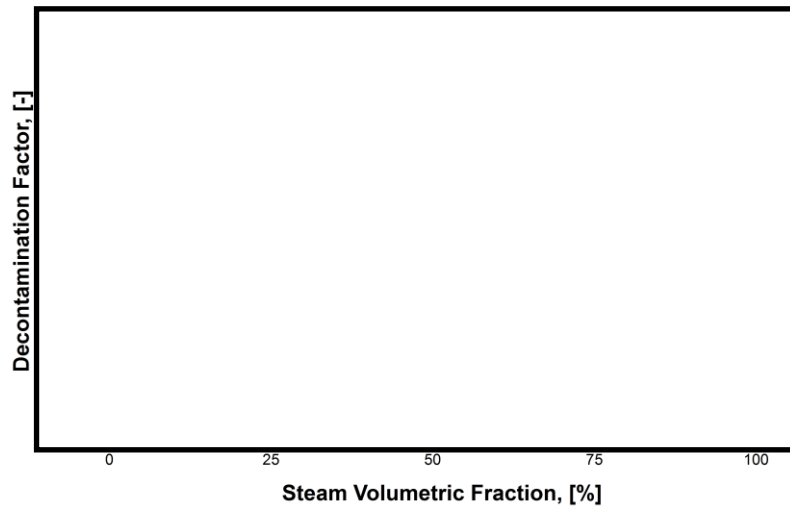


図3-17 ガス蒸気割合に対する除去係数（JAVA試験）

表3-6 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験)

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

表3-7 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験)

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

表3-8 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験) (1/2)

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

表3-9 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA試験) (2/2)

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

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 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除去性能試験結果を表3-10に示す。

無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）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，「スクラビング水のpH」である。図3-18にスクラビング水の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，スクラビング水が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。

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，銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって，ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタを組み合わせることで，さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

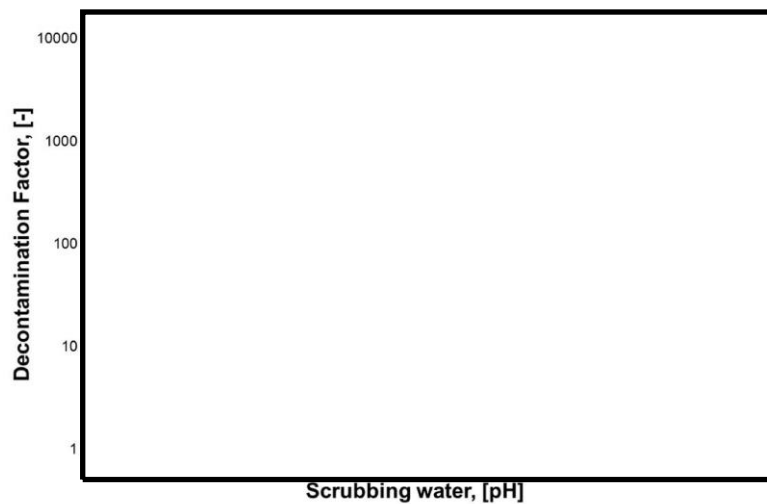


図3-18 pHに対する無機よう素の除去係数

表3-10 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）

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

(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3-11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3-19に示す。

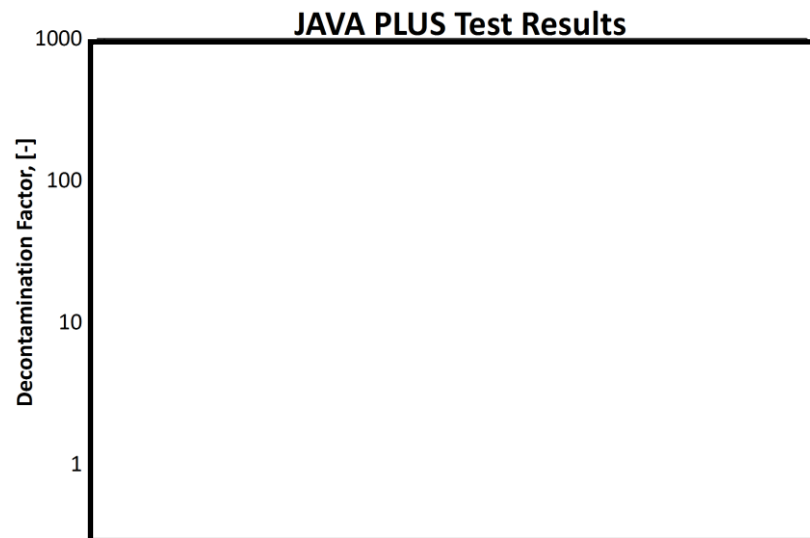


図3-19 JAVA PLUS試験結果

ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状が異なるため、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。

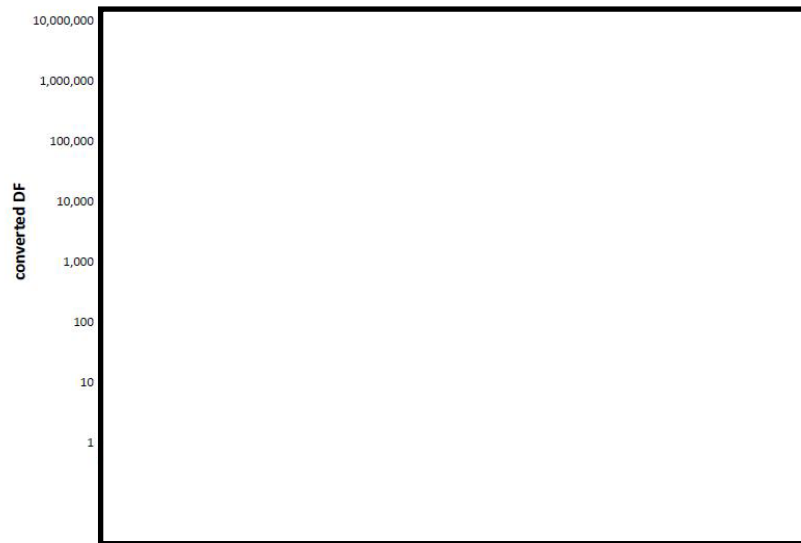
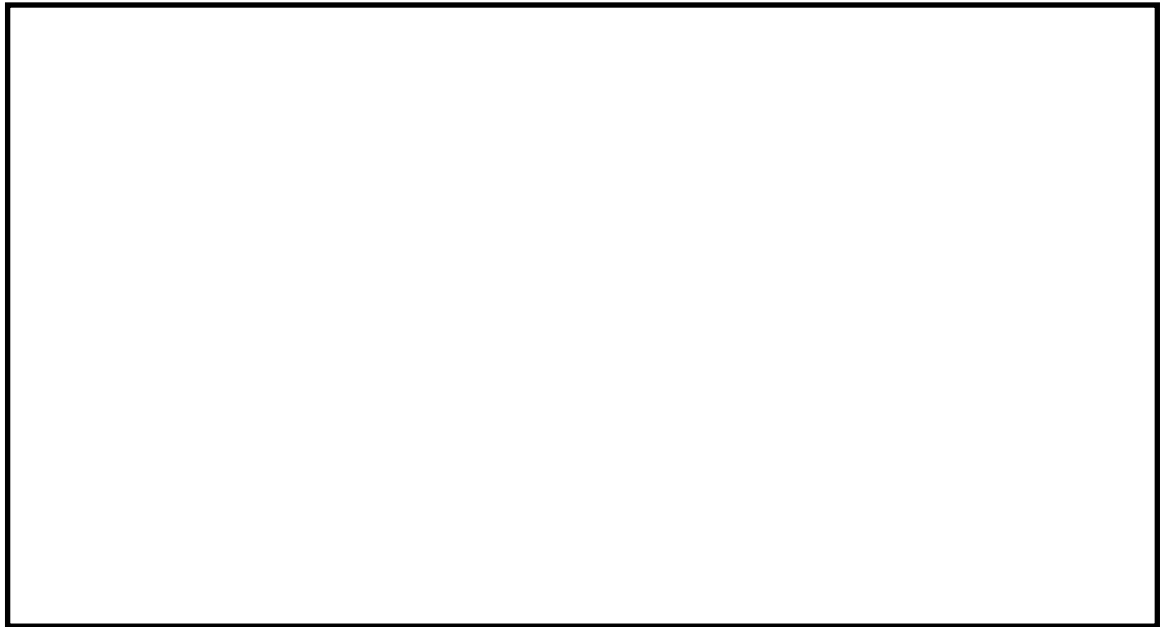


図3-20 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

表3-11 有機よう素除去性能試験結果 (JAVA PLUS試験)

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

3.3.4 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の継続使用による性能への影響

第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバ部

(a) 想定する状態

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、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。スクラビング水の水面近傍には、水の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、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、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ビング水内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した飛沫（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、第1ベントフィルタスクラバ容器は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態

金属フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合、第1ベントフィルタスクラバ容器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

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施中はベント

ガスの流れによって冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、金属フィルタの温度が、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、十分に低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により金属フィルタの温度が、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℃）を下回ることを確認している。

(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

第1ベントフィルタスクラバ容器を継続使用すると、スクラビング水の温度が上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水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。

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

(b) 影響評価

気液界面（第1ベントフィルタスクラバ容器水面）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、スクラビング水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、スクラビング水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。

また、スクラビング水には水酸化ナトリウムが添加されており、重大事故等時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。

b. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素ガス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。銀ゼオライト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ガスが通気されると、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

水素ガス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、水素ガスを通気した場合に起こることが知られている。一方、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素ガスが通過したとしても、銀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、銀ゼオライトで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント実施中はベントガスの流れにより冷却され、ベント停止後は系統内を不活性化するための窒素ガスにより冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対し、十分低く抑えることができる。なお、窒素ガスを停止した場合の温度評価により銀ゼオライトフィルタの温度が、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上）を下回ることを確認している。

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント実施時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温等によるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO₂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、第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、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、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さく、金属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

スクラビング水に含まれる [] 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) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕集によって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

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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飽和に達することはない。

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境、高湿度並びに光照射の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

放射線照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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。

湿分による影響については、密閉容器内にスクラビング水（水酸化ナトリウム及び []）と銀ゼオライトを保管し、6カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準（ [] ）を満たしていることを確認している。

光照射による影響については、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器はステンレス鋼製の容器とし、銀ゼオライトフィルタ内に充填される銀ゼオライトに光が照射されないようにするため、変質する恐れはない。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

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

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

a. 機械設備

格納容器フィルタベント系の機械設備については、島根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た適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

第1ベントフィルタスクラバ容器及び容器内部構造物については、薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素ガス封入環境下で約 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、定期事業者検査時に実施することとする。

また、銀ゼオライト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、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

島根原子力発電所第2号機の第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、定期的な性能確認を実施することとする。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-1のとおりである。

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4-1 機械設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
第1 ベントフィルタ スクラバ容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		a. スクラビング水性状確認 試験	1C
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	1. 本体	a. 開放点検	65M
第1 ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	1. 本体	a. 開放点検	65M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C
		b. 銀ゼオライト性能確認試験	1C
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
流量制限オリフィス	1. 本体	a. 開放点検	10C
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	10C
圧力開放板	1. 機能確認	a. 漏えい確認	5C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C
		b. 動作確認	1C
配管	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	b. 漏えい確認	1C, 10C

注記*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

b. 電気設備

格納容器フィルタベント系の電気設備については、島根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た適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-2のとおりである。

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 電気設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

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

注記*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

c. 計装設備

格納容器フィルタベント系の計装設備は、島根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た適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

対象機器毎の点検項目及び点検内容は、表4-3のとおりである。

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 計装設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期*
水位計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
圧力計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
温度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 絶縁抵抗測定, 導通試験	1C
		b. ループ試験	1C
水素濃度計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 標準ガス校正試験	13M
		b. ループ試験	1C
サンプリング機器	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 分解点検	a. ポンプ分解点検	65M
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C
放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
		b. 線源校正試験	13M
pH計	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	13M
制御盤	1. 外観点検	a. 外観点検	1C

注記*：点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

(2) 試験方法

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」、「スクラビング水性状確認試験」及び「銀ゼオライトフィルタ（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。

(a) 電動弁（弁番号：①，②，③，④，⑤）

・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験

：①*，②*，③*，④*，⑤

・遠隔手動弁操作機構による人力での弁開閉試験

：①，②，③，④，⑤

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

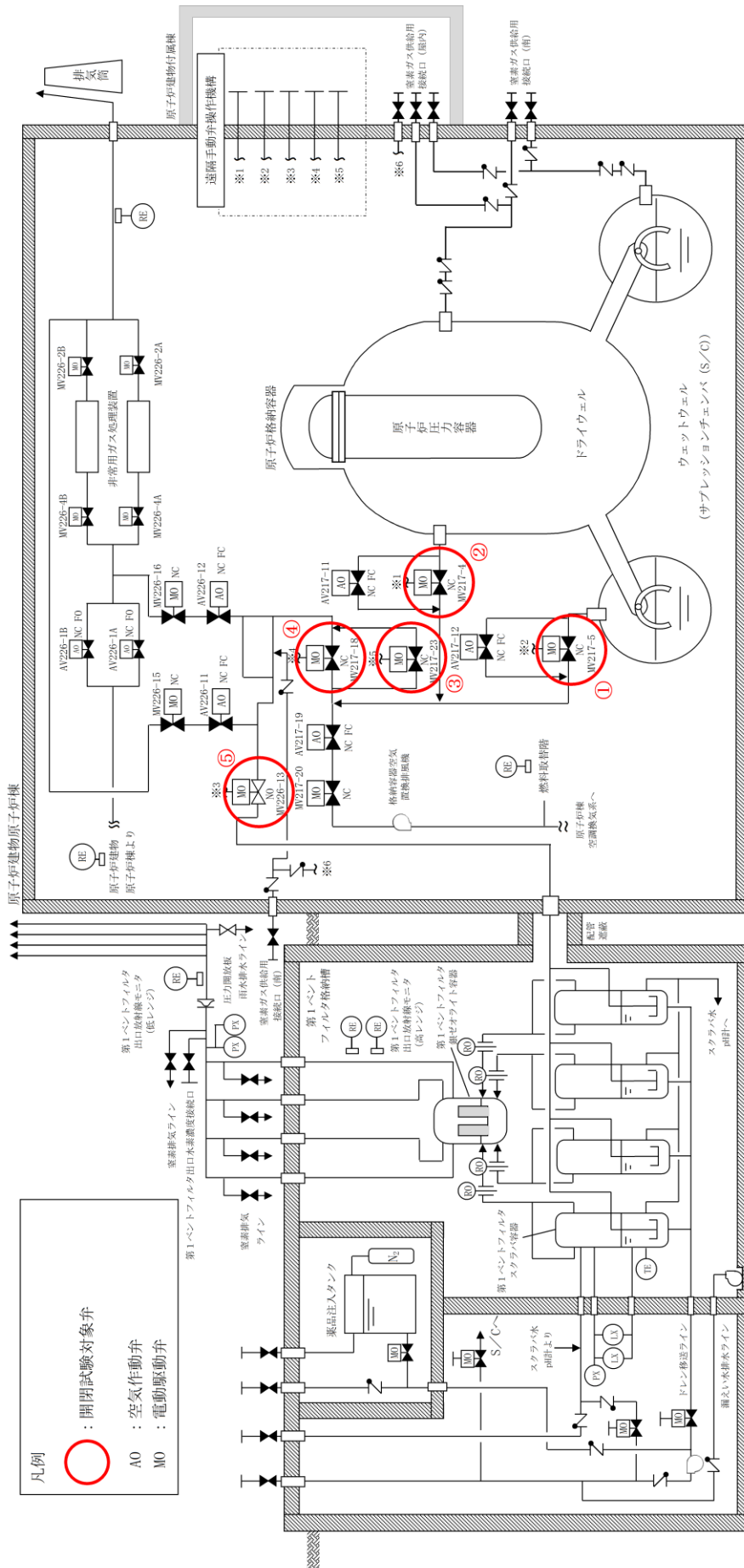


図4-1 格納容器フィルタバント系検査対象弁

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・目的・方法を表4-4に、試験概要を図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

格納容器フィルタベント系の最高使用圧力853kPa [gage]でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント実施中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、長期にわたって第1ベントフィルタ格納槽内が可燃限界に到達しないこと、系統内から水素ガスが漏えいした場合においても、建物内については静的触媒式水素処理装置による処理が、建物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、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていること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853kPa [gage]及び427kPa [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。

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

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	周期	試験目的・方法
窒素ガス	□kPa[gage] (窒素パージ圧力)	常温	1C	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力（系統待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	853kPa[gage] (最高使用圧力 (第2弁から流量制限 オリフィスまで))		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	427kPa[gage] (最高使用圧力 (流量制限オリフィスから 圧力開放板まで))		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。

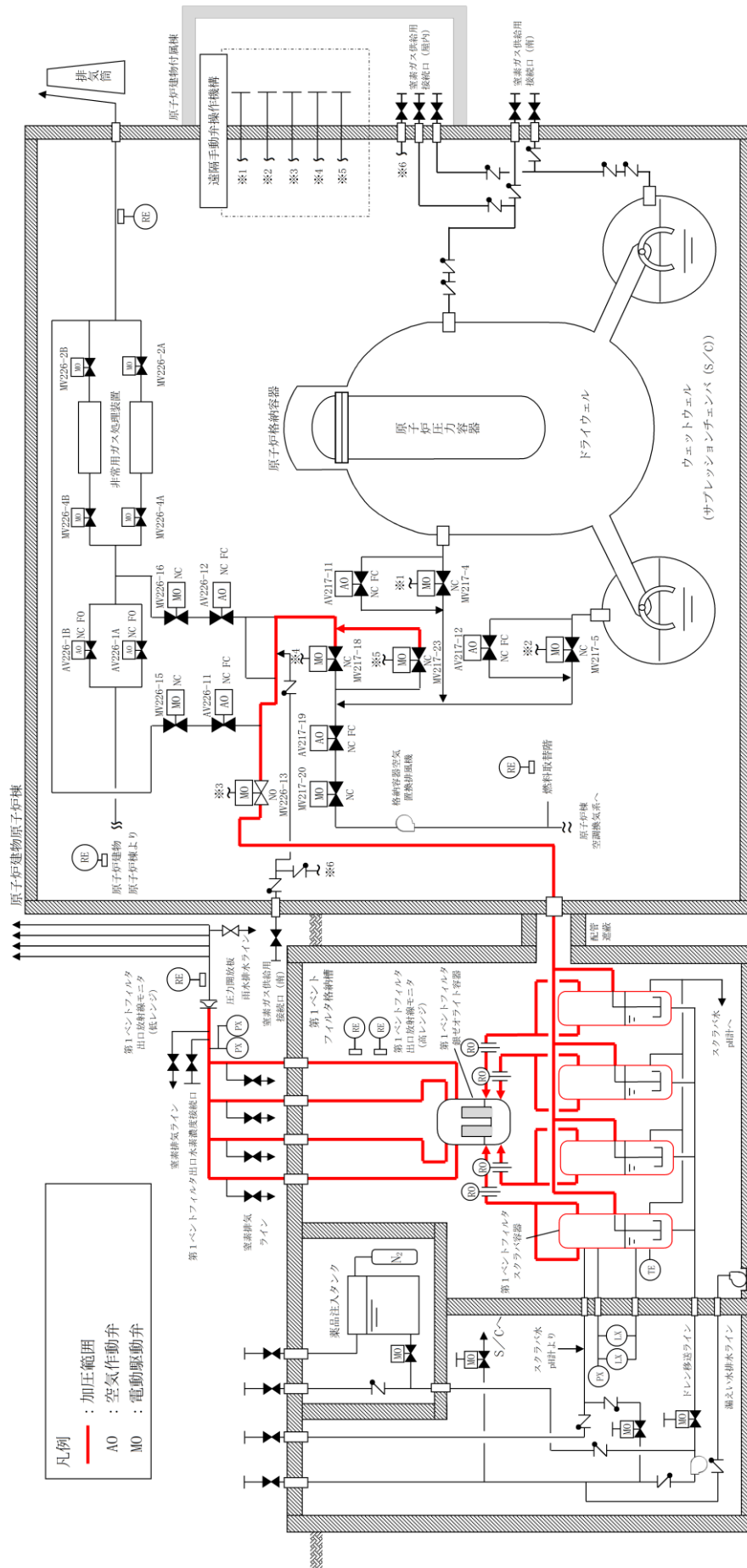


図4-2 格納容器フィルタバント系 漏えい試験概要図

c. スクラビング水性状確認試験

スクラビング水性状確認試験は，原子炉停止中に，連絡管からサンプル水の採取・分析を実施し，スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。

d. 銀ゼオライトフィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

銀ゼオライト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第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能確認試験を行い，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. 格納容器フィルタベント系

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第1ベントフィルタスクラバ容器内及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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ガスが考えられる*1。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系統待機時から不活性化（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ガス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、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器フィルタベント系については、系統待機状態から系統内を窒素ガスで不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素ガス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、格納容器フィルタベント系の配管については、ベント実施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ガス及び酸素ガス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とため、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*1：溶融炉心・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、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水を継続することで、溶融炉心・コンクリート相互作用はほとんど発生せず、一酸化炭素の発生量は無視できるほど小さいことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。なお、仮に溶融炉心・コンク

リート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約6kgであり、事故シナリオ「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗+デブリ冷却失敗」における水素発生量422kgに対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%^{*2}であることを踏まえると、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮不要と考える。

*2：国際化学物質安全性カード（ICSC） 一酸化炭素

(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ガスで不活性化する設計とする。第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、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、水素ガスの発生がないため、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。

b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

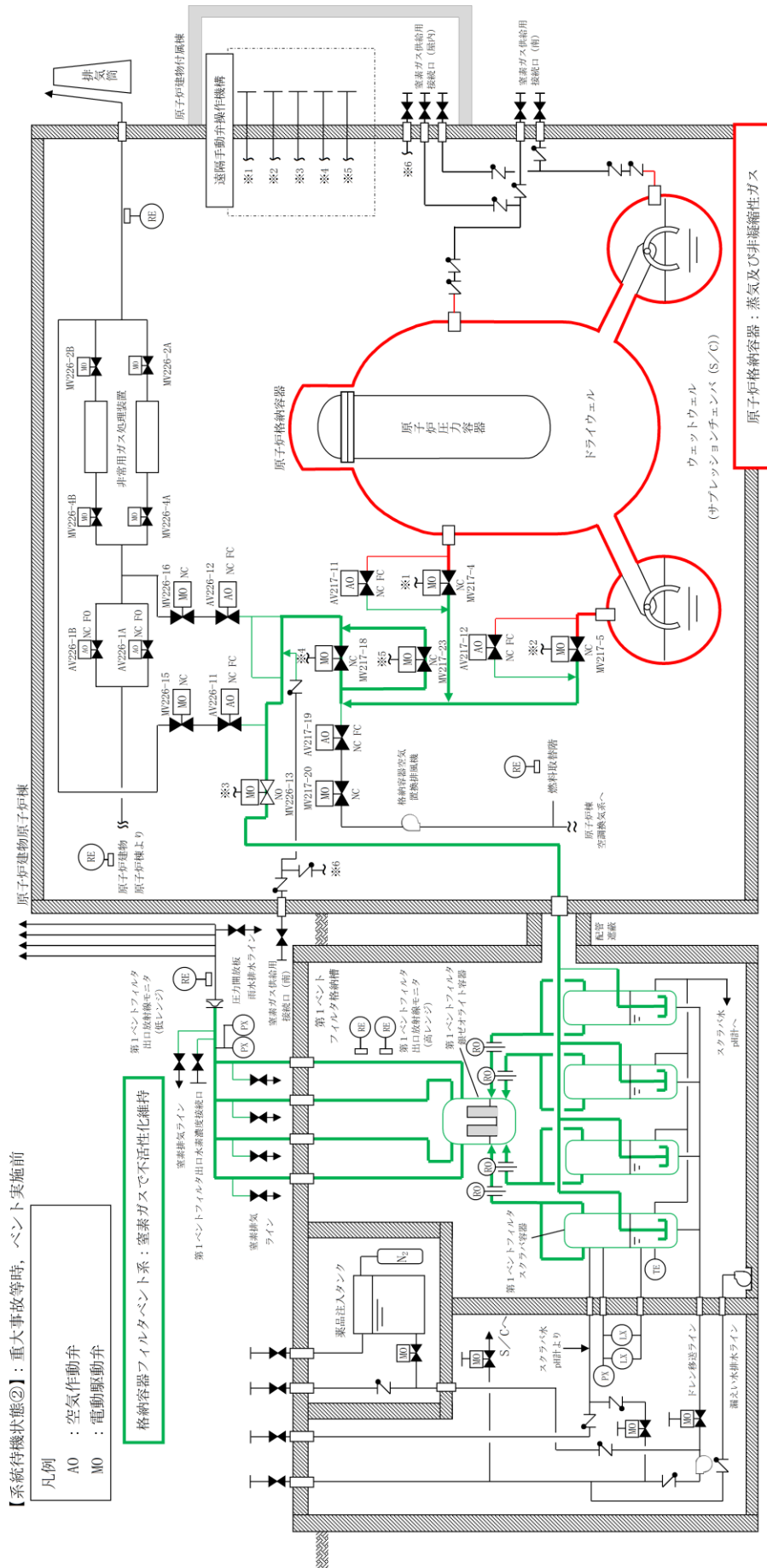
(a) 水素爆発防止対策

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，窒素ガス，水素ガス及び酸素ガスが混合した状態となるが，ベント実施前の系統は，原子炉格納容器からのガス流入はないため，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，系統内に水素ガスが持ち込まれないため，監視不要である。なお，ベント実施までに可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による測定の準備を実施する。

