

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 添-1-052-4 改2
提出年月日	2020年7月28日

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

別添3 (格納容器圧力逃がし装置の設計)

2020年7月

東京電力ホールディングス株式会社

格納容器圧力逃がし装置の設計

目次

1. 概要	別添3-1
1.1 設置目的	別添3-1
1.2 基本性能	別添3-1
1.3 系統概要	別添3-1
2. 系統設計	別添3-4
2.1 設計方針	別添3-4
2.2 設計条件・要求事項	別添3-8
2.3 格納容器圧力逃がし装置	別添3-10
2.3.1 系統構成	別添3-10
2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ	別添3-14
2.3.3 配置	別添3-26
2.4 付帯設備	別添3-30
2.4.1 計測設備	別添3-30
2.4.2 電源設備	別添3-38
2.4.3 給水設備	別添3-40
2.4.4 可搬型窒素供給装置	別添3-41
2.4.5 排水設備	別添3-43
2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備	別添3-44
3. フィルタ性能	別添3-45
3.1 フィルタ装置及びよう素フィルタによる放射性物質の除去原理	別添3-45
3.1.1 エアロゾルの除去原理	別添3-45
3.1.2 よう素の除去原理	別添3-47
3.2 運転範囲	別添3-52
3.3 性能検証試験結果	別添3-53
3.3.1 性能検証試験の概要	別添3-53
3.3.2 性能検証試験の条件とその設定根拠	別添3-60
3.3.3 エアロゾルの除去性能試験結果	別添3-66
3.3.4 よう素の除去性能試験結果	別添3-74
3.3.5 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添3-79
4. 設備の維持管理	別添3-86

別紙

別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について	別添3-94
別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について	別添3-115

別紙3	流量制限オリフィスの設定方法について……………	別添3-119
別紙4	スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について……………	別添3-124
別紙5	格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について……………	別添3-144
別紙6	ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について……………	別添3-148
別紙7	フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について…	別添3-173

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破損及び水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本システムはフィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）及びよう素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、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。）を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

格納容器圧力逃がし装置は、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発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、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。

フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質及び無機よう素に対して除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。また、よう素フィルタとしては、有機よう素に対して除去効率98%以上の性能を有する装置を採用する。

1.3 系統概要

図1.3-1に系統概要を示す。

本システムは、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、隔離弁等とこれらを接続する配管で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、一次隔離弁を「全開」及び二次隔離弁を「調整開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサブプレッションチェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（約 T.M.S.L. 51800mm）で放出する。本システムは、排気ラインにラプチャーディスクを設け、水素爆発防止のため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機する。このラ

プチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋内の原子炉区域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、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

2. 系統設計

2.1 設計方針

格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損及び水素爆発による原子炉格納容器の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) 格納容器圧力逃がし装置の設置

- 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破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、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不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量31.6kg/s（620kPa（2Pd：最高使用圧力の2倍）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、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置はこの評価条件を満足する設計とする。

- b. フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を除去し、よう素フィルタは、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラバ水中に捕捉・保持するためにアルカリ性の状態（pH 以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1-1に示す。

表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件

	エアロゾル	無機よう素	有機よう素
DF	1000以上	1000以上	50以上

- c. 格納容器圧力逃がし装置は、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、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- d. 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、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. 格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。
- f. 格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内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. 格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備（個数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。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置により、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備（個数3）の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される隔離弁のうち、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。

- h. 系統内に設けるラブチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置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。
- i. 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体（フィルタベント遮蔽壁、配管遮蔽）を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、一次隔離弁（サプレッションチェンバ側）の操作を行う原子炉建屋地下1階、一次隔離弁（ドライウェル側）の操作を行う原子炉建屋地上2階には遮蔽材（遠隔手動弁操作設備遮蔽）を設置し、放射線防護を考慮した設計とする。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、原子炉建屋地下1階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に鉄板100mm以上の遮蔽厚さを有し、原子炉建屋地上2階においては格納容器圧力逃がし装置入口配管側（原子炉区域外）に鉄板50mm以上の遮蔽厚さを有する設計とする。

- j. 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置使用時にフィルタ装置の水位が上昇した場合において、又は格納容器圧力逃がし装置使用後に水の放射線分解により発生する水素が系統内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置内のスクラバ水をドレン移送ポンプ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。
- k. 格納容器圧力逃がし装置は、代替淡水源から、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によりフィルタ装置にスクラバ水を補給できる設計とする。
- l. スクラバ水pH制御設備用ポンプは、可搬型窒素供給装置により駆動し、水酸化ナトリウム水溶液（）をフィルタ装置に注入し、フィルタ装置内のスクラバ水のpHを以上に維持できる設計とする。
- m. 可搬型窒素供給装置は、可搬型窒素供給装置用電源設備により給電できる設計とする。
- n. 代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