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。



【系統待機状態②】：重大事故等時、ベント実施前

- 凡例
 AO : 空気作動弁
 MO : 電動駆動弁

格納容器フィルタベント系: 窒素ガスで不活性化維持

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ビング水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ウェット条件及びドライ条件で監視し、ウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したこと及びドライ条件の酸素濃度4.4vol%に到達したことをベント実施の判断基準に設定していること、ベント実施直後のベントガスのモル組成としては水蒸気、水素ガス及び窒素ガスが支配的であり酸素ガスはほとんど含まれていないこと、並びに格納容器フィルタベント系の系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水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（格納容器酸素濃度（SA））の測定誤差である±0.5vol%及び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、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、濃度分布が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））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ガスが流入するが、原子炉格納容器内の酸素ガス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

第1ベントフィルタスクラバ容器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、第1ベントフィルタスクラバ容器内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水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第1ベントフィルタスクラバ容器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) 枝管における水素ガス及び酸素ガスの蓄積について

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。枝管における水素ガス及び酸素ガス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)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)(以下「ガイドライン」という。)に基づき、上向き枝管及び水平枝管(上り勾配)に対して評価を実施する。また、水平枝管(勾配無し)についても参考に評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き枝管に対しては、凝縮水により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(1)を枝管内径(d)で除することによって規格化した数値($1/d$)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。 $1/d$ がガイドラインに規定される判定値(上向き枝管の場合は換気限界長さ、水平枝管(上り勾配)の場合は不燃限界長さ)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。評価結果を表1-1に示す。

非常用ガス処理系との隔離弁(AV226-12)までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であることから、水素ガスが不燃限界濃度を超えて蓄積する可能性がある。そのため、図1-3～図1-5に示すように、ベント実施時に水素ガスを連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置し、水素ガスが蓄積することのない設計とする。

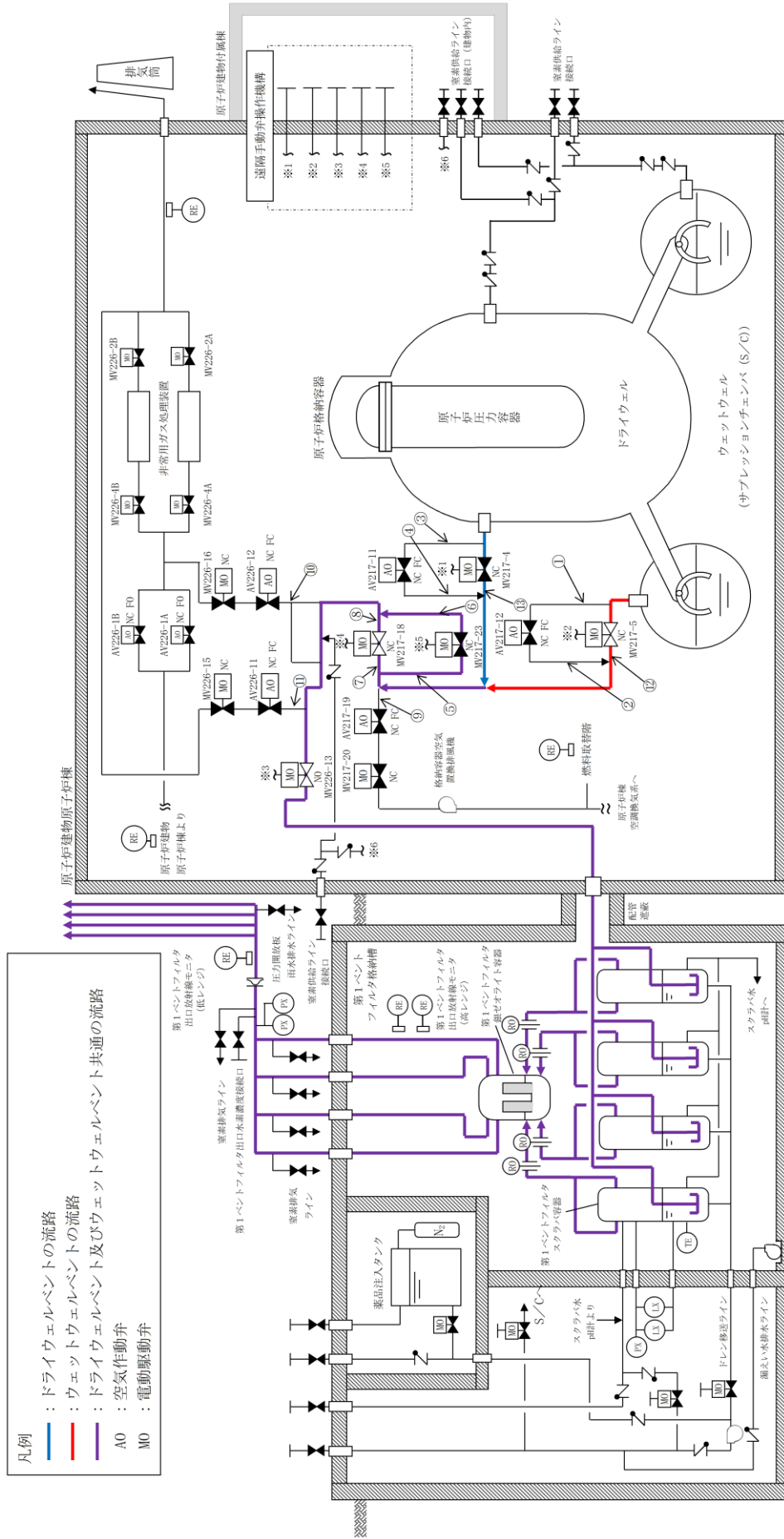
また、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に接続される枝管については、 $1/d$ を考慮して、必要に応じてバイパスラインの設置等の対応措置を講ずる設計とする。

(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板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、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素ガス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ガスが押し出され、圧力開放板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ガスが空気と触れず、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。

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の内径等

No.	分岐箇所	枝管の分類	枝管長さ l (mm)	枝管内径 d (mm)	l/d (-)	不燃限界 長さの 判定値	混合ガス 蓄積の 可能性
①	ウェットウェル第1弁 バイパスライン上流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
②	ウェットウェル第1弁 バイパスライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
③	ドライウェル第1弁 バイパスライン上流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
④	ドライウェル第1弁 バイパスライン下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑤	第2弁バイパスライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	2076	387.4	5.4 (参考)	70	無
⑥	第2弁バイパスライン 下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑦	第2弁ベントライン 上流側	水平枝管 (勾配無し)	379	387.4	1.0 (参考)	70	無
⑧	第2弁ベントライン 下流側	下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑨	AV217-19上流側 (原子炉棟空調換気系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	600	590.6	1.1 (参考)	70	無
⑩	AV226-12上流側 (非常用ガス処理系 との隔離)	上向き分岐 組合せ枝管	12294	387.4	—	—	有
⑪	AV226-11上流側 (耐圧強化ベント系 との隔離)	水平枝管 (勾配無し)	313	248.8	1.3 (参考)	50	無
⑫	ウェットウェル第1弁 ベントライン下流側	水平分岐 下向き枝管	—	—	評価 対象外	—	無
⑬	ドライウェル第1弁 ベントライン下流側	水平枝管 (勾配無し)	2949	590.6	5.0 (参考)	70	無



凡例

- : ドライウエルの流路
- : ウェットウエルの流路
- : ドライウエルベンチファイラ及びウェットウエル共通の流路
- AO : 空気作動弁
- MO : 電動駆動弁

注：系統構成は、ウェットウエルベンチファイラの状態を示す。

図1-3 主ラインから分岐する枝管の概要図

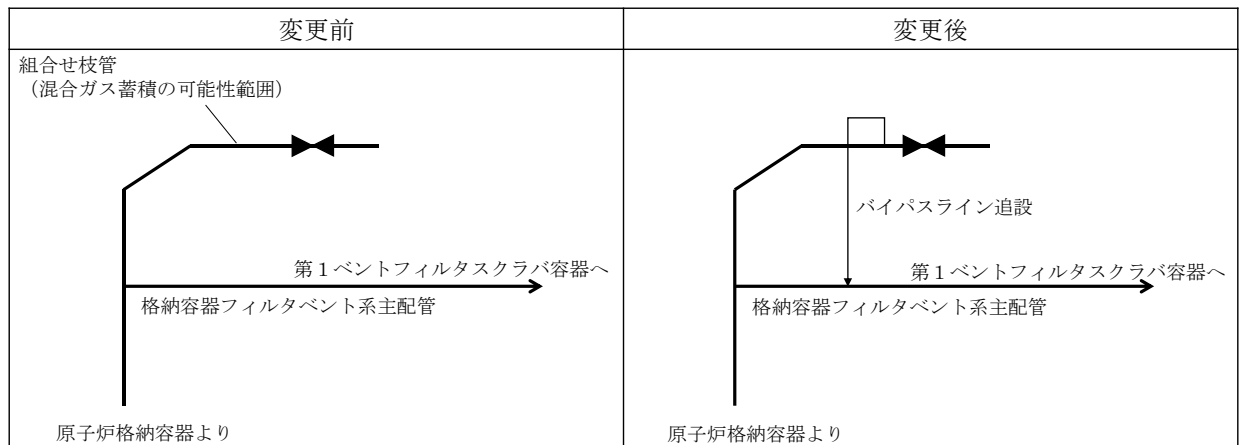


図1-4 枝管へのパイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）

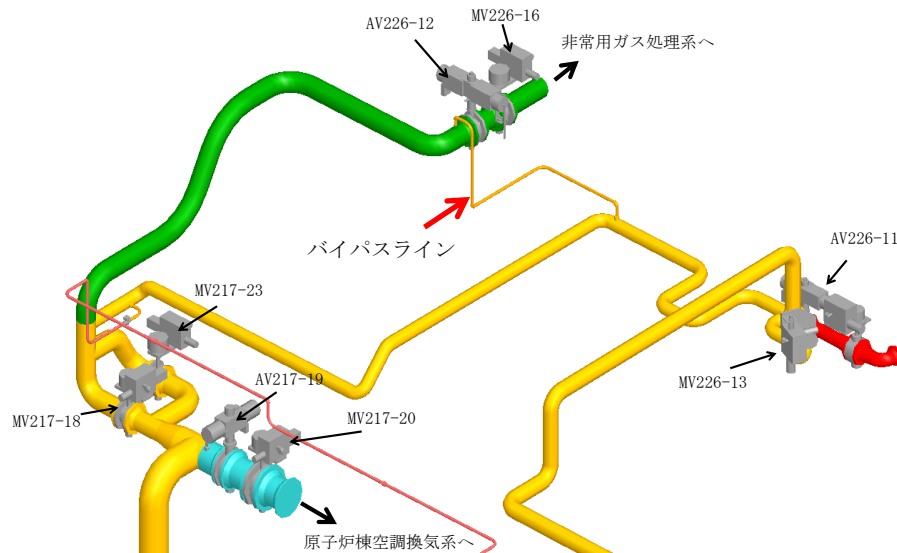
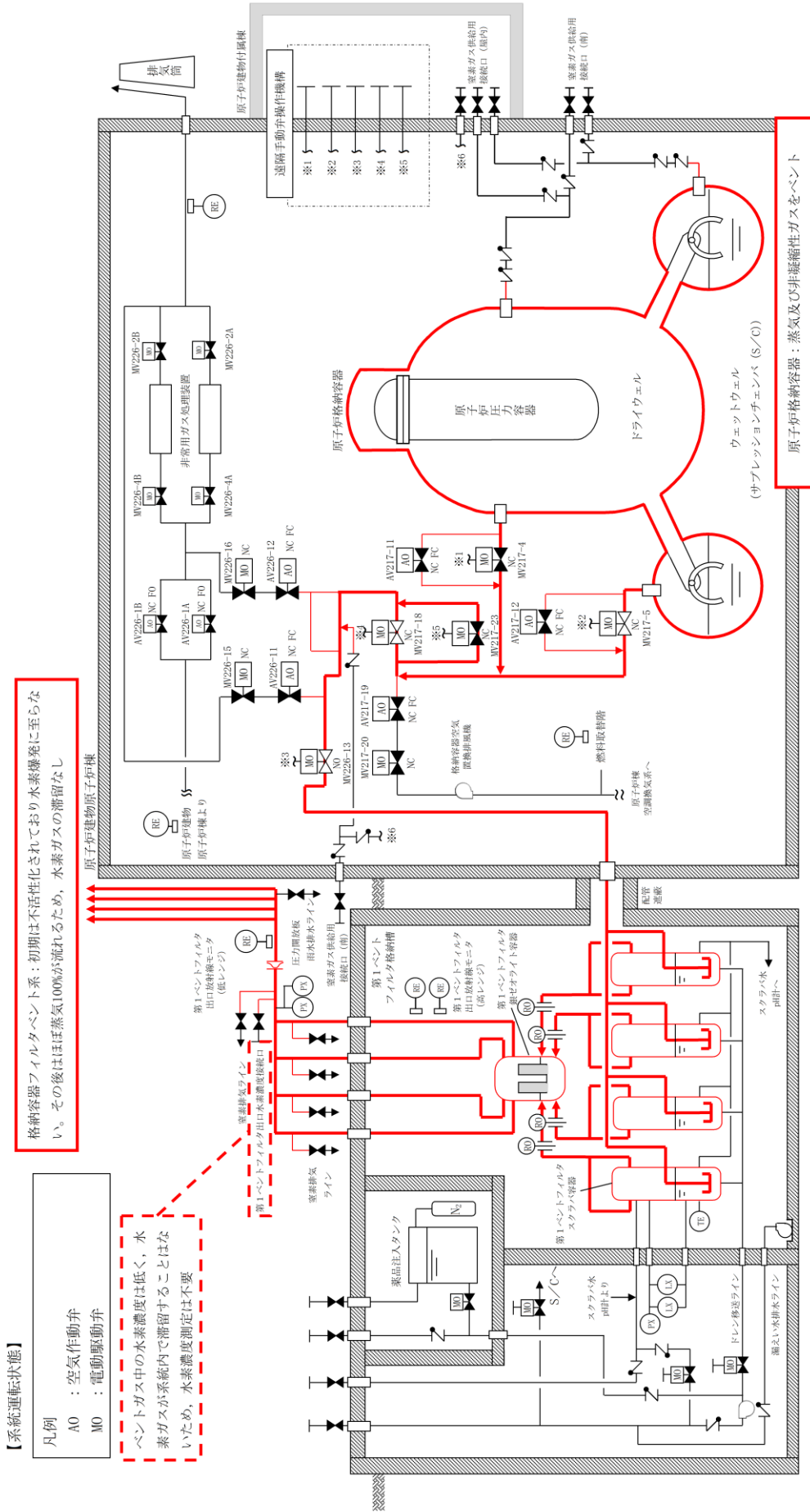


図1-5 追設するパイパスラインの鳥瞰図

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（格納容器酸素濃度（S A））の概要図を図1-7に、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガス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ガスに加え、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ガス及び酸素ガスについても考慮している。



注：系統構成は、ウェットウエルベント時の状態を示す。

図1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）

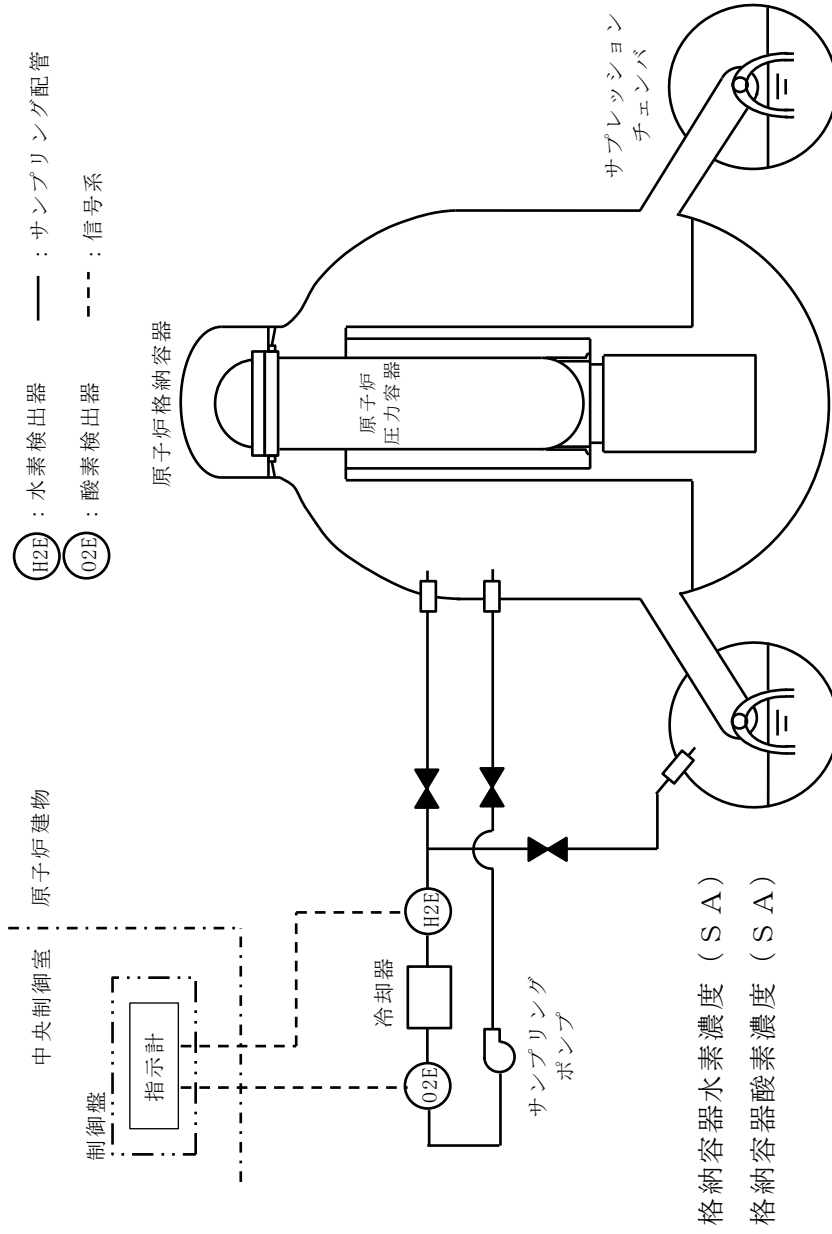


図1-7 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））に関する系統概要図

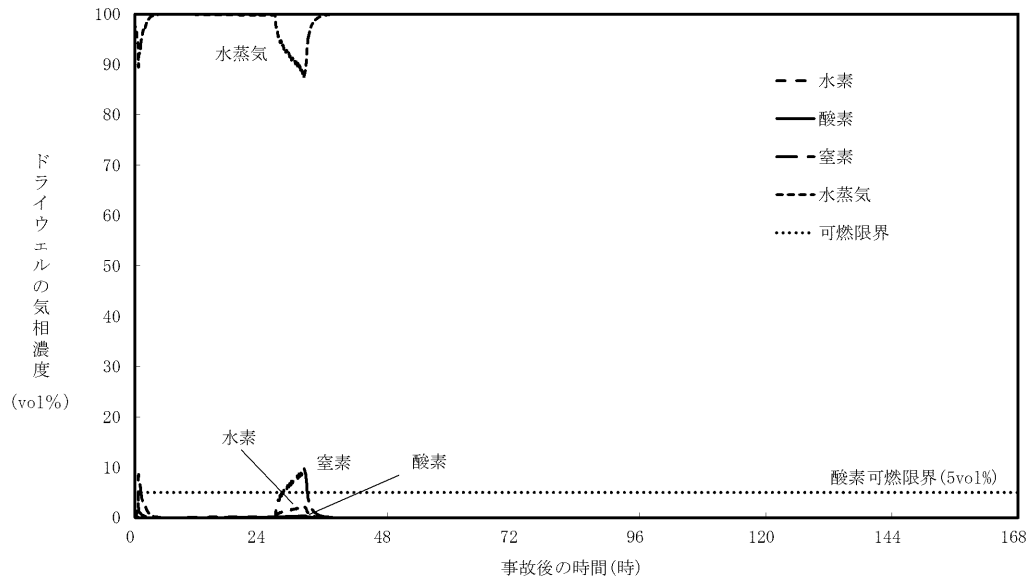


図1-8 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

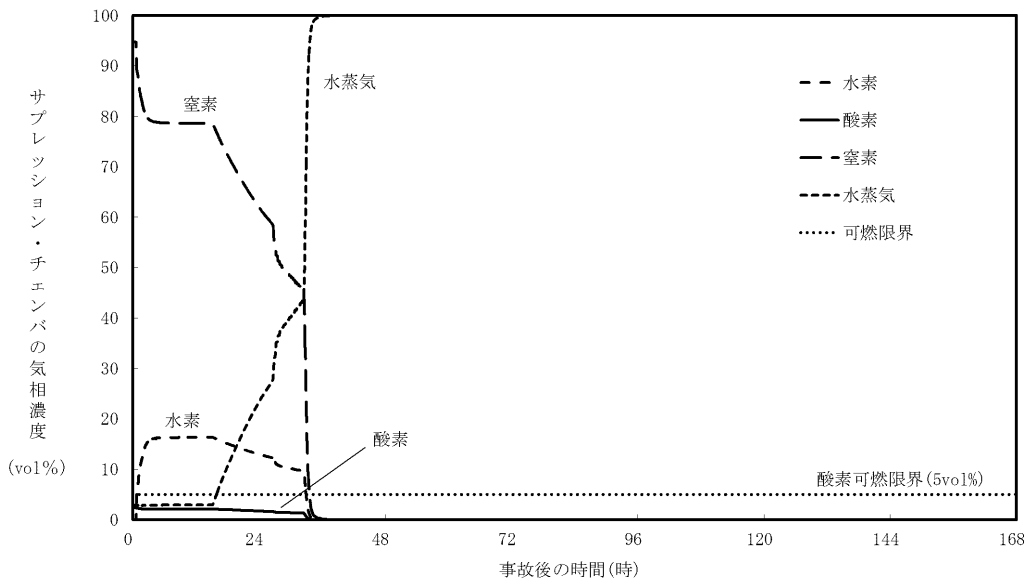


図1-9 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

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. 事故収束状態

(a) 水素爆発防止対策

ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生するため、ベント停止前には可搬式窒素供給装置により窒素ガスを供給し、ベント停止後も連続的に窒素ガスを供給することで、系統のパーージを継続し、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素パーージが確実に実施されていることを確認するため、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度により水素濃度を測定し、監視する。

(c) 系統内の水素濃度の評価

イ. ベント停止前

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、原子炉格納容器内における水素発生量と窒素供給量の割合から求められ、以下のとおり水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるMAAP解析結果より、約 $1.3\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。
- ・原子炉格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素供給量は $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) \times 100 = 1.3\text{vol}\%$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における蒸気発生量は、事故発生30日後においても約 $\square\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

ロ. ベント停止後

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、スクラビング水の放射線分解による水素ガス発生量と窒素ガス供給量、同時に発生する蒸気発生量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は $4\text{vol}\%$ 未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である 370kW を想定する。
- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、水素発生量のG値は \square とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合 \square とする。
- ・窒素供給量は $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ とする。
- ・ $1\text{eV} = 1.602 \times 10^{-19} \text{ (J)}$ ，アボガドロ数は 6.022×10^{23}

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

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

$$= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square$$

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

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

$$= \square \text{ vol}\%$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のスクラビング水の放射線分解によって発生する水素濃度については、第1ベントフィルタスクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から求められ、以下のとおり、水素濃度は4vol%未満となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である370kWを想定する。
- ・スクラビング水は未飽和を想定し、水素発生量のG値は□とする。
- ・放射線吸収割合は□とする。
- ・窒素供給量は100m³/h[normal]とする。
- ・1eV=1.602×10⁻¹⁹ (J)，アボガドロ数は6.022×10²³

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

$$= 0.37 \times 10^6 \times \square / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \square$$

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

$$\text{○水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) \times 100 = \square \text{ vol}\%$$

(d) 排水設備（自主対策設備）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

ベント停止後は、図1-10に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラビング水を移送する際には、ドレン移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサブ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ガス供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって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。

なお、系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積すべての空気量がサブプレッションチェンバへ

移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³
酸素量（酸素濃度 21vol%で算出）	約 0.12m ³
サプレッションチェンバの空間容積	約 3190m ³ （サプレッションプール 水位が通常水位+約 1.3m を考慮）

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

以上より，排水後のサプレッションチェンバの酸素濃度は

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

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

$$\begin{aligned}
 (\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\
 &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\
 &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\text{vol}\%
 \end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気（酸素）が全てサプレッションチェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.01vol%未満であり，酸素の可燃限界濃度である 5vol%に対して非常に小さいことから問題ない。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-11及び図1-12に示す。

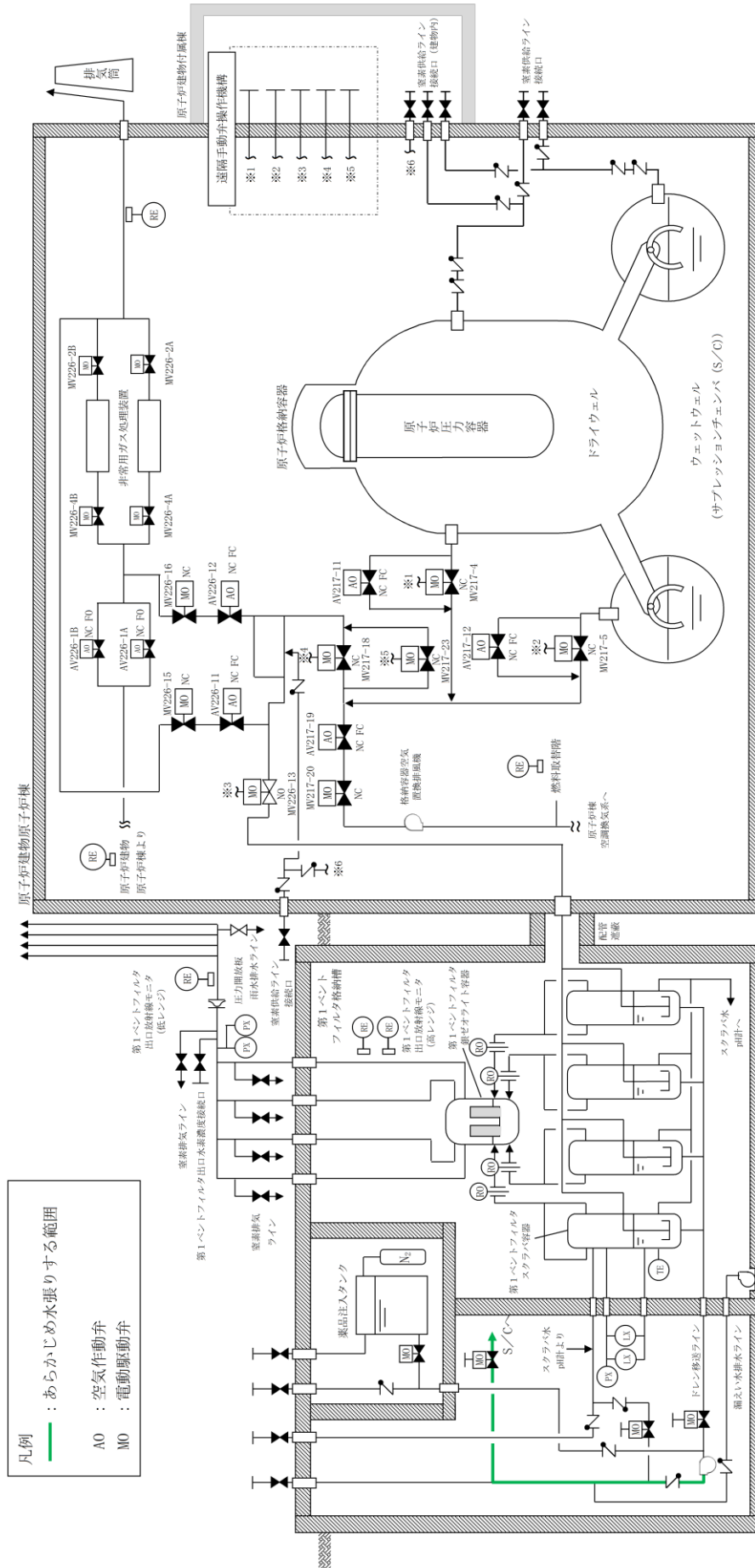
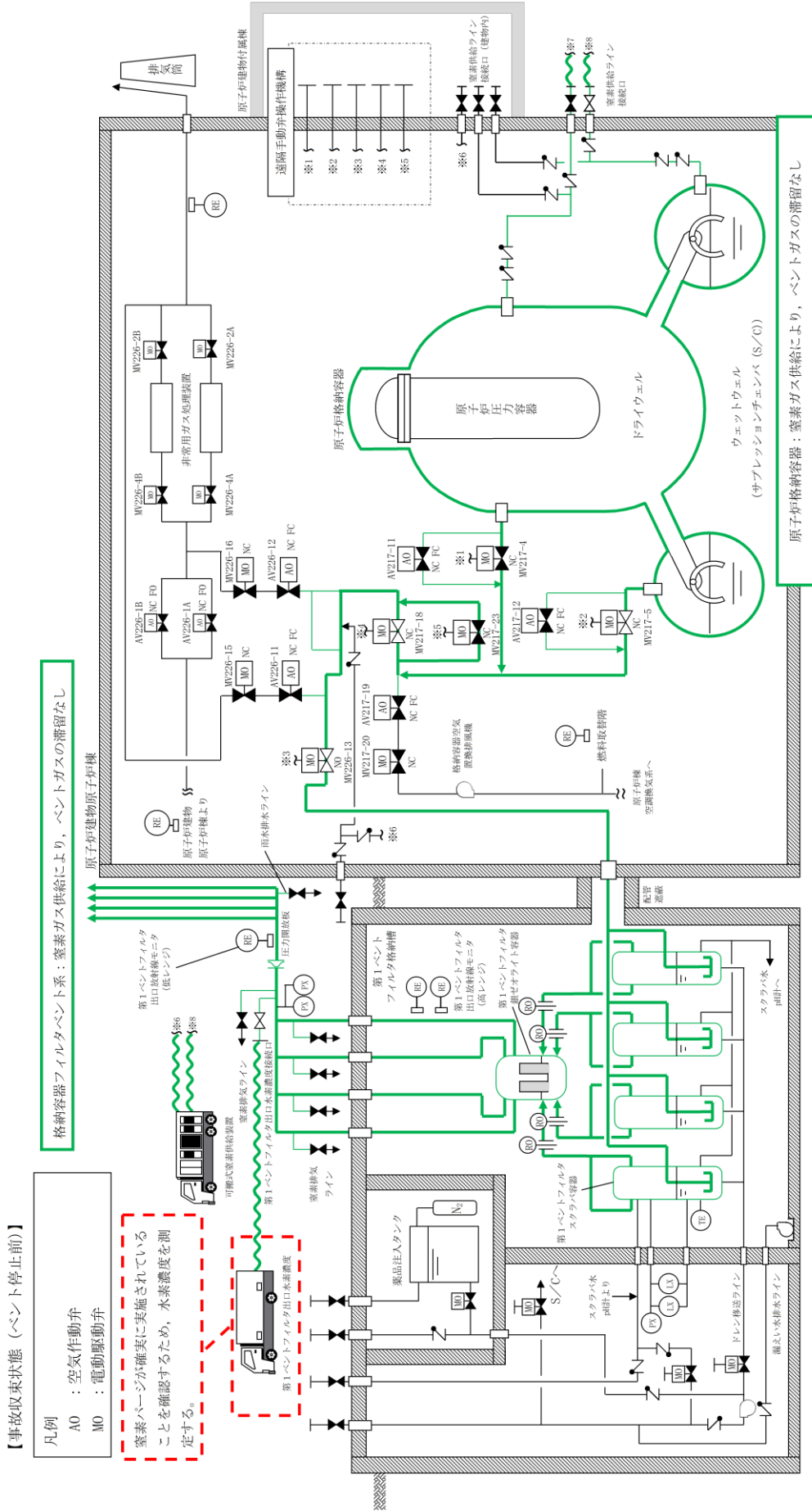


図 1-10 ドレン移送ライン水張り範囲系統図



注：系統構成は、ウェットウエルベント後のサブプレッションチェンバへの窒素ガス供給時の状態を示す。

図1-11 水素爆発防止対策（事故収束状態（ベント停止前））

2. 第1ベントフィルタ格納槽

第1ベントフィルタスクラバ容器は溶接構造とし、水素ガス等の漏えい防止を考慮した設計としており、水素ガス等の漏えいは発生しないが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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、ヘリウムリーク試験における石鹼水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しているものの、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、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又は第1ベントフィルタスクラバ容器内で発生した水素ガスが、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいし、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、第1ベントフィルタ格納槽内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 2.4×10^{-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、ベントの停止及びスクラビング水の移送による第1ベントフィルタ格納槽への水素漏えい防止、ハッチ及び遮蔽扉開放による第1ベントフィルタ格納槽の換気が実施できる。

以上のことから、第1ベントフィルタ格納槽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、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「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」とする。

また、当該シナリオでは、図2-1及び図2-2に示すとおり、ベント実施2時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気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2-1に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるベント実施前の最大水素濃度である20vol%（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、保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。なお、ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても20vol%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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験に基づき、保守的に427kPa [gage]、200°C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。

スクラビング水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、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されるため、考慮しない。

b. 第1ベントフィルタ格納槽の条件

第1ベントフィルタ格納槽の条件は、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（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器分除く）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。

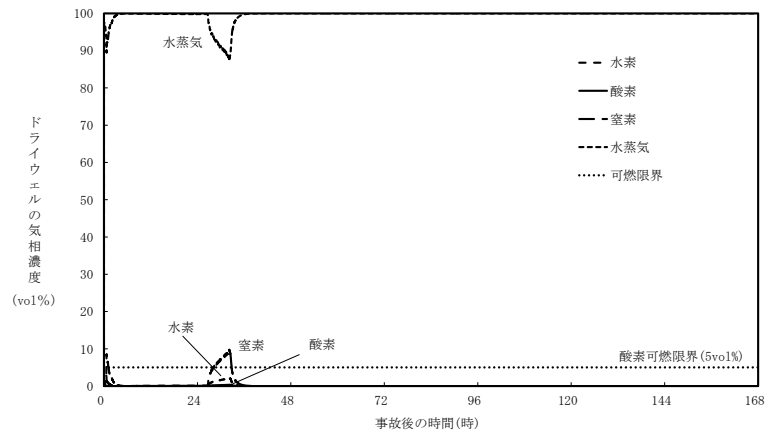


図2-1 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

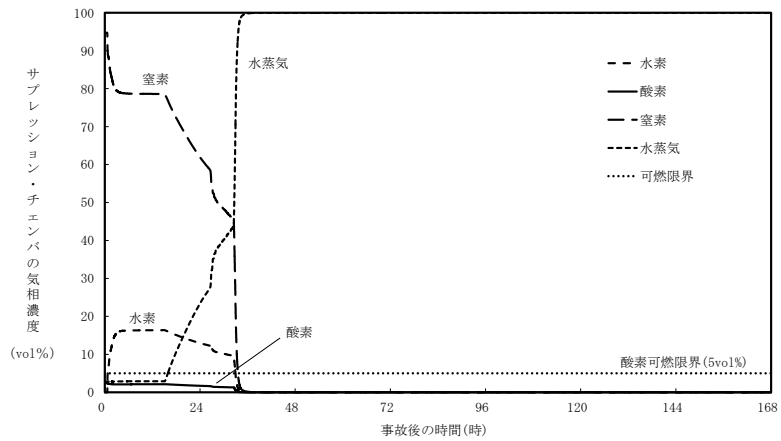


図2-2 「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」におけるサプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

表2-1 第1ベントフィルタ格納槽の水素濃度評価における評価条件

No	項目	条件	備考	
1	評価シナリオ	格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	炉心損傷を伴う事象のうち、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。	
2	漏えい条件	水素濃度	20vol%	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）	80vol%	保守的な条件として、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器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	保守的に7日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定
漏えい率	$1.68 \times 10^{-1} \text{mL/s}$ ($6.05 \times 10^{-4} \text{m}^3/\text{h}$)	ガスケット漏えい試験の検出限界値（427kPa, 200℃, 水素条件）を踏まえて設定		
3	第1ベントフィルタ格納槽の条件	空間容積	836m ³	躯体図から算出した空間容積（第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器除く）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%	
4	濃度算出条件	水素の密度	0.0899kg/m ³	標準状態の条件として設定
		窒素の密度	1.25kg/m ³	
		酸素の密度	1.43kg/m ³	
5	第1ベントフィルタ格納槽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	
6	スクラビング水の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	第1ベントフィルタスクラバ容器を通過する水素濃度20vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定	

c. 第1 ベントフィルタ格納槽への漏えい評価

第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器から第1 ベントフィルタ格納槽へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \cdots \cdots (2.1) \\ &= 6.05 \times 10^{-4} \times 0.2 \times 168 \\ &= \text{約} 2.0 \times 10^{-2} \text{m}^3 \end{aligned}$$

第1 ベントフィルタ格納槽内での水素濃度を評価するため、式(2.1)で得た結果をmol数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.2) \\ &= 0.0899 \times 2.0 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 0.9 \text{mol} \end{aligned}$$

次に、第1 ベントフィルタ格納槽側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.3) \\ &= 1.43 \times 836 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 7.8 \times 10^3 \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots (2.4) \\ &= 1.25 \times 836 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約} 2.9 \times 10^4 \text{mol} \end{aligned}$$

式(2.1)～式(2.4)の結果を踏まえ、第1 ベントフィルタ格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \times 100 \\ &\cdots \cdots \cdots (2.5) \\ &= 0.9 / (0.9 + 7.8 \times 10^3 + 2.9 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約} 2.4 \times 10^{-3} \text{vol}\% \end{aligned}$$

3. 可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、下記①において設定した窒素供給量で原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界に到達しないこと及び②において必要窒素供給量を上回ることを考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、原子炉格納容器内の酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4vol%（水素の可燃限界濃度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表3-1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

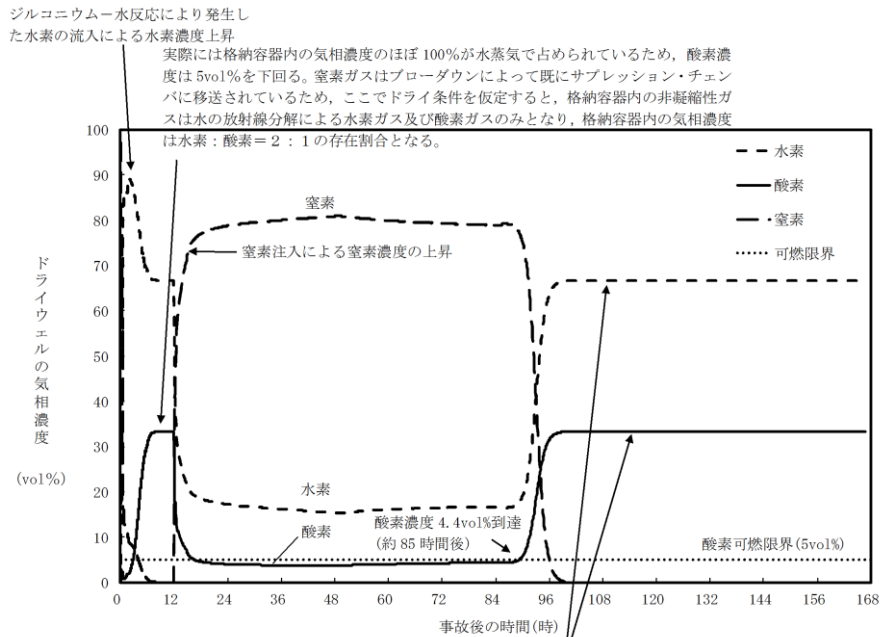
容 量	100m ³ /h [normal]
純 度	99.9vol%
供給圧力	0.6MPa [gage] 以上

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 原子炉格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

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

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相濃度の推移を図3-1及び図3-2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素ガス供給を開始し、100m³/h[normal]にて窒素ガス供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%に達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図3-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

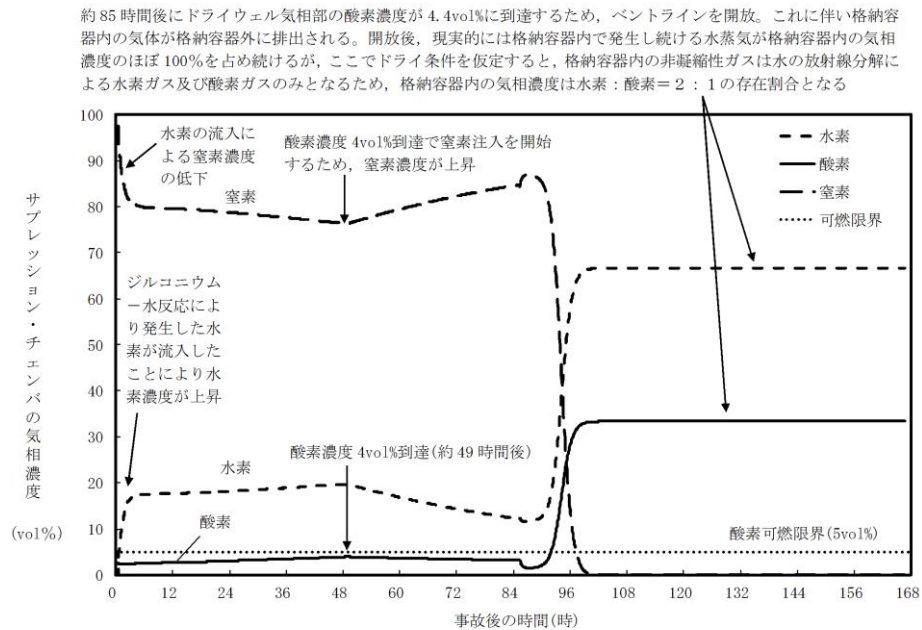


図3-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 格納容器フィルタベント系における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器内の水素発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

- ・水素発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3m³/h[normal]とする。
- ・酸素発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65m³/h[normal]とする。

$$\begin{aligned} \text{必要窒素供給量} &= (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) \div 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) \div 0.04 \\ &= 30.6 (\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]) \end{aligned}$$

可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素供給量に余裕を見込み、100m³/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。

なお、系統内の全空間容積は約202m³であり、窒素供給量100m³/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5vol%から1vol%まで低下させることが可能である。

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

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、格納容器の限界圧力である853kPa [gage]とする。
	427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力427kPa [gage]において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量（9.8kg/s（格納容器圧力427kPa [gage]において））とする。
第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量	370kW	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器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	300kg	想定される第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの量（約28kg）に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根原子力発電所第2号機の熱出力（2436MW）を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動S _s にて機能維持	格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備として設置するため、基準地震動S _s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を2.以降に示す。

2. 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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、原子炉格納容器内の圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である853kPa[gage]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。

そのため、格納容器フィルタベント系のうち、原子炉格納容器から流量制限オリフィスまでの範囲については、最高使用圧力を853kPa[gage]とする。また、流量制限オリフィスから放出口までの範囲については、格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。一方、最高使用温度については、有効性評価における格納容器温度の推移を踏まえ、原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が853kPa[gage]のときに、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の系統各部の圧力の評価結果を、図2-1に示す。格納容器フィルタベント系の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、流量制限オリフィスの下流側では約 kPa[gage]となる。

また、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における格納容器圧力及び格納容器温度の推移は図2-2及び図2-3に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内の圧力及び雰囲気温度は853kPa[gage]及び200℃以下となる。そのため、格納容器フィルタベント系使用時の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