- o. 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋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。
- p. 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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。
- q. これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、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. 格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系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水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち、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設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）及び原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に対して、多様性を有する設計とする。

- s. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは、原子炉建屋近傍の屋外に設置し、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプは、海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。
- t. 格納容器圧力逃がし装置は、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水系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有する設計とする。

2.2 設計条件・要求事項

本システムにおける設備の設計条件・要求事項を表2.2-1、表2.2-2及び表2.2-3に示す。

表2.2-1 設計条件（フィルタ装置）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器最高使用圧力310kPaの2倍）にて適切なベントが実施できるよう、620kPaとする。
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。
設計流量 （ベントガス 流量）	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	粒子状放射性物質及び無機 よう素に対して99.9%以上	粒子状放射性物質及び無機よう素に対して、除去効率99.9%以上（DF1000以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は、ベント実施時に変化することから、100%蒸気だけでなく、非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから、「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動 S_s による地震力により、フィルタ装置の機能が喪失しないよう、「基準地震動 S_s にて機能維持」とする。

表2.2-2 要求事項（フィルタ装置）

要求事項		要求確認方針
フィルタ装置 内発熱量	ベント開始後24時間は水位調整のための作業が不要なこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱（約9.3kW）を考慮しても24時間は水位調整作業が発生しないことを確認する。
エアロゾル 移行量	溶融炉心・コンクリート相互作用が発生し，コンクリートエアロゾルが発生/移行した場合でも閉塞しないこと	事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント）や更に厳しい事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント）において，フィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総重量（最大約26kg）でも閉塞しないことを確認する。

表2.2-3 設計条件（よう素フィルタ）

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	250kPa	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，よう素フィルタで発生しうる最大の圧力を考慮して250kPaとする。
最高使用温度	200℃	フィルタ装置の設計条件に合わせて200℃とする。
設計流量	最高使用温度 （ベントガス流量） 31.6kg/s（2基）	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
除去効率	有機よう素に対して98%以上	有機よう素に対して，除去効率98%以上（DF50以上）とする。
ベントガス 組成 （蒸気割合）	蒸気：100% 非凝縮性ガス：100%	ガス組成は，ベント実施時に変化することから，100%蒸気だけでなく，非凝縮性ガス100%の場合も考慮する。
機器クラス	重大事故等クラス2容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス2容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動S _s による地震力により，よう素フィルタの機能が喪失しないよう，「基準地震動S _s にて機能維持」とする。

2.3 格納容器圧力逃がし装置

2.3.1 系統構成

本系統は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ水、金属フィルタ等）、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、原子炉格納容器配管貫通部、配管、弁、計測制御装置等で構成される。

(1) 配管等の構成

原子炉格納容器からフィルタ装置までのフィルタ装置入口側配管は、原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された不活性ガス系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

フィルタ装置から放出口までのフィルタ装置出口側配管には、通常待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設置する。また、フィルタ装置内のスクラバ水が蒸発し、よう素フィルタの吸着材（銀ゼオライト）に付着して劣化するのを防止するため、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）を設置する。各ラプチャーディスクはベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には、外部からスクラバ水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素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フィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するため及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁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）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

図2.3.1-1に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。

(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年追補版含む））J S M E S N C 1-2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）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、ウレタン系等の防食塗装を行う。

遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸に等速ジョイントを接続し、原子炉建屋内の原子炉区域外まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操

作できる構成とする。

ラプチャーディスクについては、ベント開始時の格納容器圧力（310kPa又は620kPa）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。

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

(3) 系統の切替性

原子炉格納容器からフィルタ装置へ至るフィルタ装置入口側配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、非常用ガス処理系及び換気空調系である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。

非常用ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。

また、非常用ガス処理系及び換気空調系には、確実な隔離のため取合いの弁の下流に通常時閉の手動弁を設置し、格納容器圧力逃がし装置と隔離する弁が直列で2個設置される設計としている。