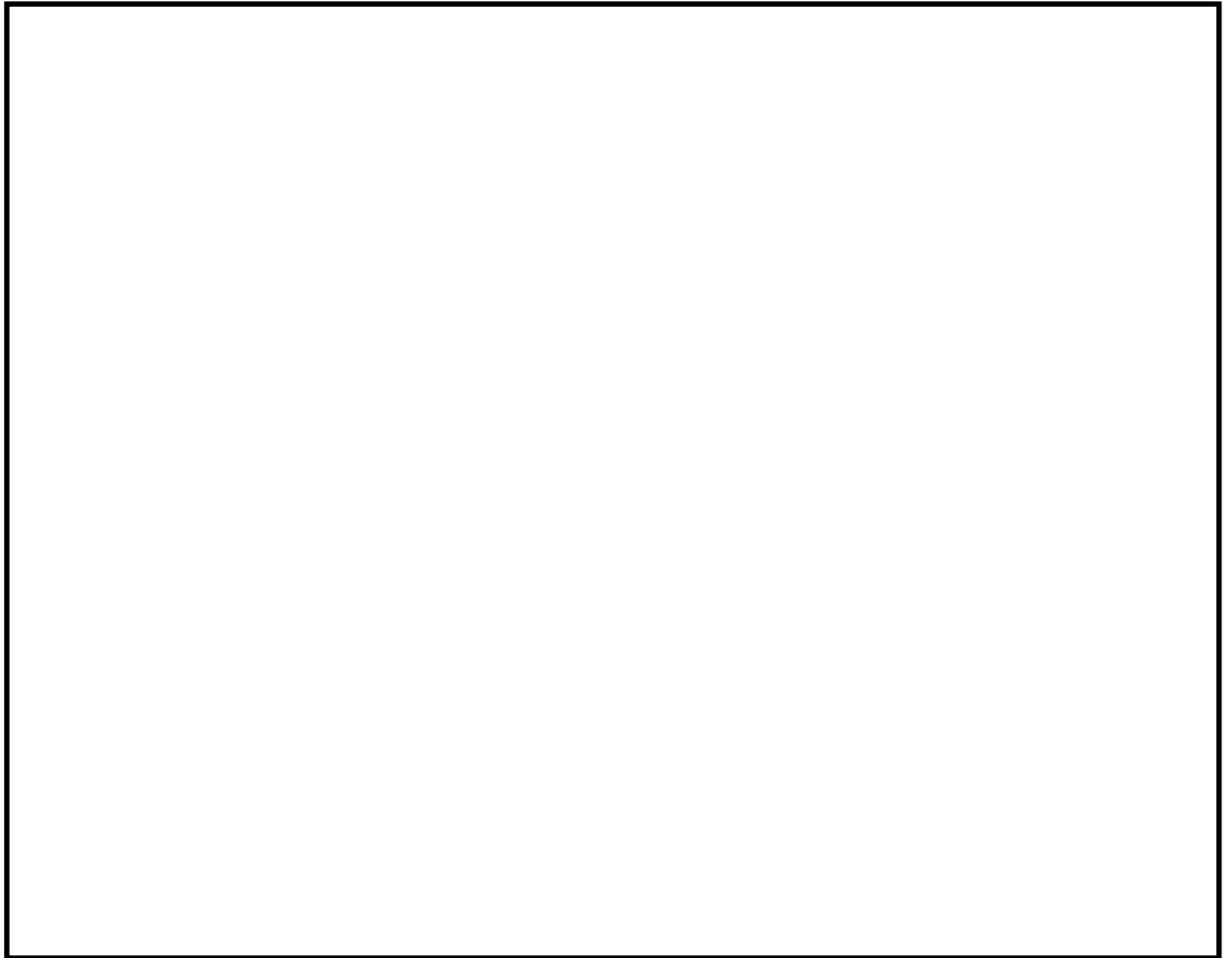


図2-1 格納容器フィルタベント系 各部の圧力

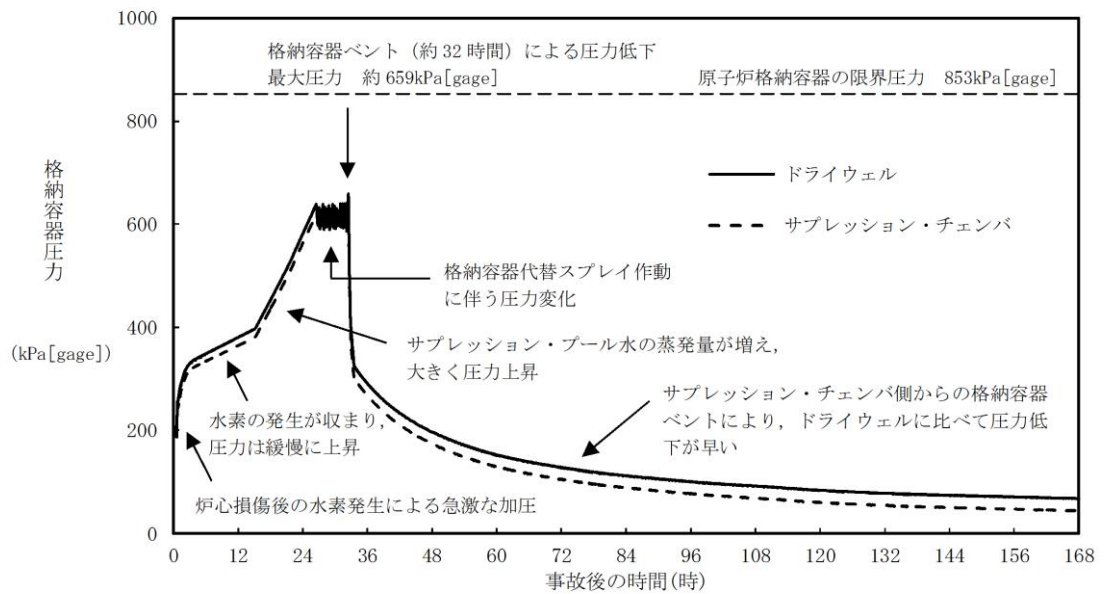


図2-2 「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時における格納容器圧力の推移

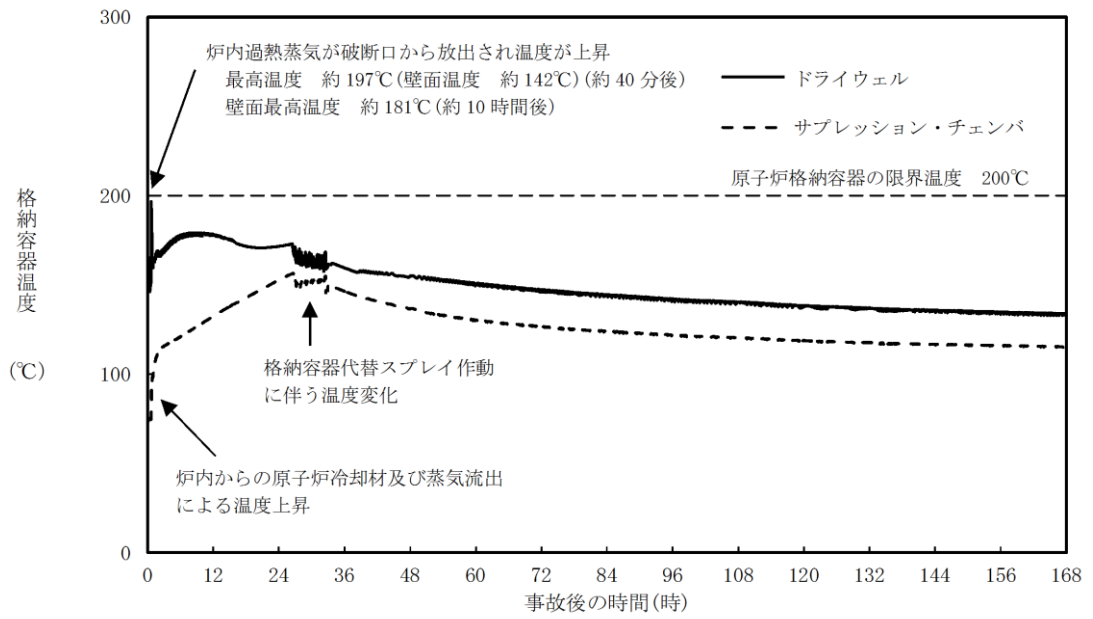


図2-3 「冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」時における格納容器温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量を、格納容器圧力427kPa [gage]（原子炉格納容器の最高使用圧力（1Pd））において排出できるよう、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) 系統流量の算出

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ものと評価とし、サプレッションチェンバ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チェンバ等による凝縮を考慮せず、系統流量として取り扱うこととする。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \dots\dots\dots (3.1)$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)

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

h_w : 60℃*における飽和水の比エンタルピ (251.15kJ/kg)

注記* : 原子炉格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度（重大事故等対処設備として期待する水源（最大35℃）を包含する値）

以上より、保守的に切り上げた9.8kg/sを格納容器圧力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される。

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

4. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量

格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する崩壊熱である370kWに設定している。

NUREG-1465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第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するFPによる崩壊熱を評価する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。

【第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量】

= 【①ベント実施時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FPの原子炉格納容器への放出割合】

÷ 【③原子炉格納容器内のDF】

× 【④第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】

① ベント実施時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で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4-1)

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DF10*とする。

注記*：事象発生から約32時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後のMAAP解析における感度解析の結果からDF10000程度であることを確認しており、DF10としている発熱量評価の設定は保守的である。

④ 第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、第1ベントフィルタスクラバ容器に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba及びSrを想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする。(表4-2)

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、第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW (2436MW×0.015%) と設定する。

第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及び第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法設定に使用される。

表4-1 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*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogen (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

注記*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表4-2 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2~3時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogen (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*：希ガスは第1ベントフィルタスクラバ容器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格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルの重量を表5-1に示す。（参考）

表5-1 原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器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
格納容器過圧・過温破損モード （冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）	約0.0018kg	約3.5kg

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水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第1ベントフィルタスクラバ容器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、さらにそれらを上回る300kg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5-2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4-1、表5-2）

(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、DF10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5-2 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放 出割合 (-)	第1 ベントフィルタスク ラバ容器へ流入するエア ロゾル量* (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	2.8E+01

注記* : エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

《参考図書》

1. 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 Vol1, ORNL/TM-9217/V1

1. エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

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

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すM A A P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「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断L O C A）＋E C C S注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）」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原子炉格納容器下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、熔融炉心が原子炉格納容器下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

「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断L O C A）＋E C C S注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）」における格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表1-1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1-1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約3.5kgであるが、格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る300kgである。

表1-1 格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
ウェットウェルベント	約0.0018kg
ドライウェルベント	約3.5kg

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

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、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、第1ベントフィルタスクラバ容器の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

流量制限オリフィスについては、原子炉格納容器の最高使用圧力（427kPa[gage]（1Pd））において、原子炉定格熱出力の1%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、格納容器圧力1Pdで必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力2Pdによるベントの場合においても必要量は排出できる。

- 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。

ここで、

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

2. 流量制限オリフィス以外の圧力損失

流量制限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) 第1ベントフィルタスクラバ容器

第1ベントフィルタスクラバ容器の圧力損失は、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、

(3) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の圧力損失は、試験結果に基づき kPa (1Pd時) とする。

表1-1 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	各部圧力損失 (kPa)						質量流量 (kg/s) (相対比) *1	体積流量 (m ³ /s) (相対比) *1
	第1ベント フィルタ スクラバ容器 入口側配管	第1ベント フィルタ スクラバ容器	第1ベント フィルタ スクラバ容器 出口側配管	流量制限 オリフィス	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト 容器	第1ベント フィルタ 銀ゼオライト容器 出口側配管		
853*2 (2Pd)								
427 (1Pd)								
100								

注記*1：格納容器圧力 1Pd の時の圧力を基準とした値

*2：格納容器圧力2Pdは853kPa[gage]であるが、機器設計上、格納容器圧力1Pd (427kPa[gage]) の2倍である854kPa[gage] (954kPa[abs]) までの範囲を確認しており、図1-1及び図1-2における954kPa[abs]の値を記載

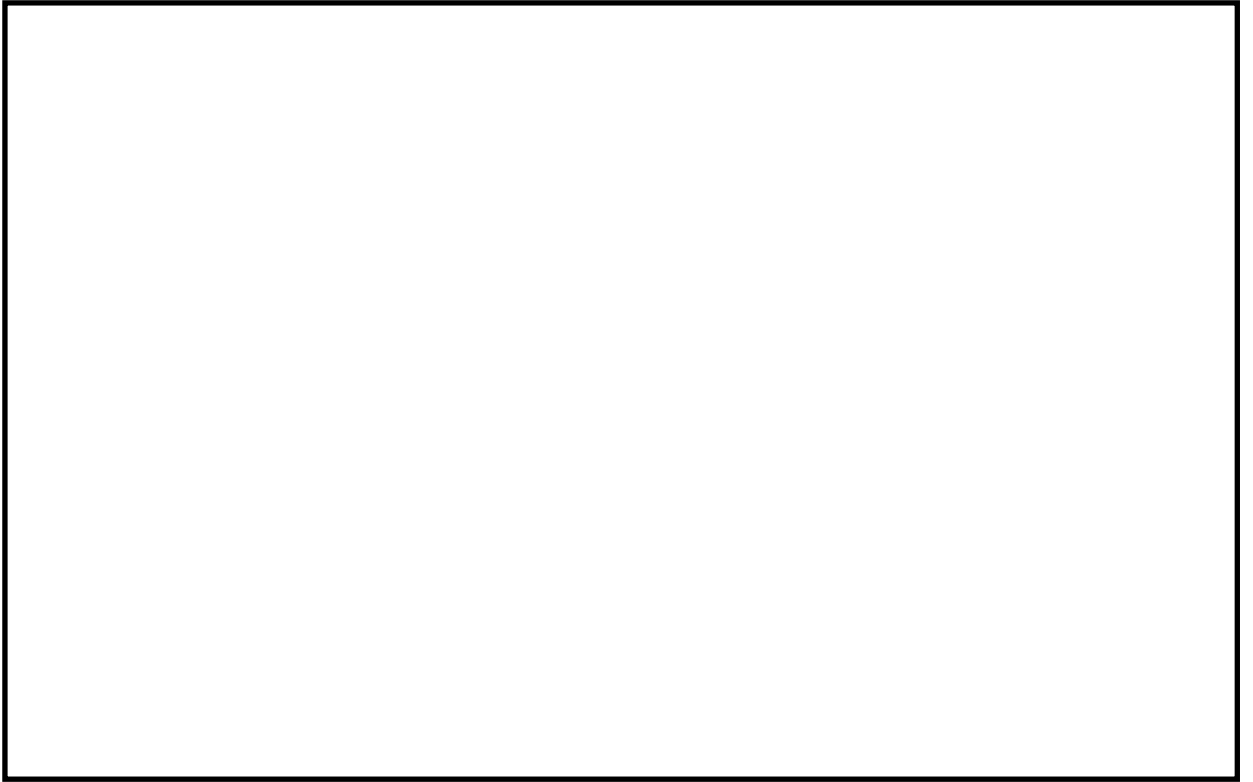


図1-1 圧力勾配概要

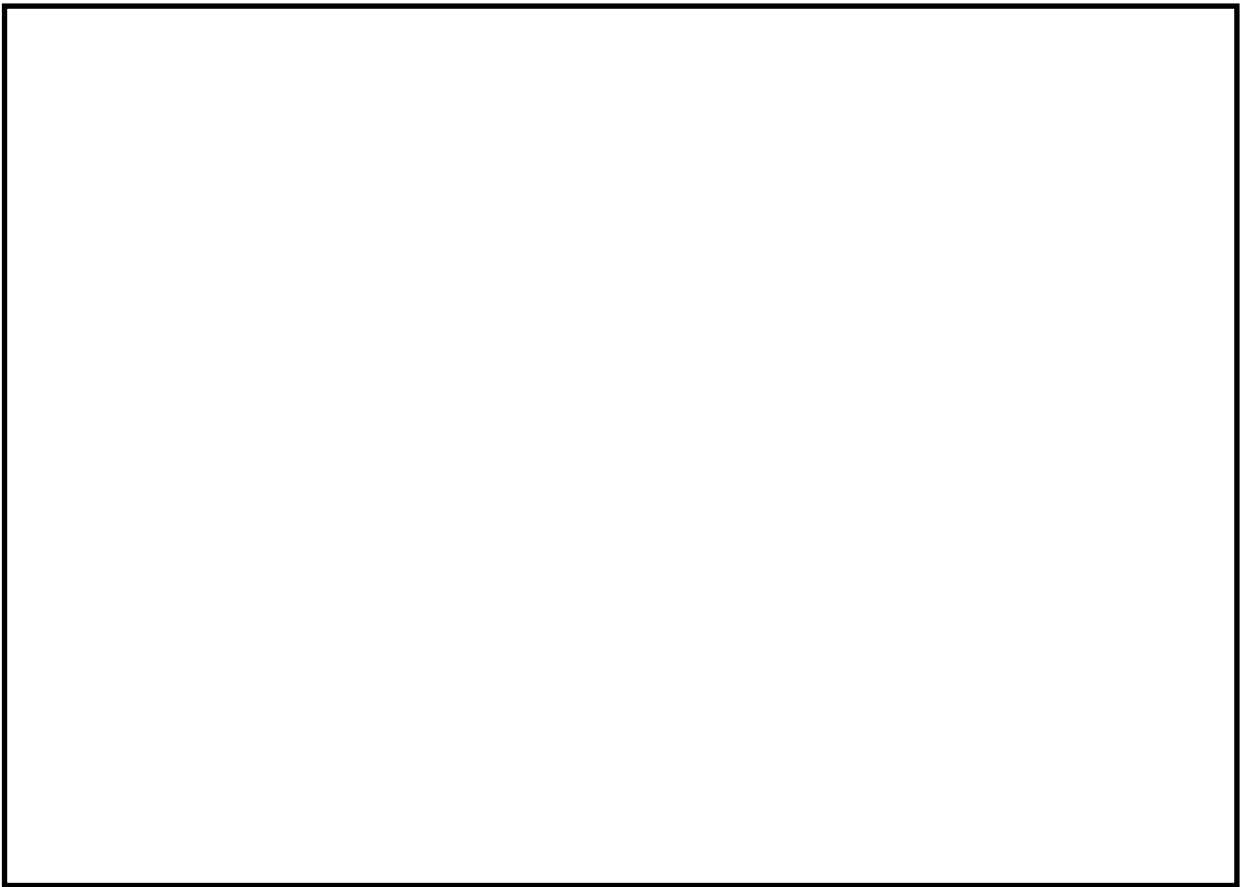


図1-2 格納容器フィルタベント系の流量特性

スクラビング水の水位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ビング水について、その水位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。

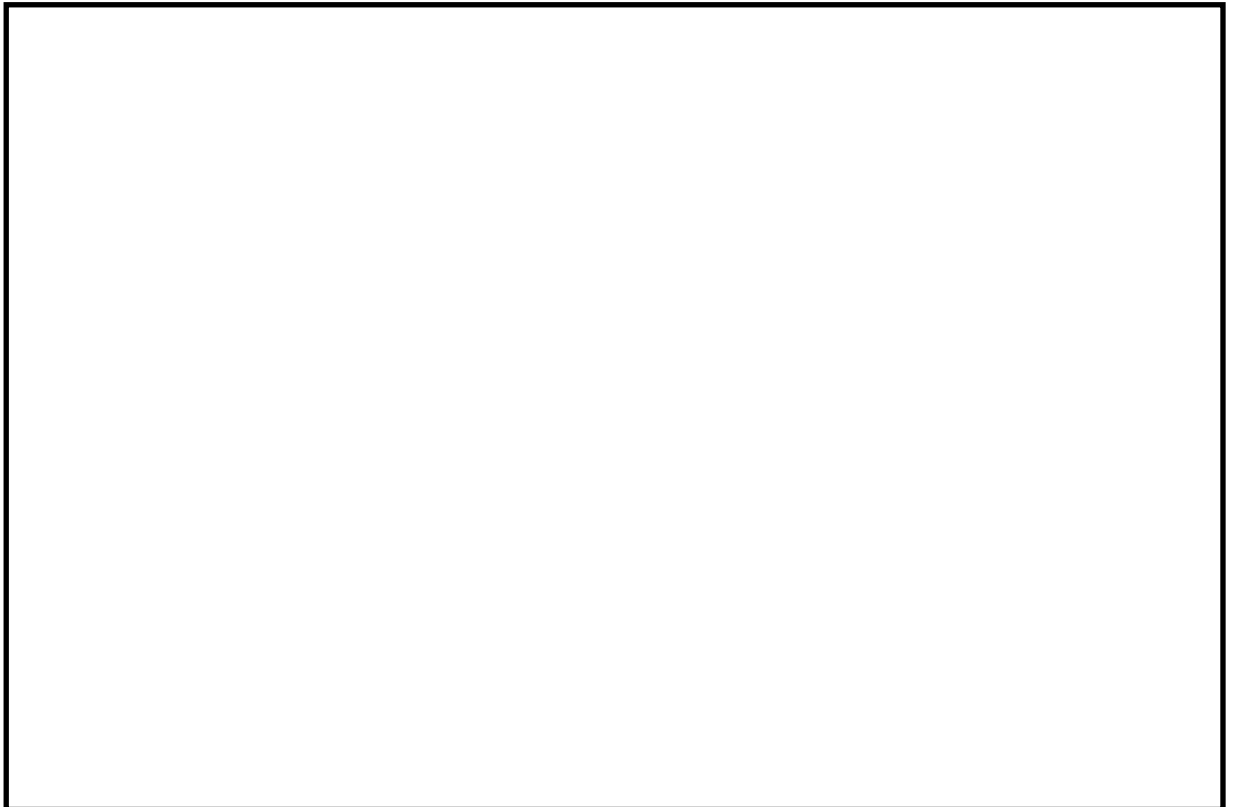
1. 保有水位の設定根拠

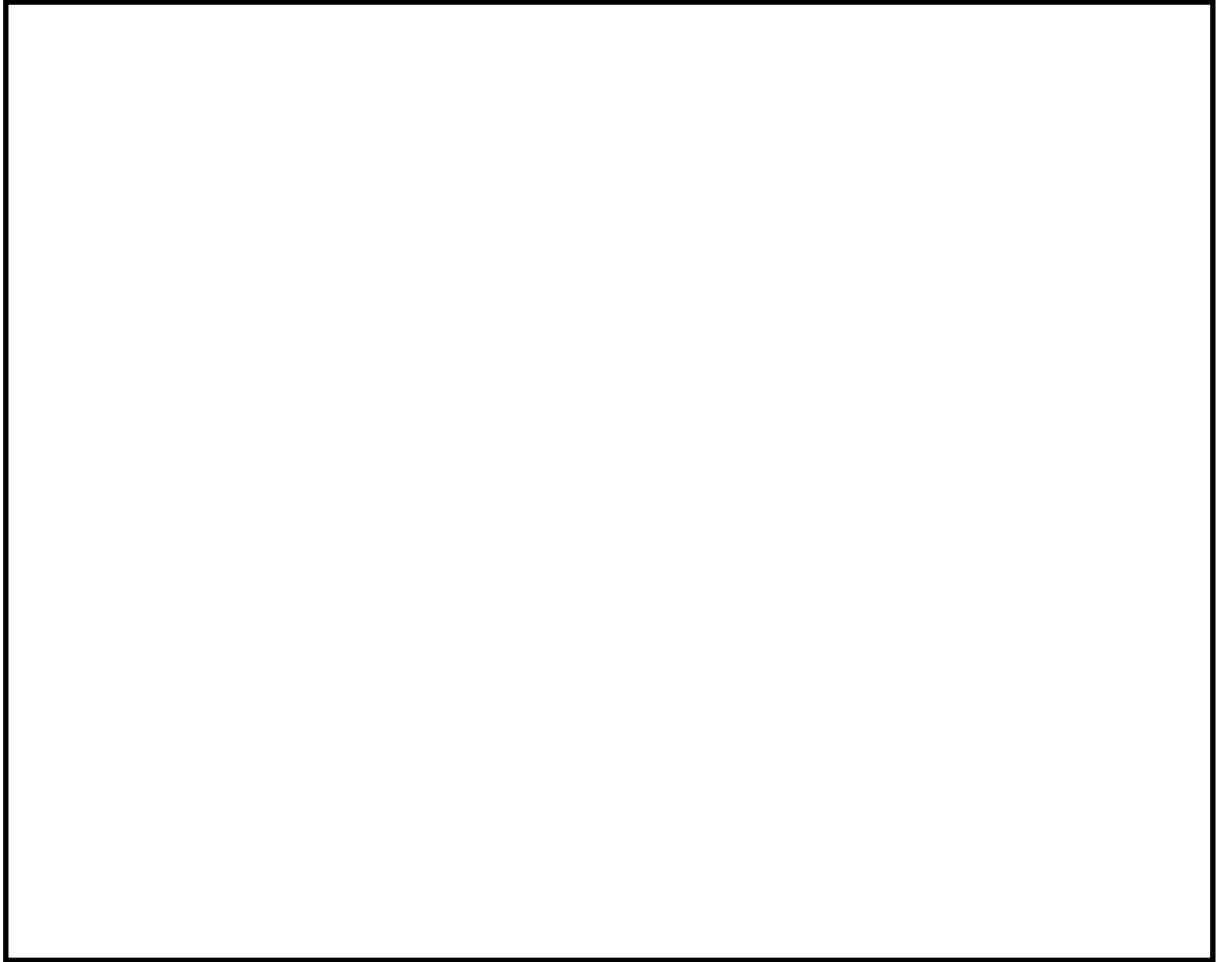
スクラビング水の初期水位（系統待機時）は、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる下限水位と、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属フィルタが水没しない上限水位を考慮して、管理値を1700mm～1900mmと設定している。

スクラビング水の水位の設定根拠を以下に示す。また、第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略を図1-1に示す。

1.1 管理値（水位高）について

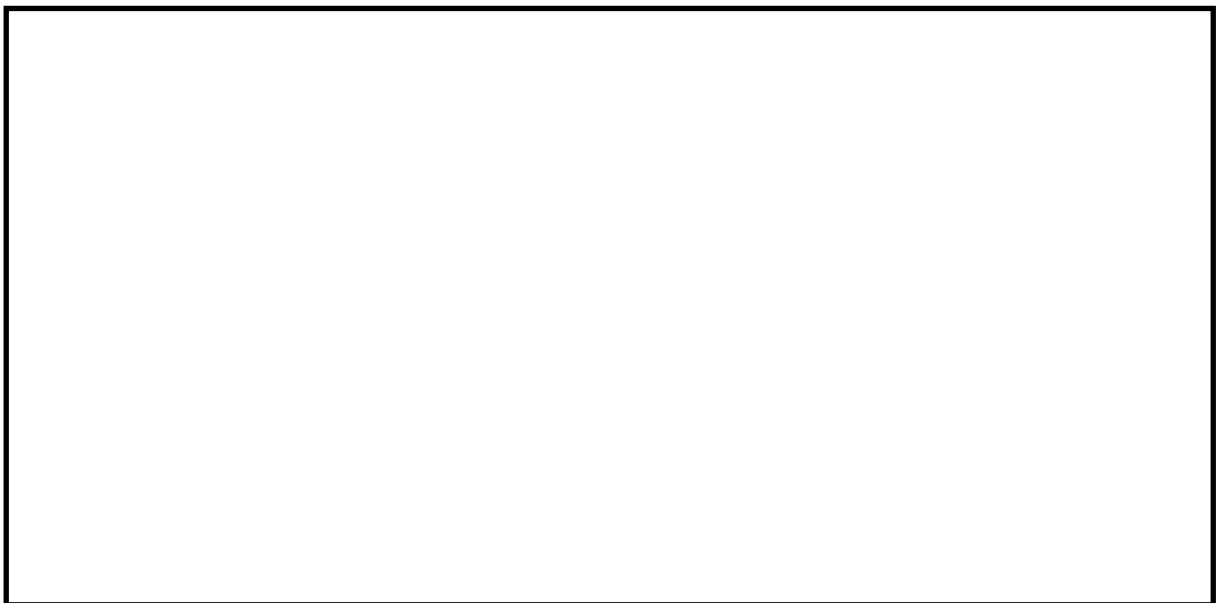
管理値（水位高）は、ベント開始初期における凝縮による水位上昇を考慮しても、上限水位に至らない水位として設定している。

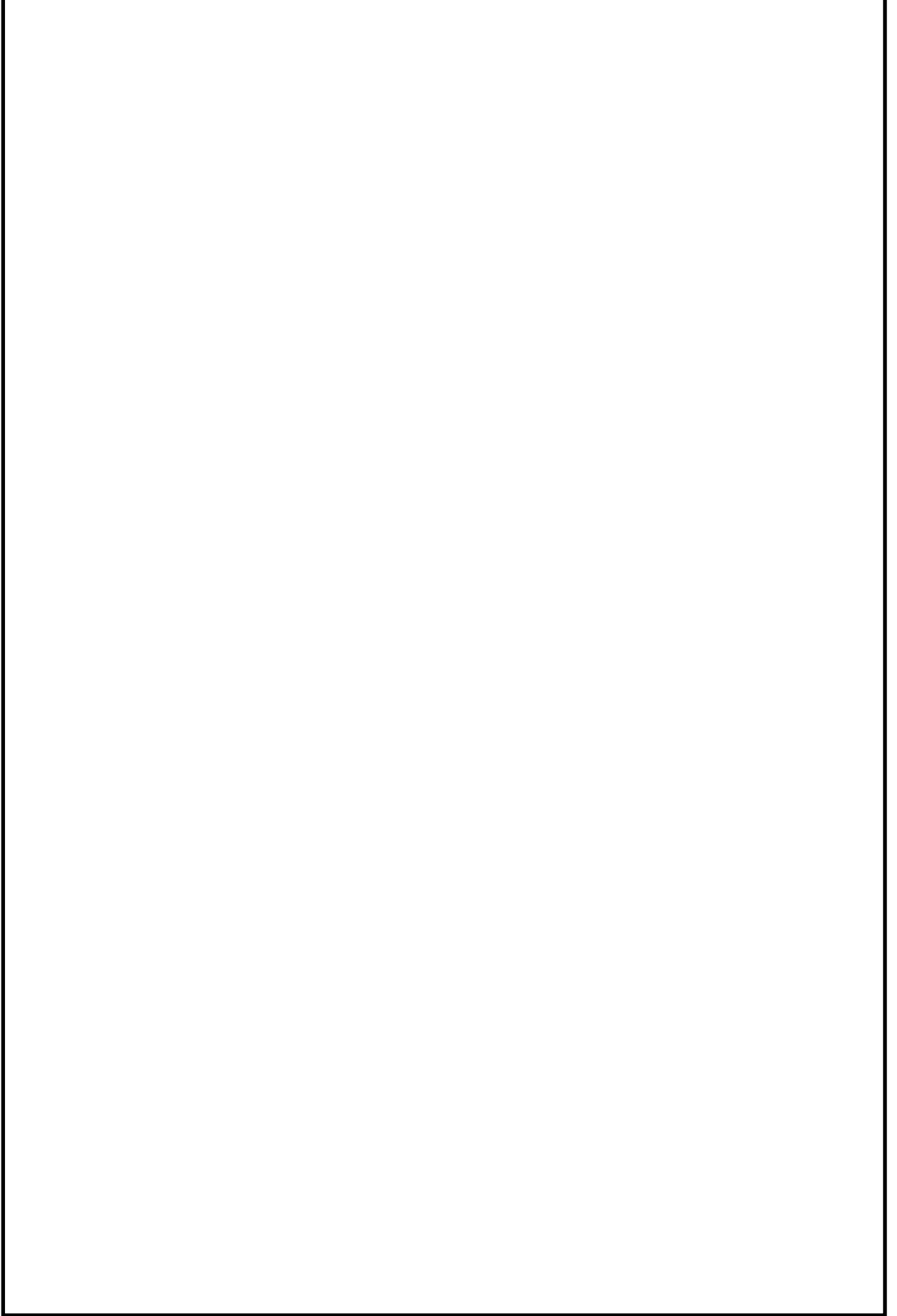




1.2 管理値（水位低）について

管理値（水位低）は、系統設計条件である第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量（370kW）における水位低下が24時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。





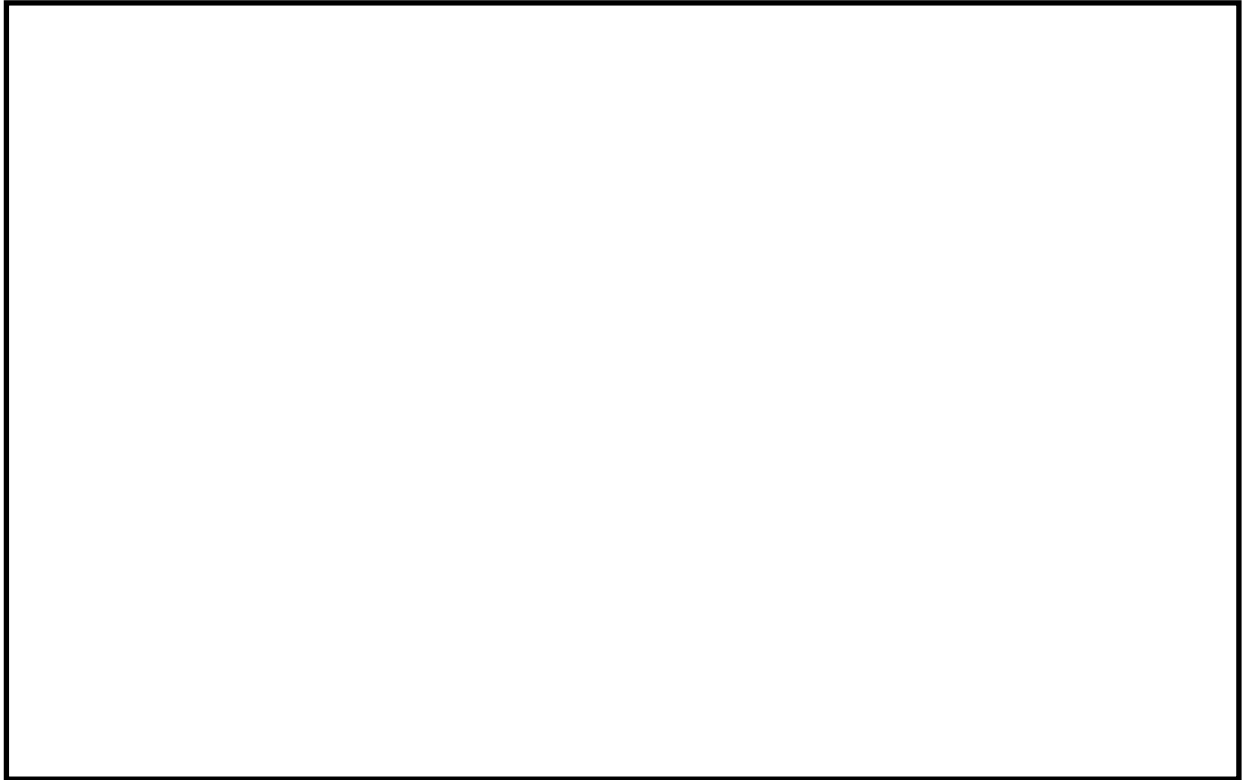


図1-1 第1ベントフィルタスクラバ容器水位の概略図

1.3 スクラビング水の補給期間について

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計条件に基づいているスクラビング水の初期水位（第1ベントフィルタスクラバ容器の寸法）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、スクラビング水の補給期間は、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、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における第1ベントフィルタスクラバ容器内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する。（表1-1）

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- a. 初期水位：
- b. 室温：25℃*¹（系統待機時），60℃*²（ベント実施中）
- c. ベント実施時の格納容器圧力：図1-2のとおり
- d. 第1ベントフィルタスクラバ容器内発熱量：kW*³（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失事象）
kW*³（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失事象（ドライウエルベント））

注記*1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。スクラビング水の蒸発量を多く見込むため、暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃に余裕を見込み、高めに設定した値

*2：室外温度（地中）を暖房用地中温度（空気調和ハンドブック）に余裕を見た値である18℃とした場合、第1ベントフィルタスクラバ容器他からの放熱による温度上昇を考慮した室内の平衡温度は約58℃となり、その値に余裕を見込み、高めに設定した値
室内の平衡温度 T_r は次式により算出している。

$$q = \sum K \times A (T_r - T_o)$$

q : 第1ベントフィルタスクラバ容器他発熱量 (W)

K : 熱通過率 (W/ (m²・℃))

A : 第1ベントフィルタ格納槽面積 (m²)

T_r : 室内平衡温度 (℃)

T_o : 室外温度 (℃)

*3：32時間ベントの解析結果にNUREG補正した原子炉格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量

(2) 評価結果

スクラビング水位挙動を図1-3に示す。ベント実施中のスクラビング水の水位は上限水位、下限水位に至らず、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1-1 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設計条件 【第1ベントフィルタスクラバ容器寸法】	運用 【水補給の運用評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格出力の1%相当の時間】	32時間後* 【有効性評価結果より】
第1ベントフィルタ スクラバ容器内発熱量	370kW 【ベント時間：2時間～3時間後ベース】	<input type="text"/> kW <input type="text"/> kW 【ベント時間：32時間ベース】

注記*：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間32時間ベース

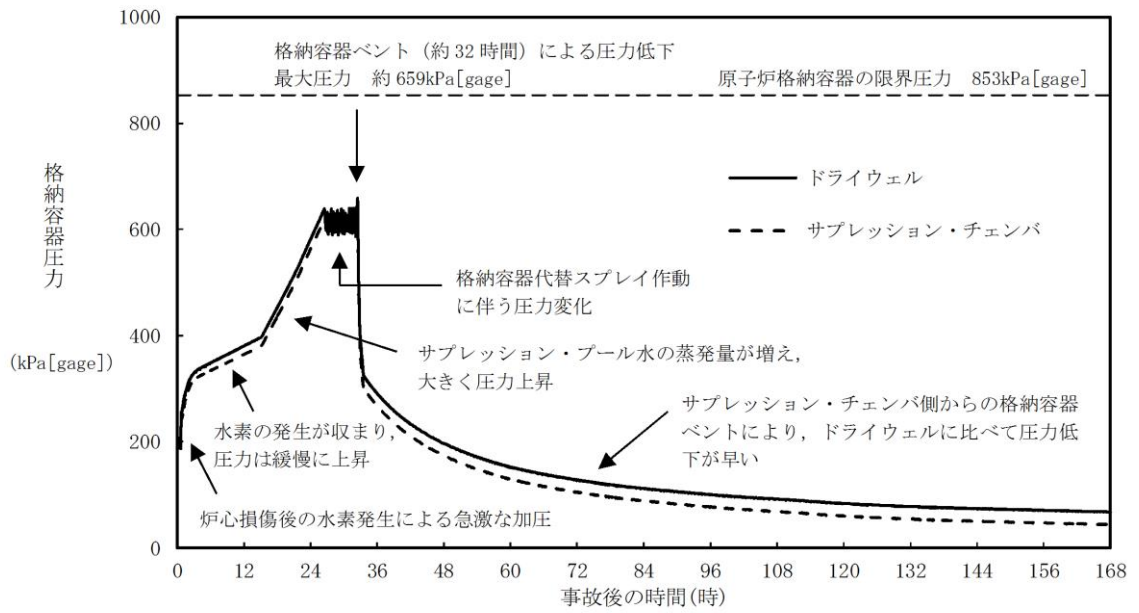


図1-2 ベント実施中の格納容器圧力推移

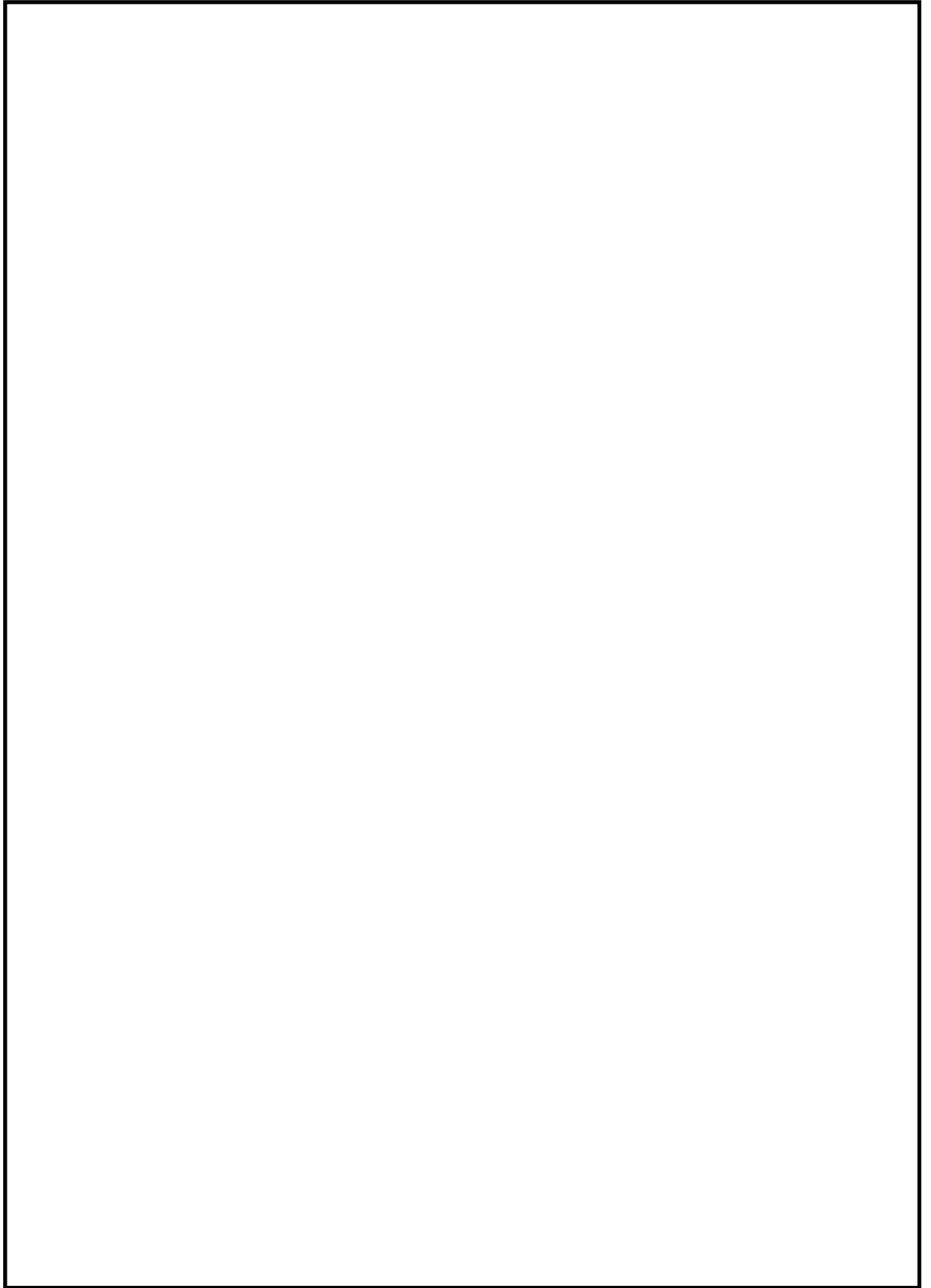


図1-3 スクラビング水位挙動（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）

2. スクラビング水の健全性

2.1 スクラビング水のpH

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・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）等の酸として放出され、ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水）に移行するため、pHが低下する可能性がある。また、第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する凝縮水による希釈により、pHが低下する。

これに対して、スクラビング水は、系統待機時において重大事故等時に第1ベントフィルタスクラバ容器に流入する可能性がある酸の量及び凝縮水による希釈に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施後のドレン移送操作を実施するまでの間、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、スクラビング水のpHについては、pHが規定の値以上となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 原子炉格納容器内から第1ベントフィルタスクラバ容器に移行する酸性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する主な酸性物質については、NUREG/C R-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）、サプレッションプール水溶存窒素、原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、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、硝酸の発生源となる可能性がある。原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質を発生源ごとに表2-1に示す。

表2-1 主な酸性物質

発生源	酸性物質
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）
サプレッションプール水溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）
原子炉格納容器内布設ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器内コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）
原子炉格納容器内塗装	硝酸（HNO ₃ ）

これらのうち、原子炉格納容器内での発生量が多くなると考えられる原子炉格納容器内のケーブルから発生する塩化水素、サプレッションプール水で発生する硝酸及び原子炉格納容器下部コンクリートから発生する二酸化炭素に加え、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]について検討を行い、スクラビング水への酸性物質の流入量及び消費される塩基の量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブル及びサプレッションプール水の放射線分解による酸の発生量

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

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

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」において、ベント実施時（事象発生から32時間後）には約[][mol]、7日後（168時間後）には約[][mol]、60日後（1440時間後）には約[][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。

b. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の原子炉格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、原子炉格納容器下部に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、原子炉格納容器下部ケーブルの塩酸含有量約[]kgの全量が放出されるものとして、約[]mol（=[]g/36.5g/mol）の酸が発生すると評価した。

なお、原子炉格納容器下部のケーブル量は、保守的に原子炉格納容器下部に接続されるケーブルの全長（原子炉格納容器下部外も含む）を集計した。

c. 熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する二酸化炭素の発生量

熔融炉心・コンクリート相互作用発生時において、原子炉格納容器下部コンクリートから二酸化炭素が発生した場合、二酸化炭素は水中で水と結合し酸性物質である炭酸（ H_2CO_3 ）が生成される。

島根原子力発電所第2号機の事故進展解析においては、仮に熔融炉心・コンクリート相互作用により、原子炉格納容器下部のコンクリートが壁面で約13cm侵食した場合でも、

二酸化炭素の発生量は約1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol未満）であり、熔融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価している。このことから、スクラビング水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述の塩化水素の移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

d. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[]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、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、無機よう素の捕集により消費される[]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[]が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。

(スクラビング水に含まれる[]の量)

[]

([]の分解により消費される塩基の量)

[]

(2) 第1ベントフィルタスクラバ容器での塩基の消費量

(1)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水中に移行し、ベント実施時にはサプレッションプール水中に残留して第1ベントフィルタスクラバ容器には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【7日後の塩基の消費量（約[] [mol]）】

- ・放射線分解の酸性物質で消費される塩基の量：約[] [mol]
- ・ケーブルの熱分解の塩化水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性物質の量：約[] mol

【60日後（1440時間）の塩基の消費量（約[] [mol]）】

- ・放射線分解の酸性物質で消費される塩基の量：約[] [mol]
- ・ケーブルの熱分解の塩化水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) 水位変動によるスクラビング水の希釈について

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

は [] 倍に希釈される。

(4) スクラビング水のpH評価結果

第1ベントフィルタスクラバ容器は無機よう素 (I_2) を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 (約 [] [mol]) を考慮する。

第1ベントフィルタスクラバ容器においては、上記に更に余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位 (約 [] t) において [] wt% とすることとしている。

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

[]
となり、十分にアルカリ性を維持できる。

事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図2-1に示す。

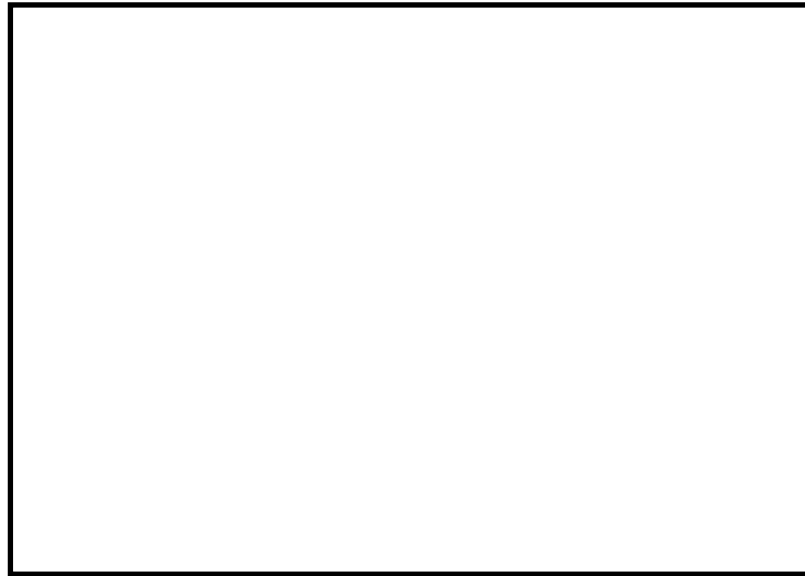


図2-1 事故後スクラビング水のpH挙動評価

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

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

[]
核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、原子炉格納容器壁面の塗料等

の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。

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

(5) 薬液の劣化・濃度均一性

第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水に添加する水酸化ナトリウムの水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図2-2のとおり示されている。図2-2より、スクラビング水の添加濃度である水酸化ナトリウム [wt%] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。第1ベントフィルタスクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の系統待機中に水酸化ナトリウムが析出することはない。

また、水酸化ナトリウムは非常に安定な化学種であり、格納容器フィルタベント系の系統待機中、第1ベントフィルタスクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素ガス雰囲気になされることから、格納容器フィルタベント系系統待機中において、薬液が変質することはない。

また、第1ベントフィルタスクラバ容器を使用すると、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、水酸化ナトリウムは均一に拡散されると考えられる。

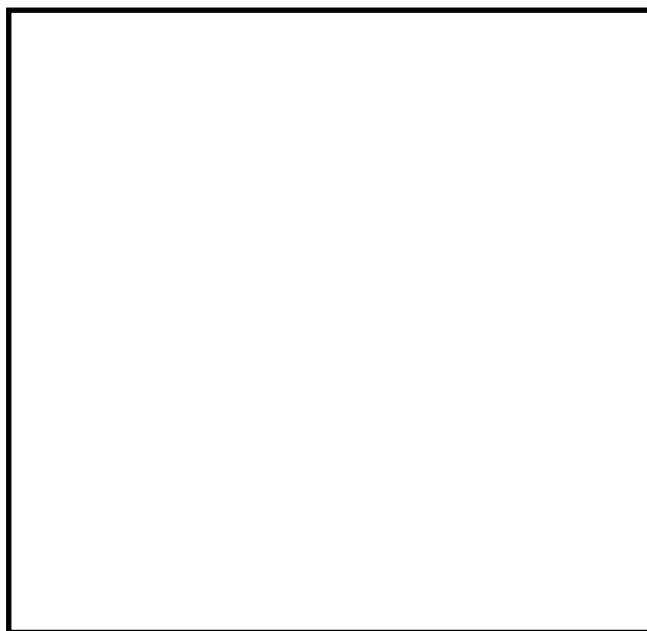


図2-2 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

(6) スクラビング水の管理について

(4)に記載したとおり，スクラビング水は系統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，スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ，スクラビング水の管理について以下に示す。なお，系統待機時の管理については，原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

- ・定期事業者検査時に水酸化ナトリウムの濃度が□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。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント実施中の管理

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

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において，第1ベントフィルタスクラバ容器に異常がないことを確認するため，スクラバ容器水位にて，スクラビング水の水位が確保されていること（第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

2.2 スクラビング水の粘性

ベント実施により原子炉格納容器から第1ベントフィルタスクラバ容器にエアロゾルが移行すると，スクラビング水の粘性は，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ビング水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ビング水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) 第1ベントフィルタスクラバ容器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実施により第1ベントフィルタスクラバ容器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，第1ベントフィルタスクラバ容器内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水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（EarlyIn-Vessel, LateIn-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ビング水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。