以上より、原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。

表2.3.1-1 主要系統構成機器の仕様

a. 配管

名称	呼び径	材質
(a) フィルタ装置入口側配管	550A, 400A	炭素鋼, ステンレス鋼 (フィルタ装置近傍)
(b) フィルタ装置出口側配管	500A	炭素鋼

b. 隔離弁

名称	型式	駆動方法	呼び径
(a) 一次隔離弁 (サプレッションチェンバ側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側)	バタフライ弁	空気作動	550A
(c) 二次隔離弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(d) 二次隔離弁バイパス弁	バタフライ弁	電気作動	550A
(e) フィルタ装置入口弁	バタフライ弁	空気作動	550A

c. 遠隔手動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離 弁 (サプレ ッションチ ェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離 弁 (ドライ ウエル側) (550A)	(c) 二次隔離 弁 (550A)	(d) 二次隔離 弁バイパス 弁 (550A)	(e) フィルタ 装置入口弁 (550A)
全長	約9m	約12m	約3m	約11m	約11m
個数	1	1	1	1	1

d. 遠隔空気駆動弁操作設備

弁名称 (呼び径)	(a) 一次隔離弁 (サプレッション チェンバ側) (550A)	(b) 一次隔離弁 (ドライウエル側) (550A)	(c) フィルタ装置入口 弁 (550A)
個数	1	1	1

e. ラプチャーディスク

名称	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
(a) ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1
(b) ラプチャーディスク (よう素フィルタ出口側)	0.1MPa	500A	ステンレス鋼	1

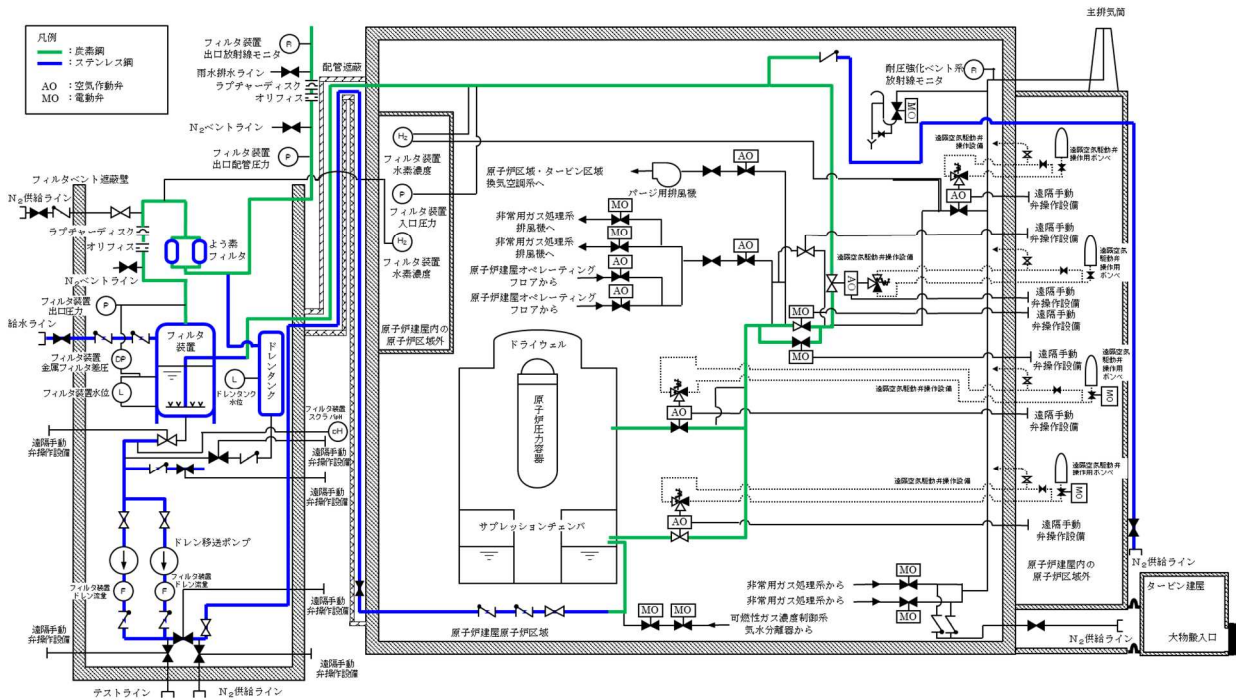


図2.3.1-2 関連機器及び配管の材質範囲

2.3.2 フィルタ装置及びよう素フィルタ

(1) フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様

フィルタ装置は、スカート支持たて置円筒形容器であり、常時スクラバ水を貯留する。容器下部には水スクラバ（スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置）、上部には整流板及び金属フィルタが設置され、これらを組合せて粒子状放射性物質及び無機よう素を除去する。