ベント実施後のスクラビング水には，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2-2に示す。

表2-2 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 ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造物	SiO ₂ 等	267.65	大半は不溶性
	合計	300	—

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水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 η [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。(参考図書3)

a. 可溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、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。

(参考図書4)

ベント実施後に第1ベントフィルタスクラバ容器に含まれる主な陽イオンにはNa⁺, K⁺, Cs⁺があり、陰イオンにはOH⁻, Cl⁻, Br⁻, I⁻, CO₃²⁻, HCO₃⁻, SO₄²⁻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Na⁺, 陰イオンはOH⁻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⁺, 陰イオンはI⁻であると考えられる。(参考図書3, 5)

このため、第1ベントフィルタスクラバ容器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水酸化ナトリウム (NaOH) 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は小さくなる。スクラビング水として低温 (粘性

率が高い) の 25°Cにおける可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化を図 2-3 及び図 2-4 に示す。

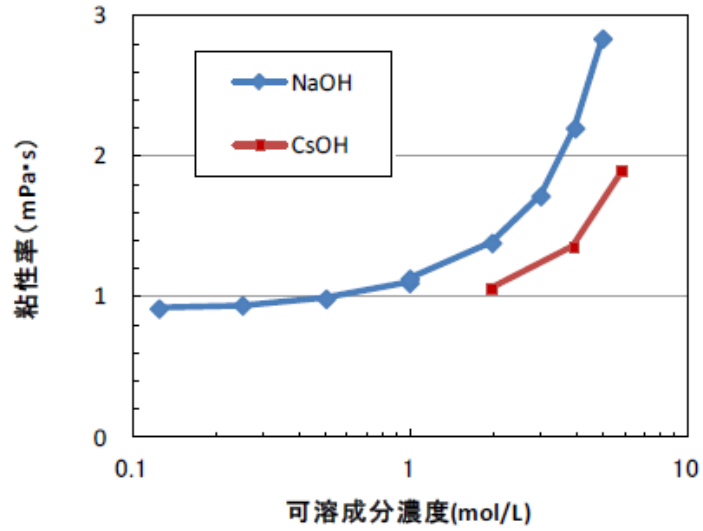


図2-3 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaOH : 参考図書3, 7, CsOH : 参考図書7)

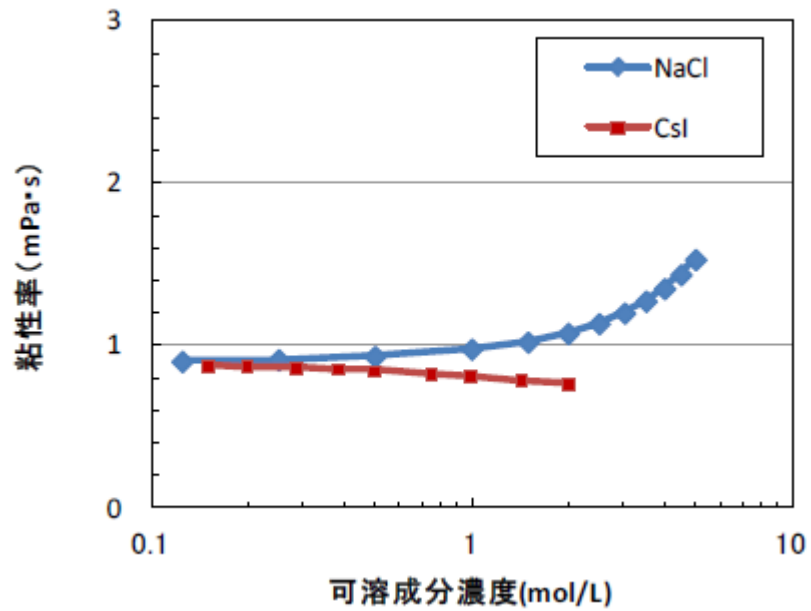


図2-4 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書8, CsI : 参考図書9)

スクラビング水に添加している化学薬剤の濃度は、通常水位（約 [] t）で水酸化ナトリウムが約 [] wt%， [] が約 [] wt%であり、下限水位（約 [] t）ではそれぞれ約 [] mol/L，約 [] mol/L に相当し、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [] mPa・sとなる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルが全てセシウム元素（300kg=約 2258mol）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（=（2258 + []） /（[]））となり、可溶性エアロゾルを全て水酸化ナトリウムとして評価すると下限水位におけるスクラビング水の粘性率は、図2-3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ビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水の粘性率に比べて、わずかに（約 [] mPa・s）大きくなると評価できる。

なお、JAVA試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、 [] wt%であり、これらのモル濃度はそれぞれ約 [] mol/Lとなることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、図2-3より約 [] mPa・sとなる。

b. 不溶性エアロゾルによる影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる（参考図書3）。

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

ここで

η : 懸濁粒子溶液の粘性率

η_0 : 分散溶媒の粘性率（25℃における水の粘性率0.8902mPa・s）

ϕ : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図2-5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）。

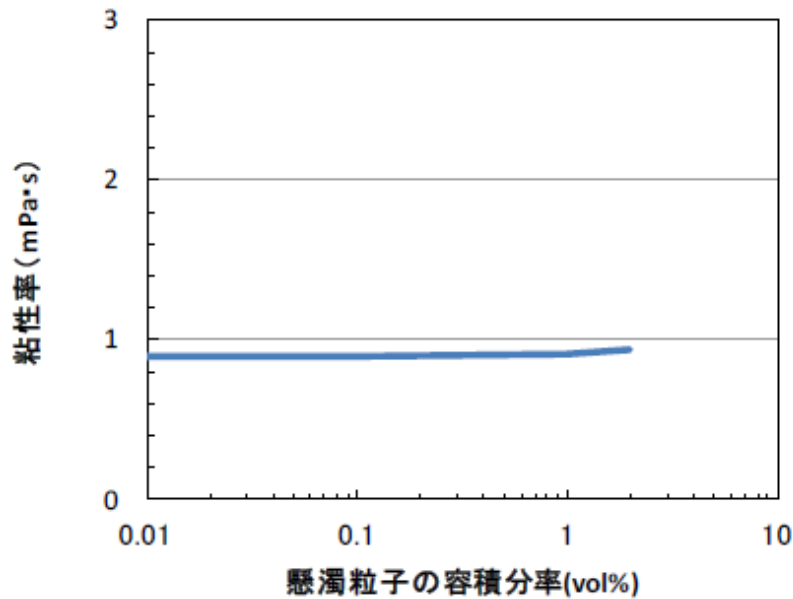


図2-5 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮に第1ベントフィルタスクラバ容器に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ （コア・コンクリート反応で発生する可能性のある SiO_2 の比重：参考図書6）とし、下限水位の水量の \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
 \square ）となる。図2-5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ビング水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 $2.2\text{g}/\text{cm}^3$ 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_2 （密度約 $5.7\text{g}/\text{cm}^3$ ）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。

(3) 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2-6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、格納容器フィルタベント系を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（セシウム元素 300kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、溶解前のスクラビング水に比べて、わずかに（約 \square mPa·s）大きくなる。

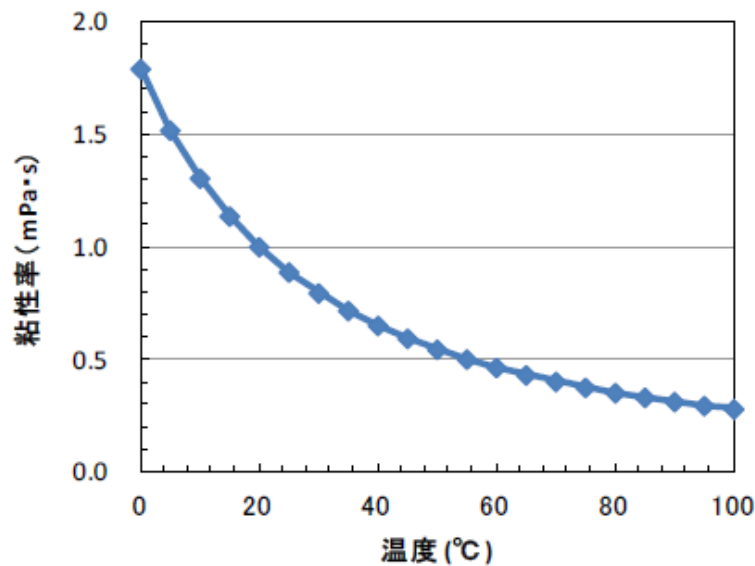


図2-6 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書3)

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 スクラビング水の逆流防止

第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属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、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。

第1ベントフィルタスクラバ容器の設計では、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フィルタにスクラビング水が流入しないよう、金属フィルタ下端から下方約 mの位置にスクラビング水の水位上限を設定している。

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

なお、系統待機時、ベント実施中を通して、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する運用とする。また、金属フィルタのドレン配管の内径は約 mmであり、金属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。

第1ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位の概要を図2-7に示す。

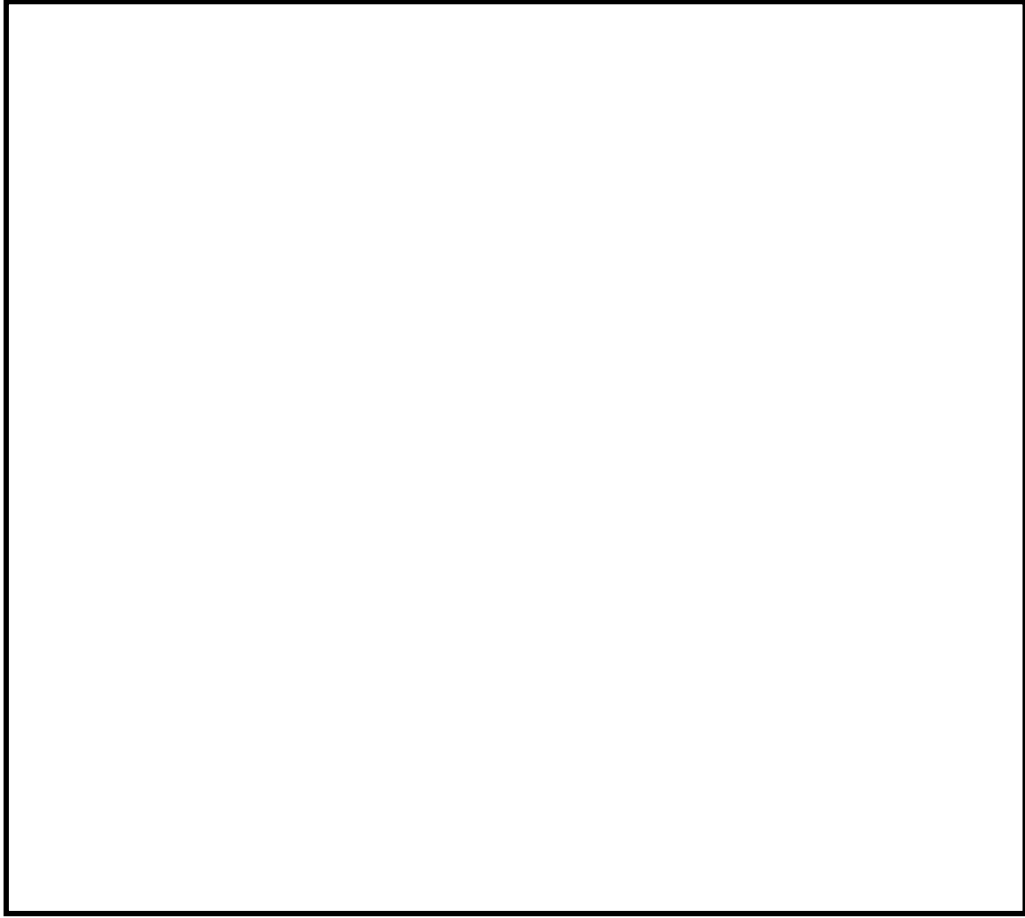


図2-7 第1 ベントフィルタスクラバ容器のスクラバ容器水位

《参考図書》

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992
3. 化学便覧改訂3版基礎編Ⅱ
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. 岩波理化学辞典第3版
7. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M⁺) Na⁺, K⁺, Li⁺, Cs⁺, (CH₃)₄N⁺) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
8. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
9. 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)

島根原子力発電所第2号機 原子炉格納容器内ケーブル量調査

1. 原子炉格納容器内ケーブル量調査

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

[原子炉格納容器内のケーブル量調査フロー]

①建設記録よりケーブル量を調査・集計

(線種, サイズごとに本数と長さを集計)

↓

②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映

↓

③原子炉格納容器下部に限定したケーブル量の調査・集計

(原子炉格納容器下部に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)

↓

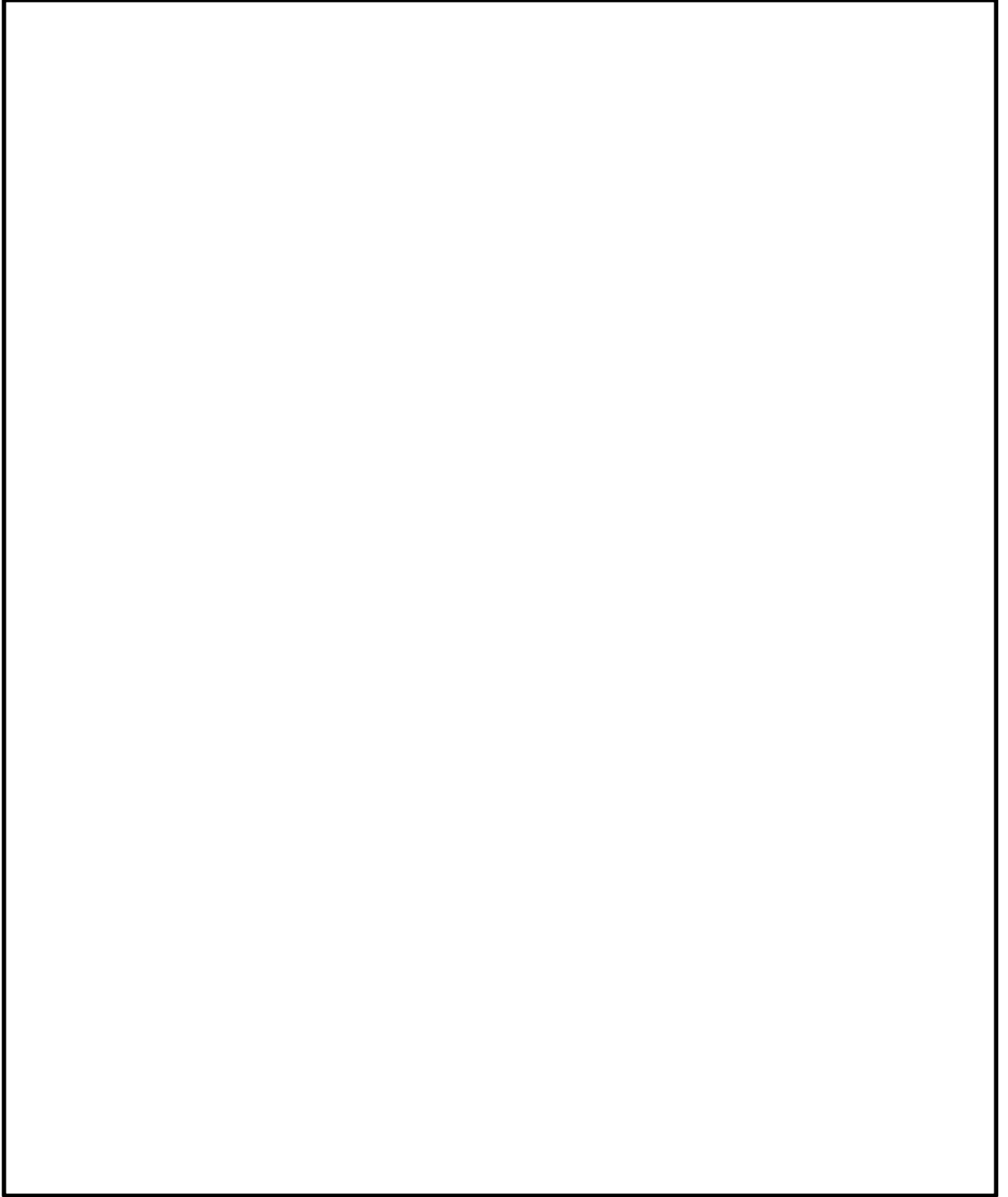
④ケーブル被覆材ごとに表面積, 塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)

以上により, 集計した原子炉格納容器内のケーブル量調査結果を表 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉格納容器内のケーブル量調査結果

--



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. 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作

格納容器フィルタベント系の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベント実施に必要な弁の位置と操作場所について、図1-1～図1-4に示す。

隔離弁は、駆動部に遠隔手動弁操作機構を設け、人力にて容易に遠隔操作できる設計とする。

なお、遠隔手動弁操作機構による操作は、原子炉建物付属棟から実施可能であり、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

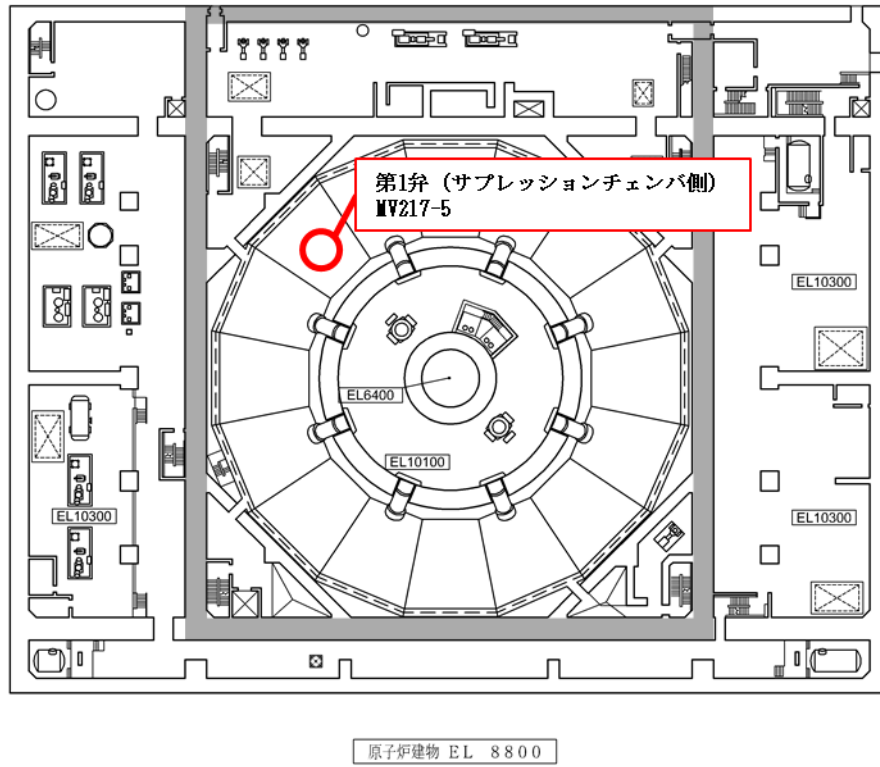


図1-1 隔離弁の操作場所 (原子炉建物地下1階)

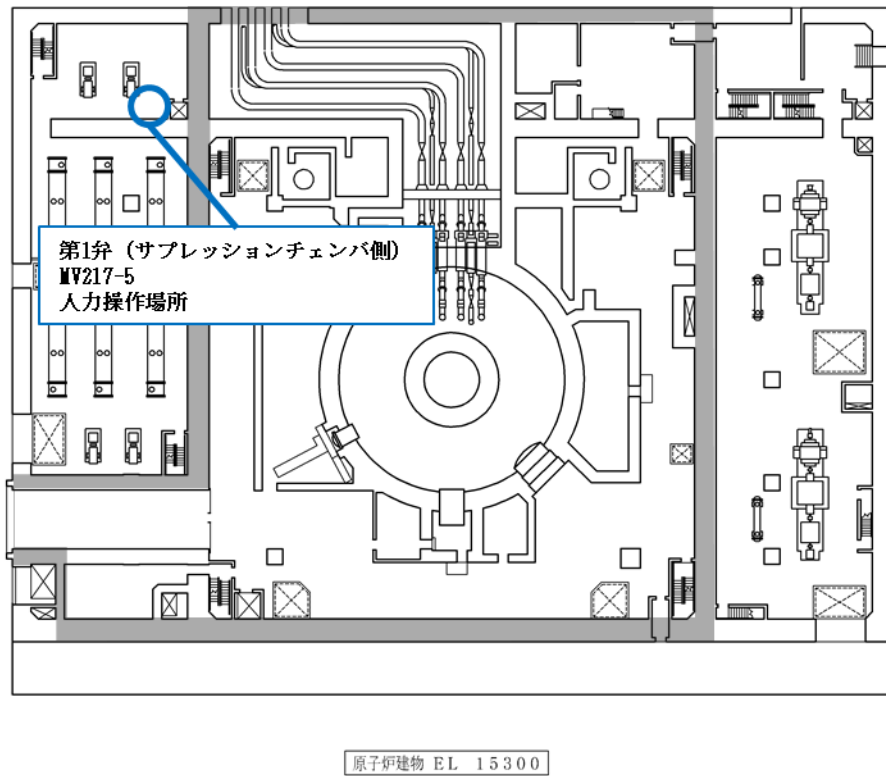


図1-2 隔離弁の操作場所 (原子炉建物1階)

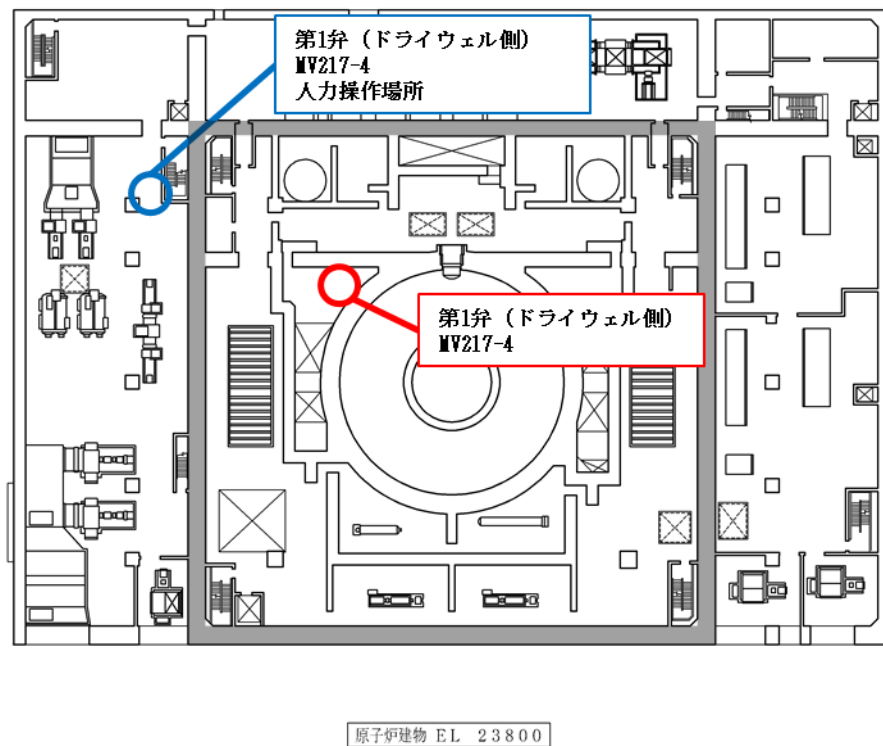


図1-3 隔離弁の操作場所（原子炉建物2階）

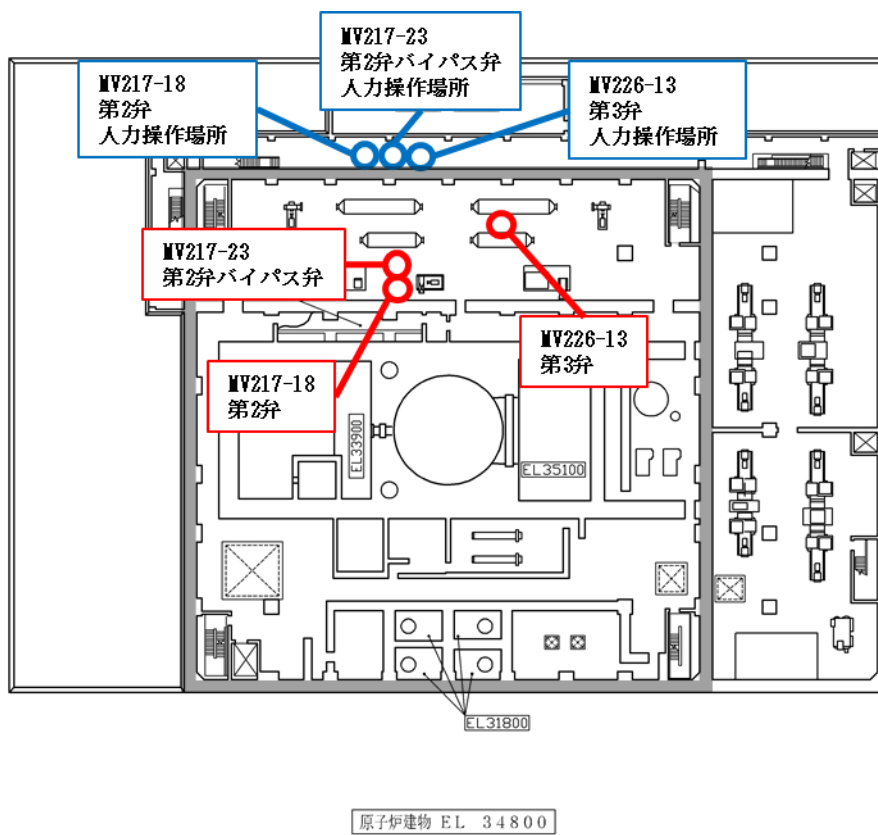


図1-4 隔離弁の操作場所（原子炉建物3階）

ベント実施に伴う現場操作の被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（令和 3 年 6 月 23 日原規技発第 2106233 号原子力規制委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、ベント実施に伴う作業とする。ベント実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を表1-1及び図1-1～図1-5に示す。また、図1-6に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。ベント実施前及び実施後における屋内及び屋外の各作業の被ばく評価に当たっては、各作業場所及び移動経路を代表とする地点を評価点とした。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・想定事象：冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・2 ケースについて評価
 - 事象発生約 32 時間後にウェットウェルベントを実施するケース
 - 事象発生約 32 時間後にドライウェルベントを実施するケース