更に、フィルタ装置の後段に、ラグ支持たて置円筒形容器のよう素フィルタを設け、有機よう素を捕捉する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置及びよう素フィルタの主な仕様を以下に示す。

- a. フィルタ装置及びよう素フィルタは、重大事故等クラス2容器として設計・建設規格のクラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. フィルタ装置内に貯留するスクラバ水量は、捕捉した放射性物質の崩壊熱による減少やベントガスの配管表面での放熱で発生する凝縮水による増加により変化するが、要求事項であるフィルタ装置内発熱量約9.3kWを考慮した場合の水位変化に対して、ベント開始後24時間は水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. フィルタ装置及び内部構造物の材料は、スクラバ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、よう素フィルタ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. フィルタ装置には，スクラバ水の減少分を補充するための給水用ノズル及びスクラバ水を移送するための排水用ノズルを設ける。
- e. フィルタ装置は，スクラバノズル，スクラバ水，気泡細分化装置，整流板及び金属フィルタを内蔵する。
- f. よう素フィルタには，キャンドルユニットを設け，銀ゼオライトを収納する。
- g. フィルタ装置出口側配管並びによう素フィルタ出口側配管には，オリフィスを設ける。オリフィス（フィルタ装置出口側）は，よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため，よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために設置する。また，オリフィス（よう素フィルタ出口側）は，よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するために設置する。