3. 放出放射能量

大気中への放出放射能量は、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、ドライウェルベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッションプール水のスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 3-1、表 3-2 に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 3-1～図 3-4 に示し、大気放出過程概略図を図 3-5 に示す。

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位を除き、VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じとした。評価条件を表 4-1 に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を表 4-2 に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

屋内作業における評価点は、人力によるベント操作を行う以下の作業地点とする。

- ・第1弁（サプレッションチェンバ側）操作位置（原子炉建物附属棟 1階）
- ・第1弁（ドライウェル側）操作位置（原子炉建物附属棟 2階）
- ・第2弁操作位置（原子炉建物附属棟 3階）

また、移動中（往路、復路）の評価点は第2弁操作位置で代表した。

屋外作業における評価点は、作業地点である2号機原子炉建物南側作業場所とした。また、移動中（往路、復路）の評価点は44m盤事務所付近作業場所代表した。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を図 5-1 及び図 5-2 に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建物外での作業

a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線は解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線は解析コード「ANISN」及び解析コード「G33-GP2R」を用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

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

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

- e. 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質による被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状を考慮して評価した。評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。
線源としては、格納容器フィルタベント系出口配管内の放射性物質を考慮した。線源の評価で想定する放射性物質の付着量は、配管を流れる放射性物質（希ガスを除く）が、配管長100mあたり10%の割合で付着するものとした。
- (2) 原子炉建物内での作業
- a. 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。
作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³を設定した。
二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。
- b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。
- c. 原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく
原子炉建物内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。
- d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

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

原子炉建物内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し、評価した。評価に当たっては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器並びに原子炉建物外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽及び原子炉建物外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

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

f. 非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による被ばく

非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1弁操作前及び第1弁開放後に蓄積した放射性物質の量を基に、作業エリアの位置及び作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

注記*：ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL 65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに風の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL 65m）と第1弁の開操作場所（ウェットウェルベント時：原子炉建物附属棟1階（EL 15.3m）、ドライウェルベント時：原子炉建物附属棟2階（EL 23.8m））は少なくとも40m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が第1弁の開操作場所に直接流入することはほとんどないものと考えられる。このことから、第1弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表7-1に示す。

8. 評価結果

ウェットウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-1に示す。また、ドライウェルベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表8-2に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業（第2弁開操作）においては約13mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表8-1及び表8-2の評価結果は、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量となり、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表1-1に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業可能であると考えられる。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後のベント実施に伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ 出口水素濃度準備 ／可搬式窒素供給装 置準備	FCVS 排気ライ ンドレン排出弁 閉止操作	第2弁開操作	第1弁開操作	ベント弁閉操作	水素濃度測定操作 ／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後以降	168 時間後以降
作業時間	移動(往) : 35 分 作業 : 75 分 移動(復) : 35 分	移動(往) : 30 分 作業 : 10 分 移動(復) : 30 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 35 分 作業 : 10 分 移動(復) : 35 分

表 3-1 大気中への放出放射能量 (7 日間積算値)

(ウェットウェルベントの実施を想定する場合)

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

表 3-2 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)
(ドライウェルベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系 を經由した放出	原子炉建物から大気中への 放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
C s OH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
S b類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
T e O ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
S r O類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
B a O類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
M o O ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
C e O ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
L a ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における 1年間の気象資料 (2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 排気筒（非常用ガス処理系） : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 排気筒（非常用ガス処理系） : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒（非常用ガス処理系）からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号機原子炉建物及び2号機タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図1-1～図1-5参照	屋外移動時は、44m 盤事務所付近作業場所で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定
建物投影面積	2号機原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物, 格納容器フィルタベント系放出時) 2号機タービン建物 : 2100m ² (排気筒（非常用ガス処理系）放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	第1弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) 【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	第1弁 (ドライウエル側) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) 【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】 9 方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	
	第2弁操作位置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) 【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	
	2号機 原子炉建物 南側作業場所	【原子炉建物放出時】 9 方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW, W) 【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】 6 方位 (SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW)	
	44m 盤事務所付近 作業場所	【原子炉建物放出時】 3 方位 (S, SSW, SW) 【排気筒 (非常用ガス処理系) 放出時】 3 方位 (S, SSW, SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 3 方位 (S, SSW, SW)	

表 4-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度 [s/m^3]	相対線量 [Gy/Bq]
第 1 弁 (サプレッション チェンバ側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
第 1 弁 (ドライウエル側) 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第 2 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
2 号機原子炉建物 南側作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.5×10^{-3}	5.7×10^{-18}
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	2.0×10^{-4}	1.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.7×10^{-4}	5.7×10^{-18}
44m 盤事務所付近 作業場所	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.2×10^{-4}	8.6×10^{-19}
	排気筒 (非常用ガス処理系) (地上 110m)	2.8×10^{-5}	3.0×10^{-19}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.1×10^{-5}	9.7×10^{-19}

表 7-1 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

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

表 8-1 ベント（ウェットウェルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁開操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	1.1×10^0	5.4×10^{-1}	9.2×10^{-1}	1.4×10^0	2.5×10^0	6.2×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	7.6×10^{-1}	1.5×10^0	1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	6.1×10^{-1}	1.3×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 *3	1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	7.4×10^0	1.5×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	1.0×10^{-2} 以下	1.1×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.6×10^{-1} *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13*6	約 7*6	約 6	約 2

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

*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

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

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

*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。

表 8-2 ベント（ドライウエルベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	ベント実施前				ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備／可搬式窒素供給装置準備*1	FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作*1	第1弁開操作	ベント弁閉操作*1	水素濃度測定操作／窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	1.1×10^0	5.5×10^{-1}	9.3×10^{-1}	1.5×10^0	2.6×10^0	6.3×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	7.6×10^{-1}	7.3×10^{-1}	7.0×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく*2	6.1×10^{-1}	1.3×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 *3	1.6×10^0	1.0×10^{-2} 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	7.4×10^0	1.5×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	1.0×10^{-2} 以下	2.2×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	7.8×10^{-1} *4
SGT フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—*5	—*5	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	—*5	—*5
被ばく線量	約 10	約 3	約 13*6	約 6*6	約 5	約 4

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

*2：マスク着用（PF50）による防護効果を考慮する。

*3：ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

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

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

*6：評価上において、第2弁開操作が第1弁開操作の被ばく線量を上回る結果となった主な要因は、第2弁操作場所では地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線に対する遮蔽を保守的に考慮していないためと考える。

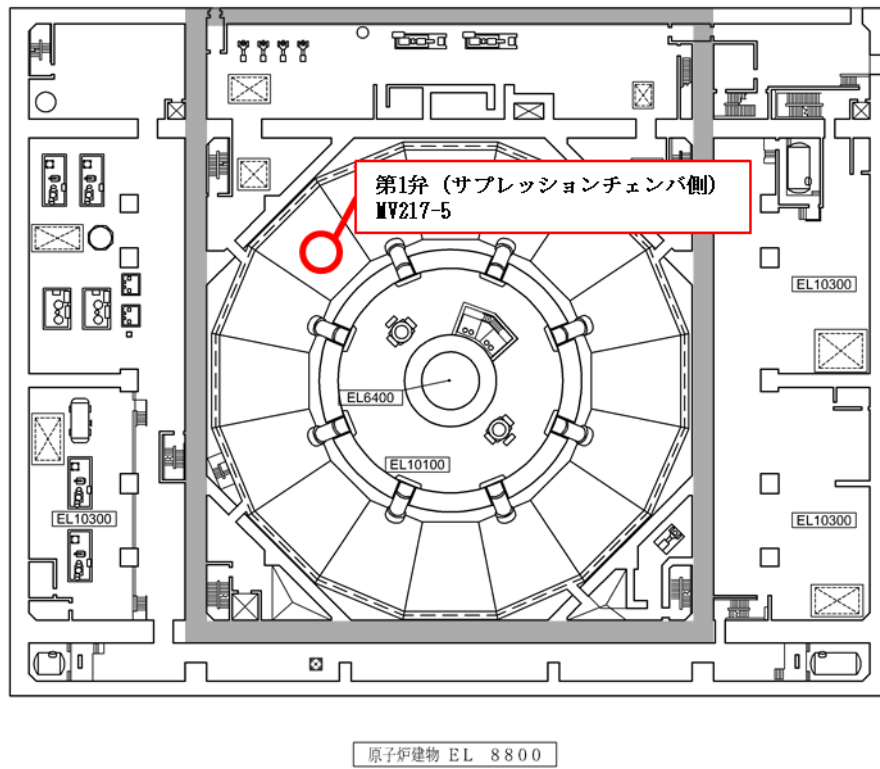


図1-1 第1弁 (サプレッションチェンバ側) 操作対象弁場所 (原子炉建物地下1階)

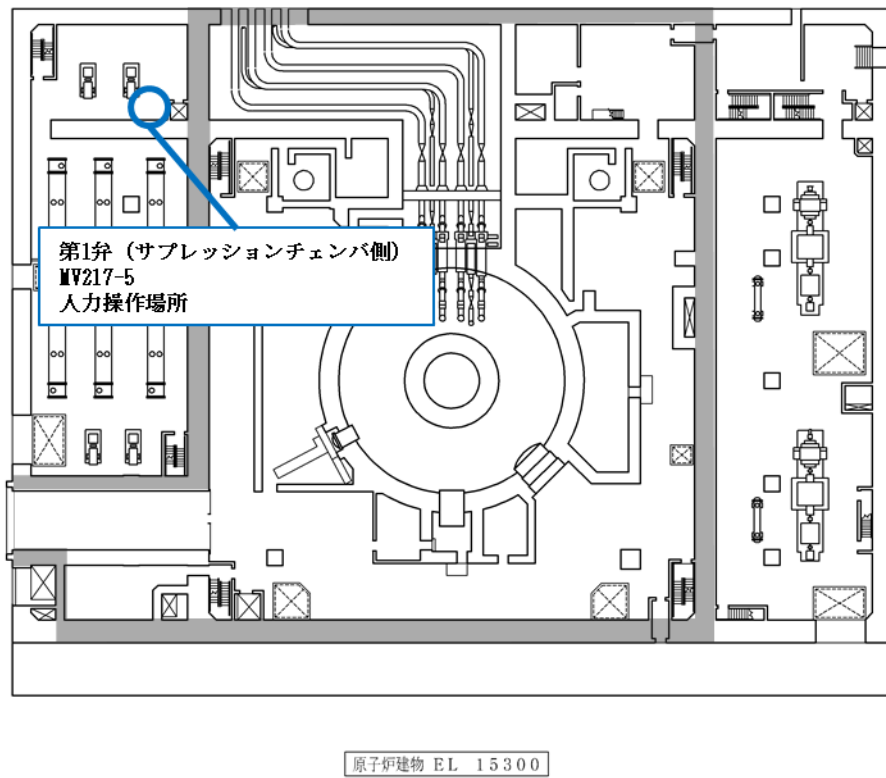


図1-2 第1弁 (サプレッションチェンバ側) 操作場所 (原子炉建物1階)

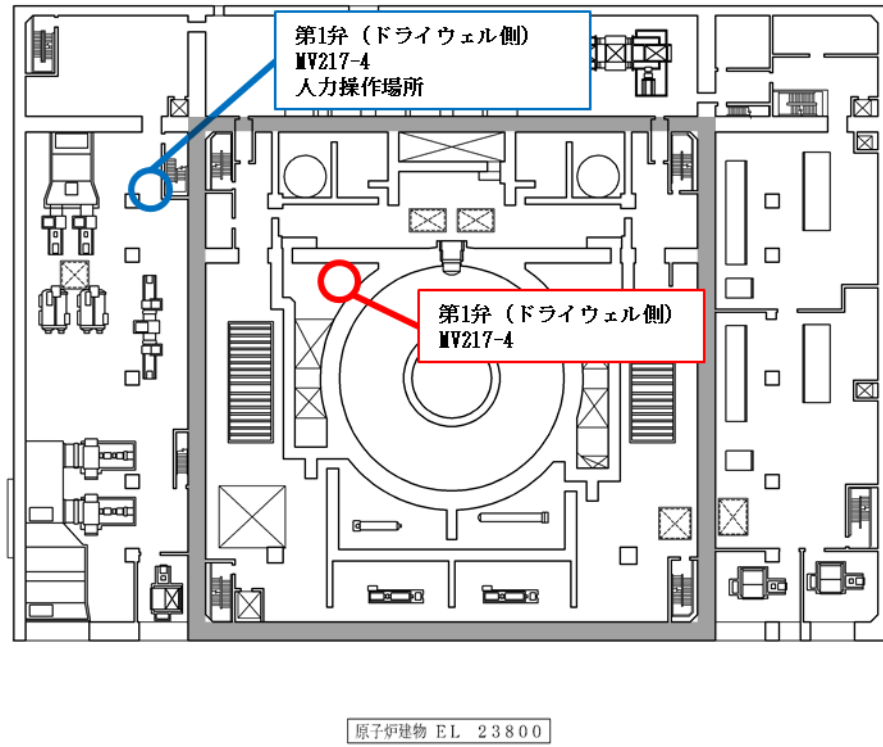


図1-3 第1弁（ドライウェル側）操作場所及び操作対象弁（原子炉建物2階）

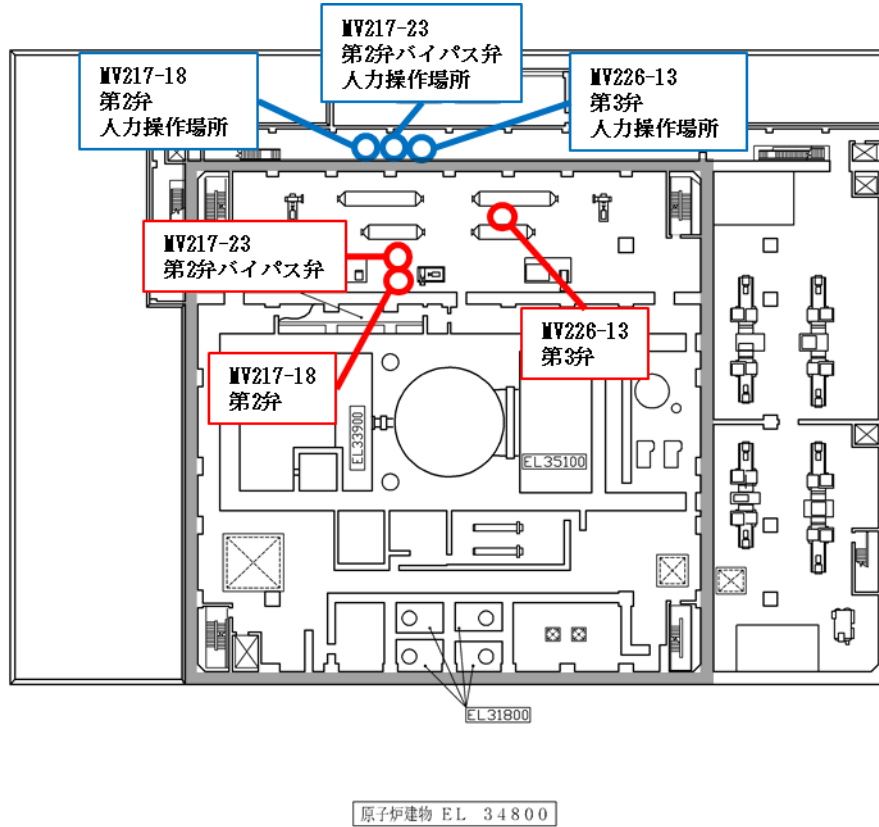


図1-4 第2弁操作場所及び操作対象弁（原子炉建物3階）

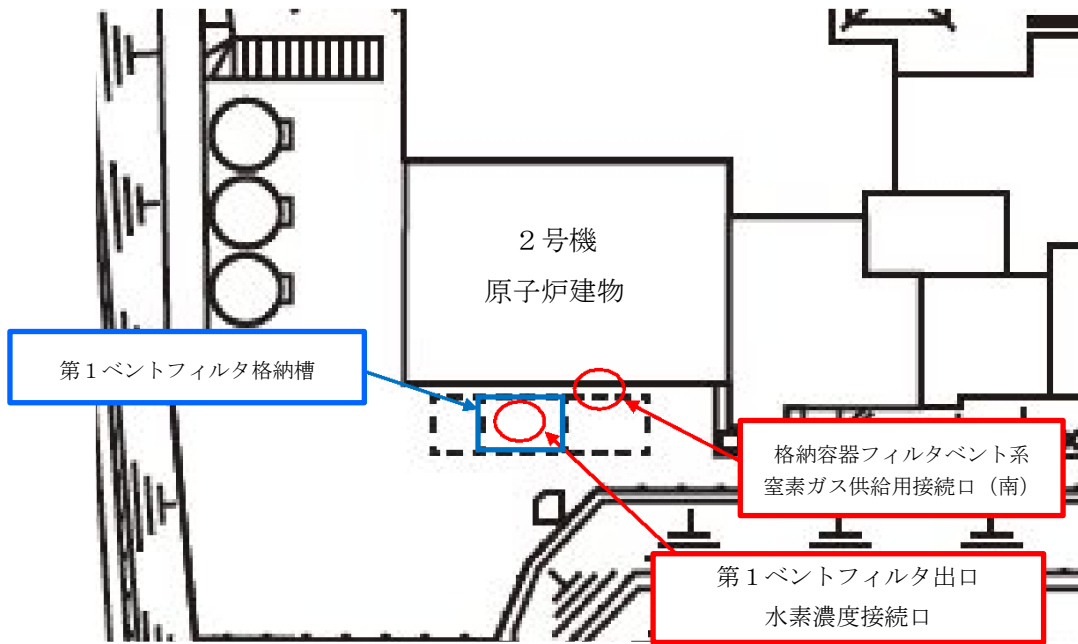


図1-5 屋外作業場所

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考					
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240						
		原子炉格納容器ベント開始 2時間50分																	
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(現場操作) (ウェットウェルベント) (全交流動力電源喪失の場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認															*	
	現場運転員B, C	2			移動, 系統構成(第2弁全開操作)														移動, ベント実施操作 (第1弁(ウェットウェルベントライン)全開操作)
	緊急時対策要員	2			緊急時対策所~原子炉建物南側移動														

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考					
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240						
		原子炉格納容器ベント開始 2時間50分																	
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(現場操作) (ドライウェルベント) (全交流動力電源喪失の場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認															*	
	現場運転員B, C	2			移動, 系統構成(第2弁全開操作)														移動, ベント実施操作 (第1弁(ドライウェルベントライン)全開操作)
	緊急時対策要員	2			緊急時対策所~原子炉建物南側移動														

注記*: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B, Cにて実施した場合, 2時間50分以内で可能である。

○FCVS 排気ラインドレン排出弁閉止操作
タイムチャート内訳
・移動(往): 30分
・作業: 10分

タイムチャートを踏まえ,
評価時間を設定
・移動(往): 30分
・作業: 10分
・移動(復): 30分

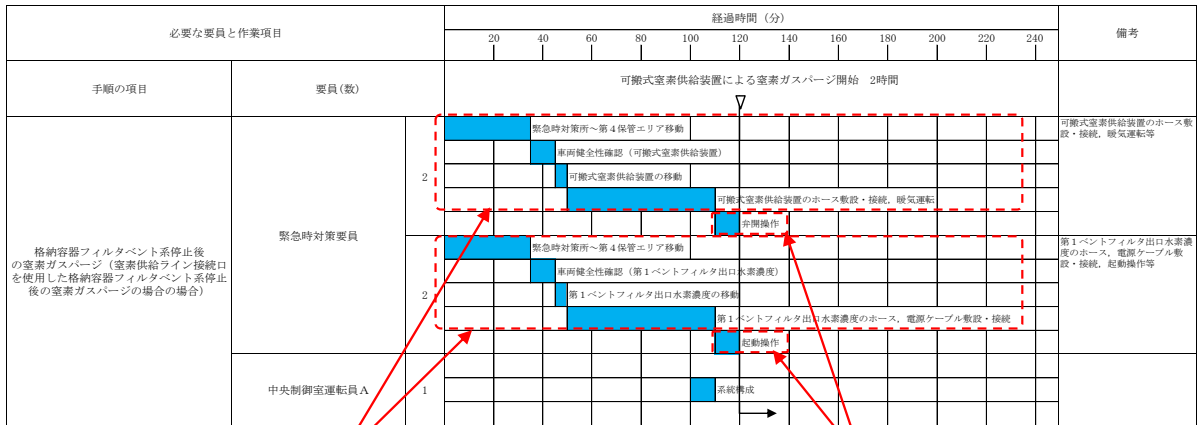
○第2弁開操作
タイムチャート内訳
・移動(往復)及び作業: 80分

タイムチャートを踏まえ,
評価時間を設定
・移動(往): 10分
・作業: 60分
・移動(復): 10分

○第1弁開操作
タイムチャート内訳
・移動(往復)及び作業: 90分

タイムチャートを踏まえ,
評価時間を設定
・移動(往): 15分
・作業: 60分
・移動(復): 15分
ベント弁閉止操作にも適用

図1-6 ベント実施に伴う現場作業のタイムチャート(1/2)



○第1ベントフィルタ出口水素濃度準備
／可搬式窒素供給装置準備

タイムチャート内訳

- ・移動(往)：35分
- ・作業(車両健全性確認)：10分
- ・作業(設備の移動)：5分
- ・作業(接続他)：60分

タイムチャートを踏まえ、
評価時間を設定

- ・移動(往)：35分
- ・作業：75分
- ・移動(復)：35分

○水素濃度測定操作／窒素供給操作

タイムチャート内訳

- ・作業(起動操作)：10分

タイムチャート(左記の準備作業を含む)を踏まえ、評価時間を設定

- ・移動(往)：35分
- ・作業：10分
- ・移動(復)：35分

図1-6 ベント実施に伴う現場作業のタイムチャート(2/2)

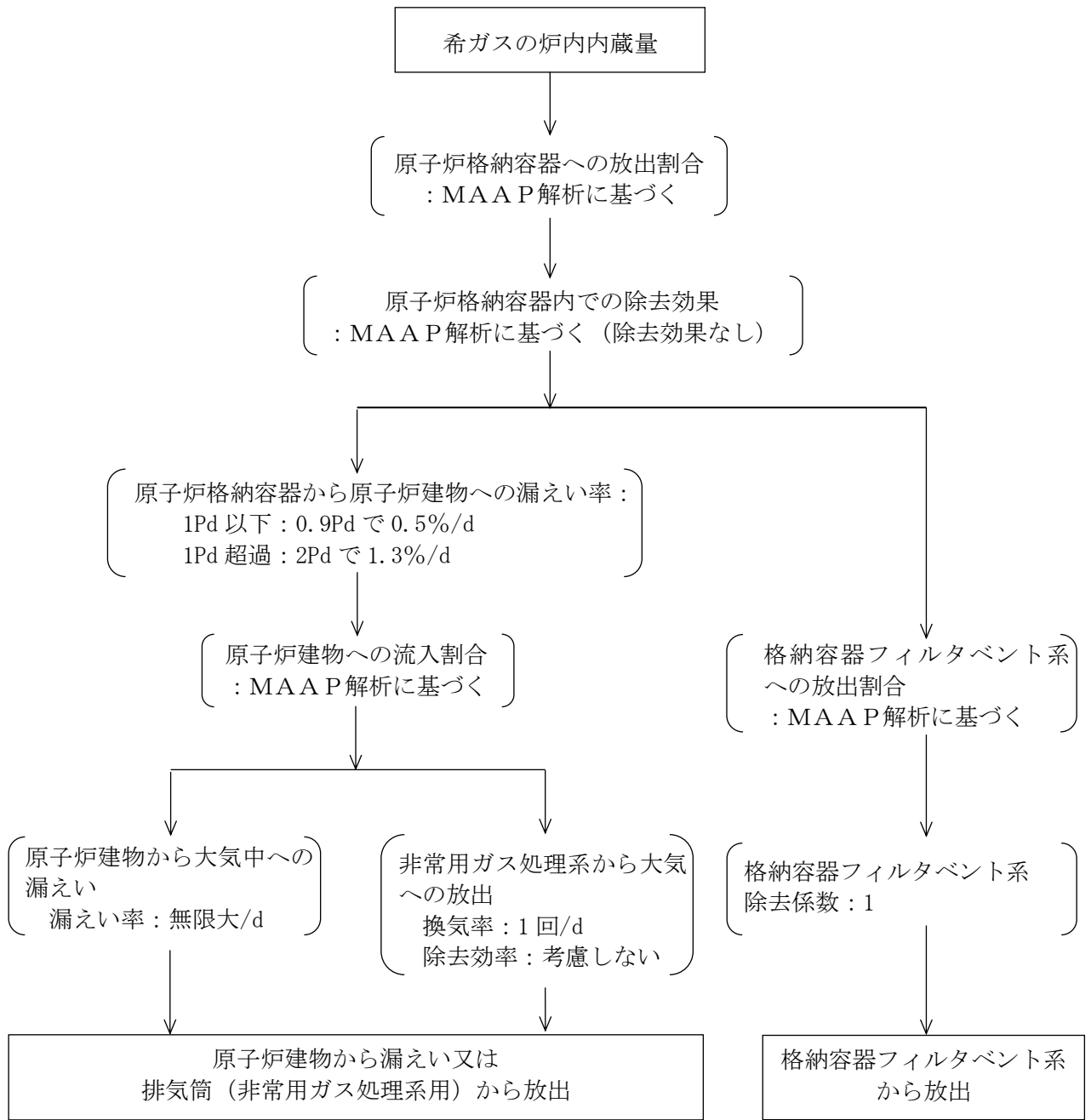


図 3-1 希ガスの大気放出過程

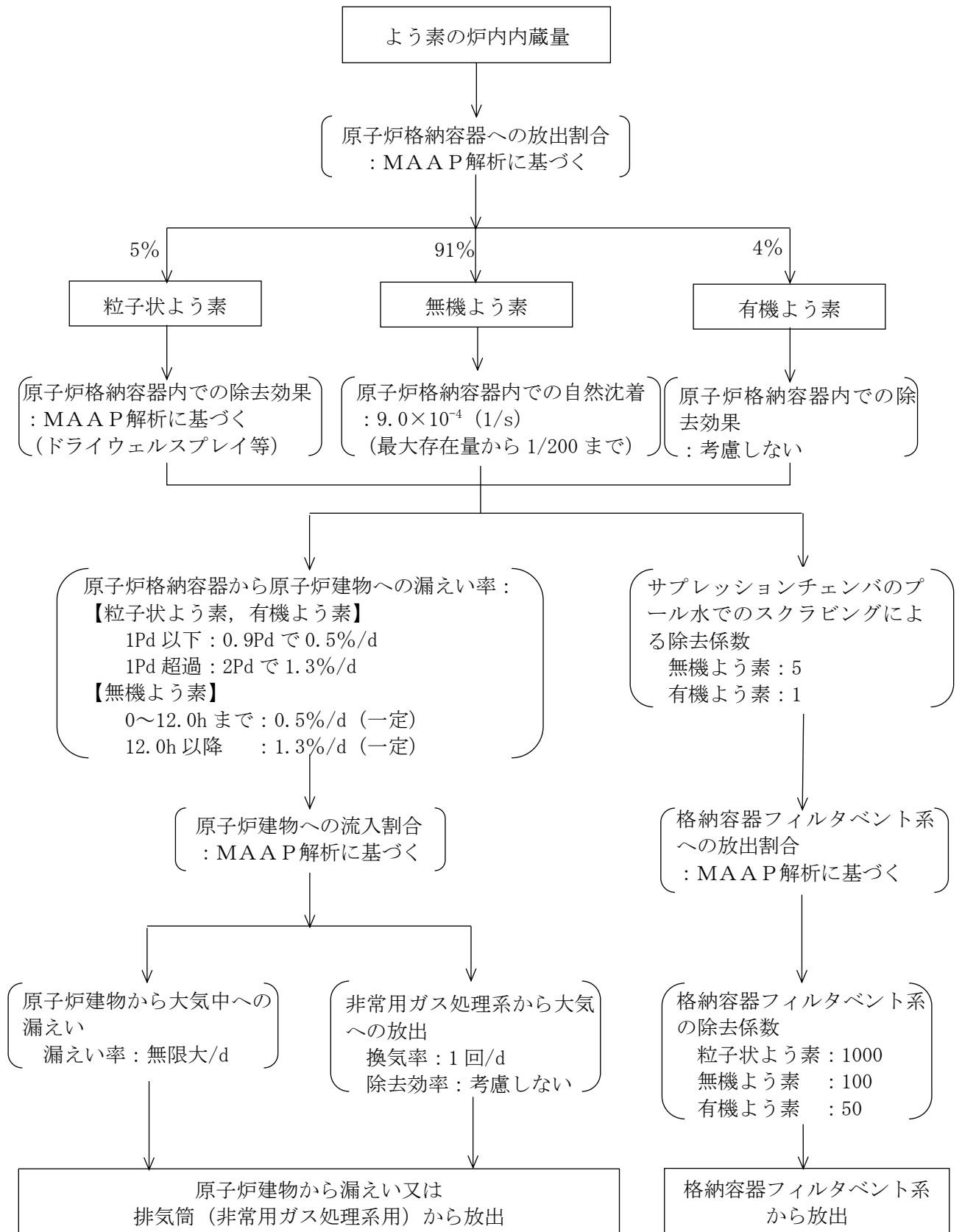


図 3-2 よう素の大気放出過程

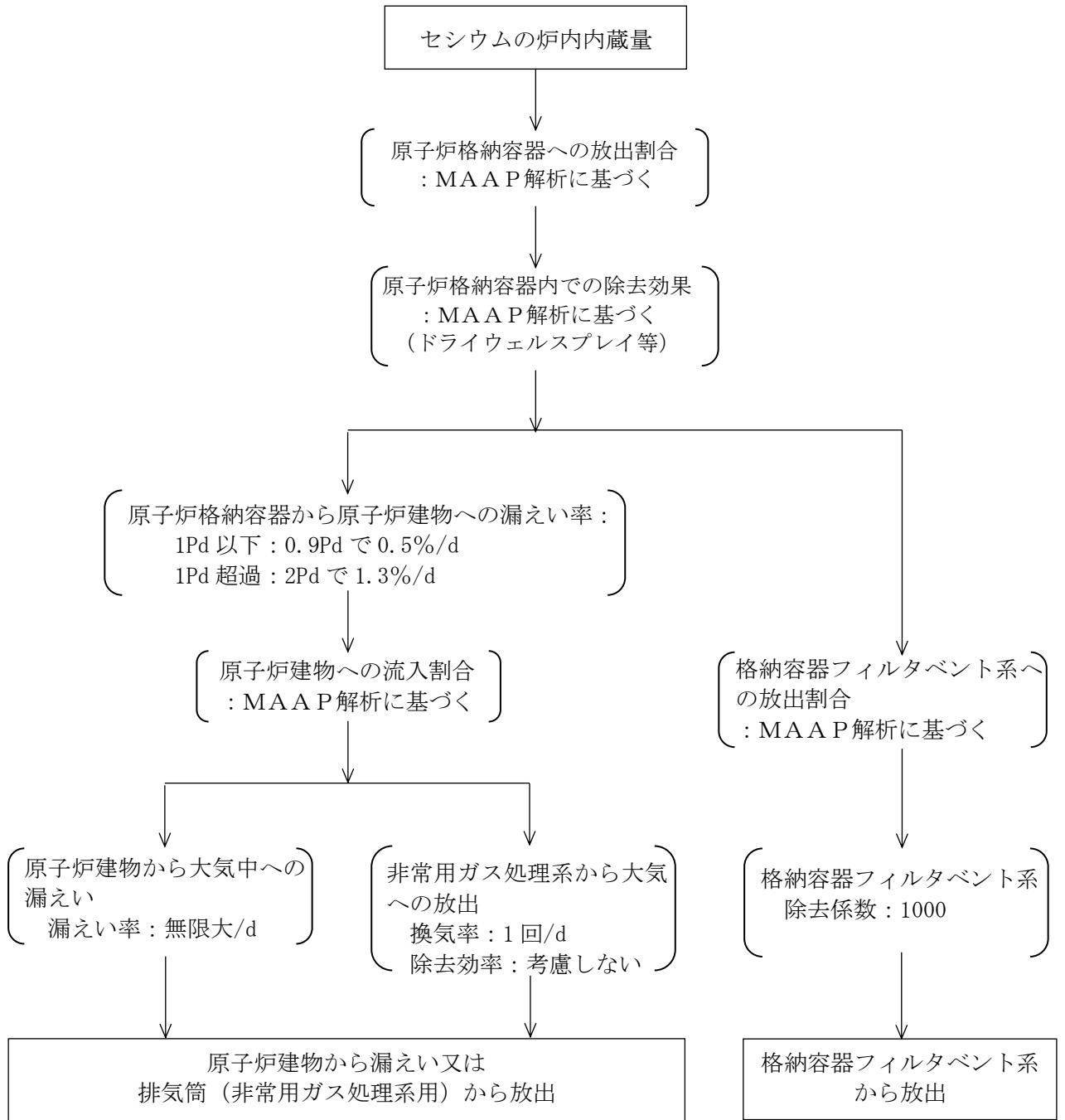


図 3-3 セシウムの大気放出過程

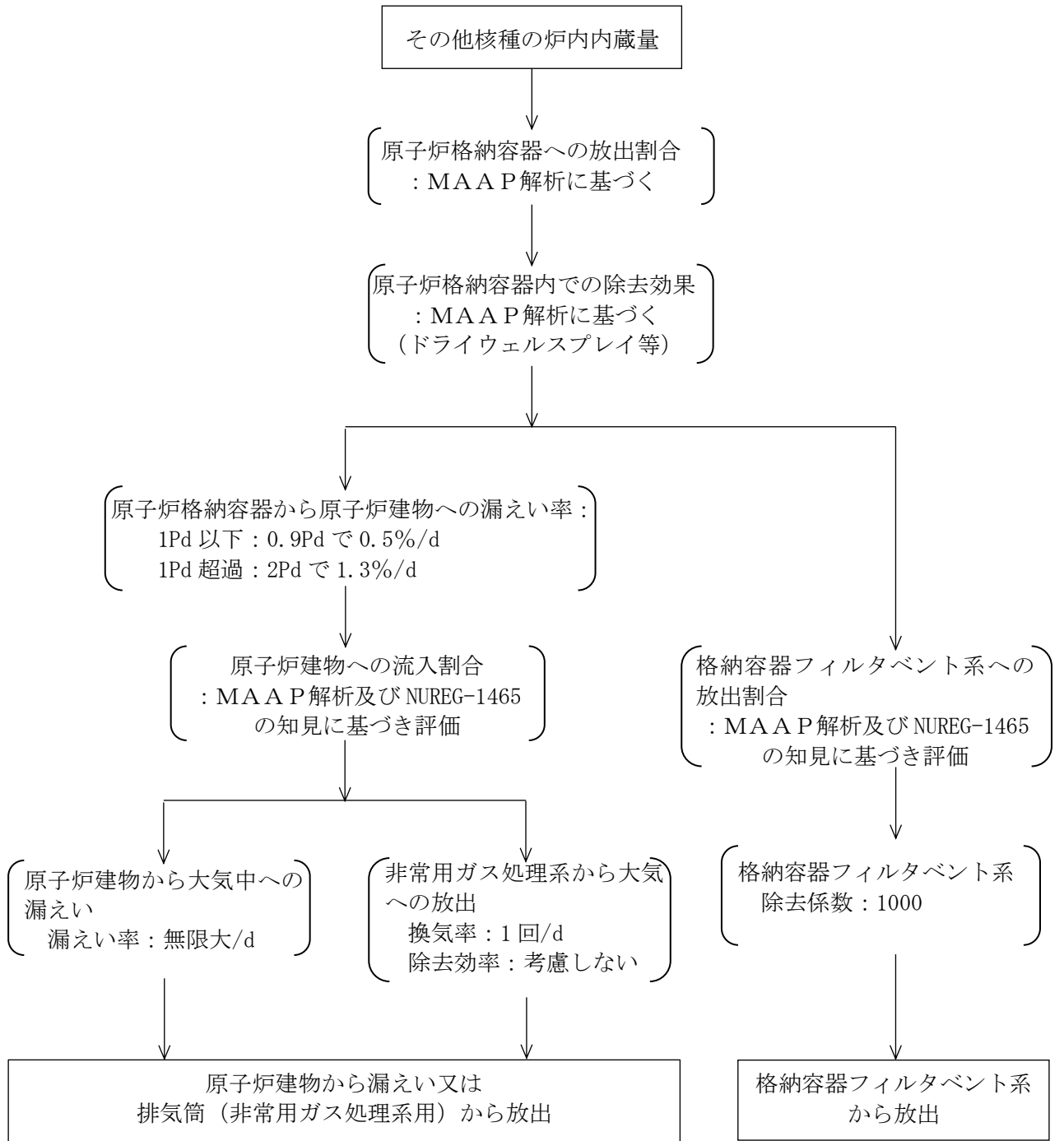
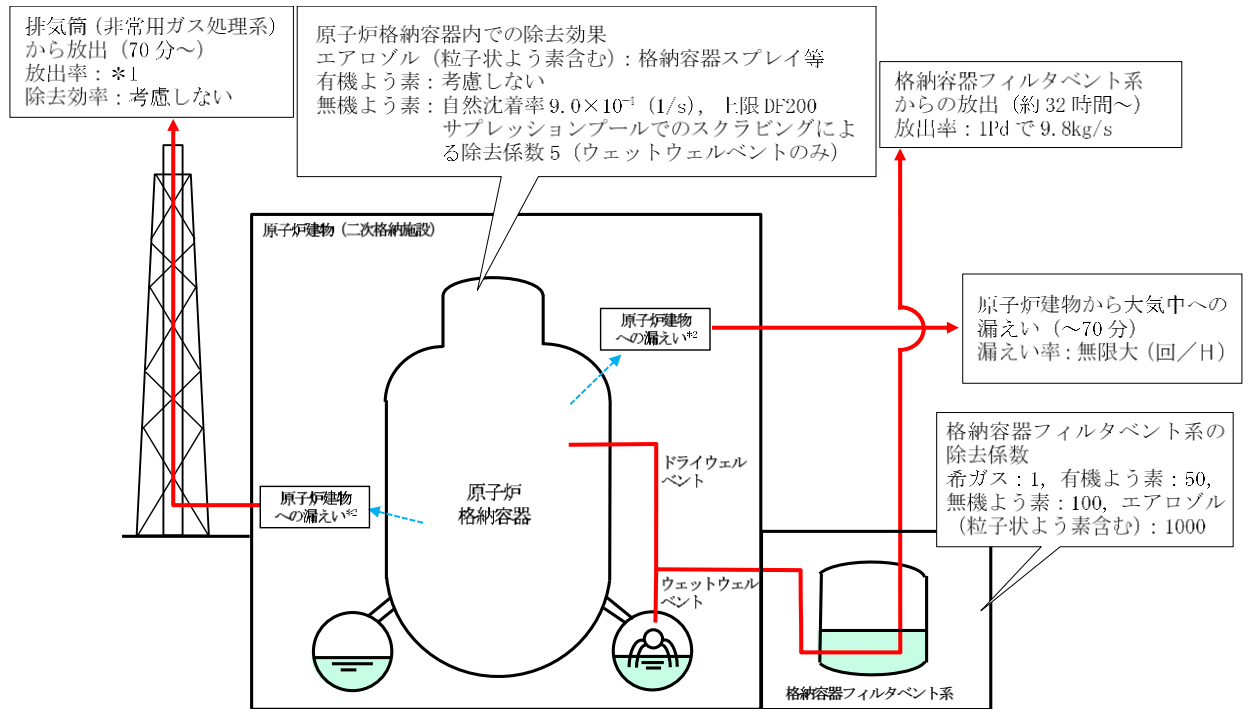


図 3-4 その他核種の大気放出過程



大気への放出経路	0 時間	▼70 分 ^{*3}	▼約 32 時間 ^{*4}	168 時間
原子炉建物からの漏えい				
非常用ガス処理系からの放出				
格納容器フィルタベント系からの放出				

注記*1：非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1 回/日により屋外に放出

*2：原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率

【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1～2Pd：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 12 時間後まで：0.5%/日（一定），12 時間後以降：1.3%/日（一定）

*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建物（二次格納施設）内は負圧となるため，事象発生 70 分以降の期間は原子炉建物から大気中への漏えいはなくなる。

*4：事象発生後約 32 時間以降は，「非常用ガス処理系からの放出」及び「格納容器フィルタベント系からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

図 3-5 大気放出過程概略図（イメージ）

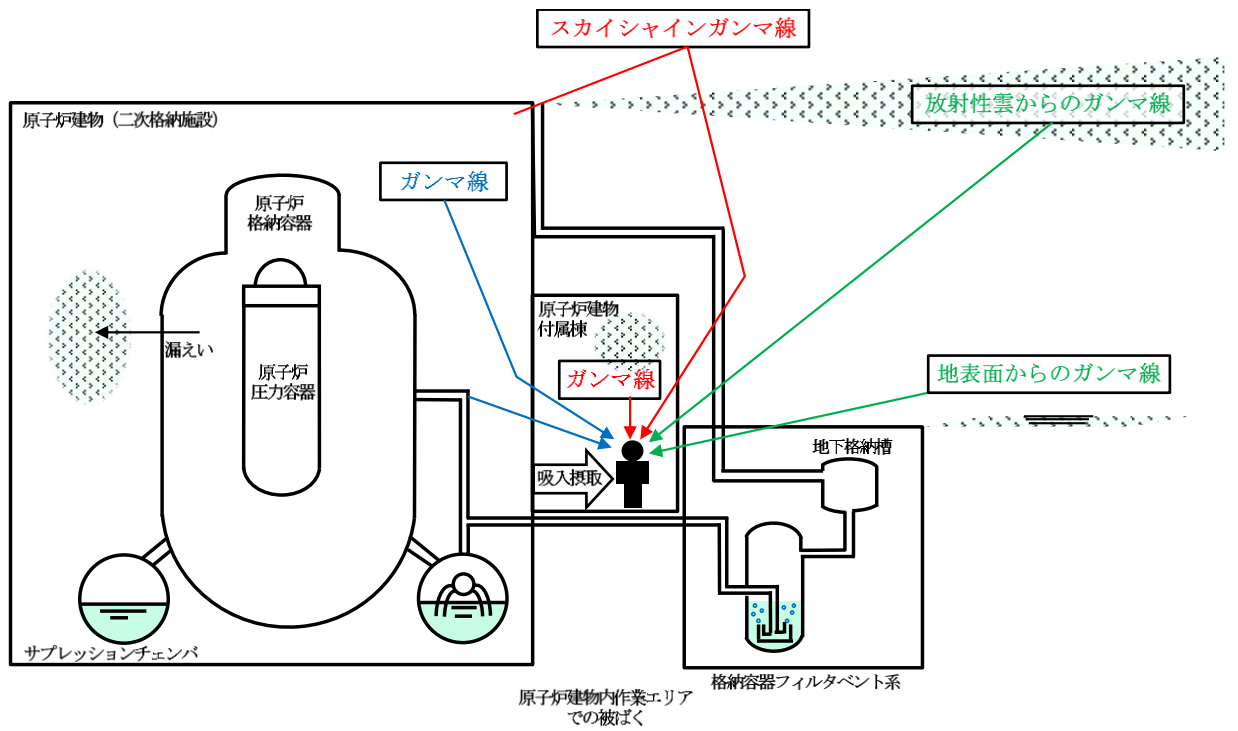


図 5-1 被ばく経路概念図（屋内）

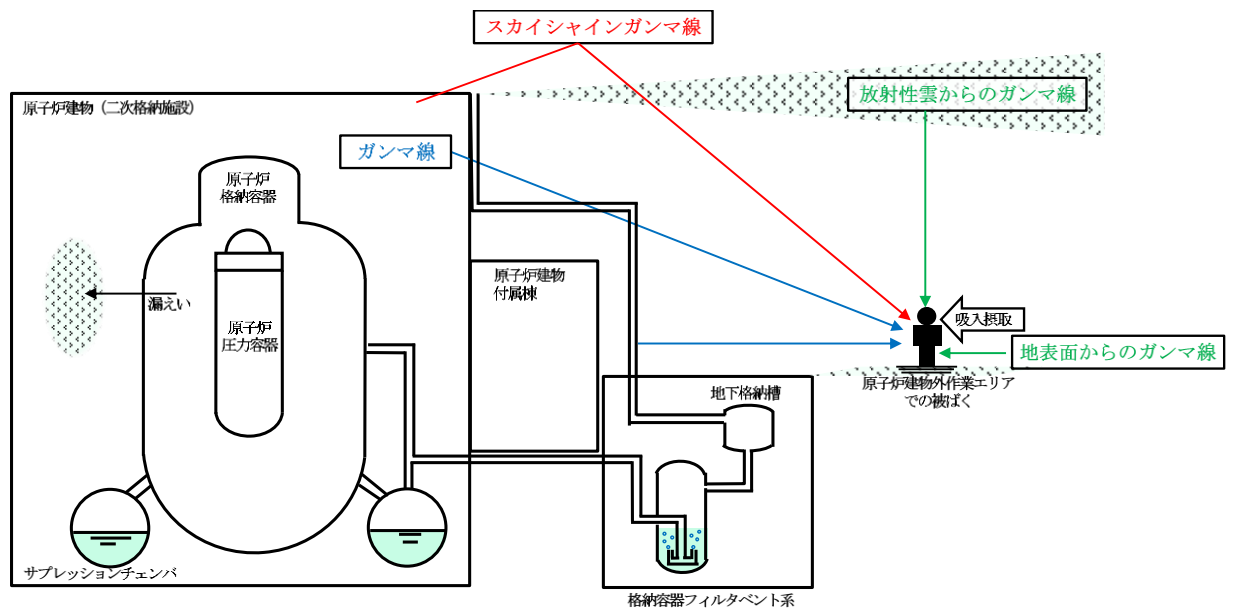


図 5-2 被ばく経路概念図（屋外）