フィルタ装置及びよう素フィルタの仕様を表2.3.2-1，表2.3.2-3に，構造図を図2.3.2-1～図2.3.2-3に示す。

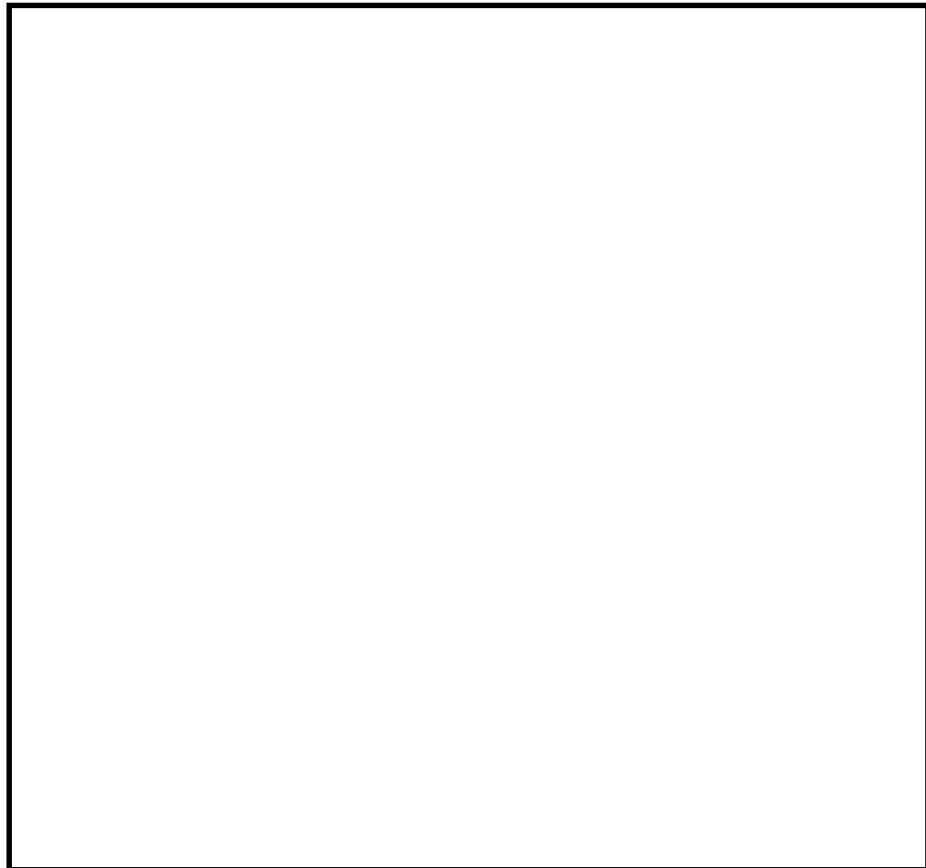


図 2.3.2-1 フィルタ装置構造図（その1）

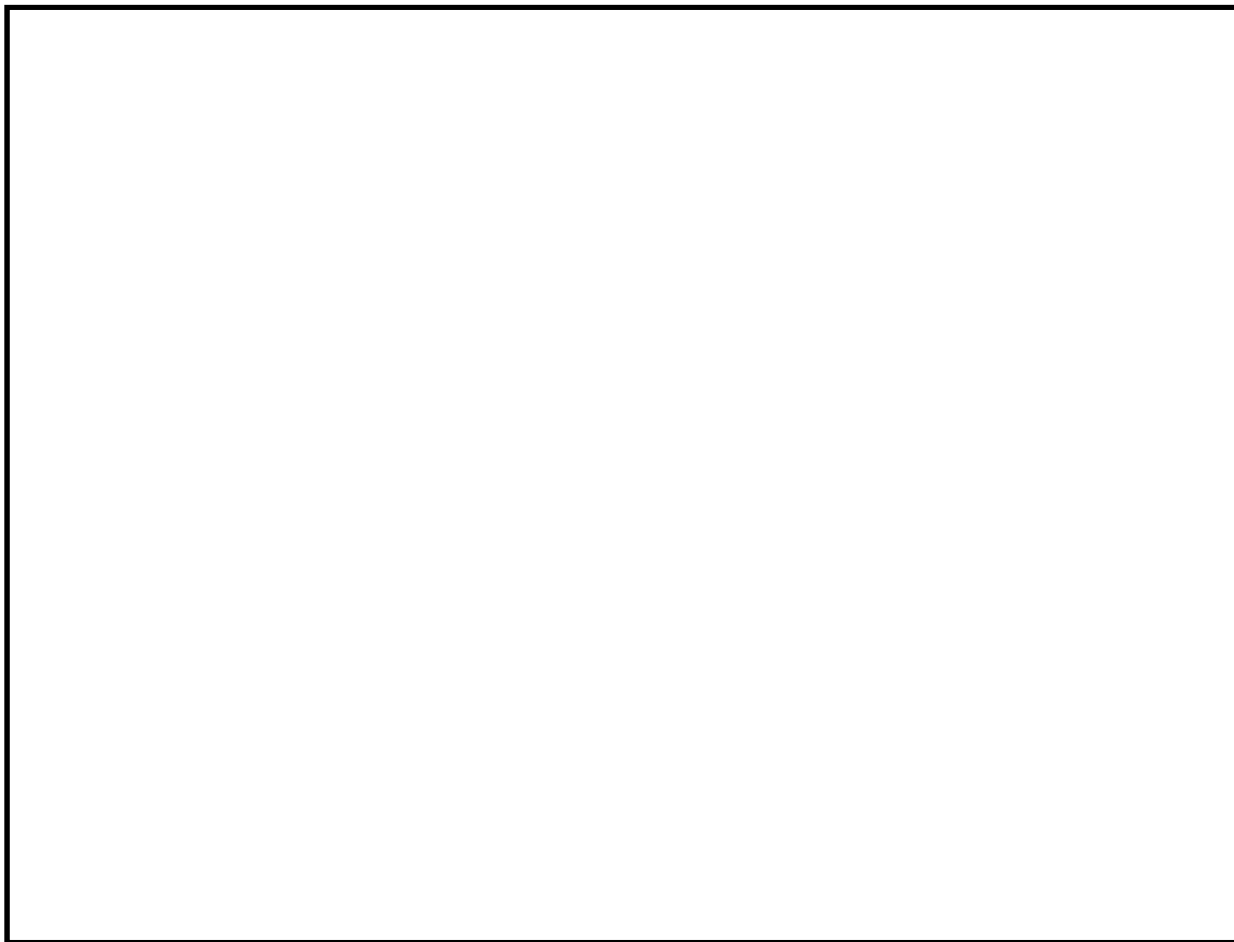


図 2.3.2-2 フィルタ装置構造図 (その 2)



図 2.3.2-3 よう素フィルタ構造図

(2) フィルタ仕様

a. 水スクラバ

水スクラバは、スクラバノズル、スクラバ水及び気泡細分化装置で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕捉し、スクラバ水中に保持する。

スクラバノズルは、シャワーヘッド状の形状とし、ベントガスが均一に噴射するよう、容器中心から同心円状に140本配置する。

スクラバノズルの穴径はφ5mmとし、1つのスクラバノズルには、φ5mmの穴を50個設置することから、合計でφ5mmの穴を7000個設置している。

スクラバノズルから噴出された気泡を細分化するために、気泡細分化装置を設ける。気泡細分化装置内にはメッシュ状の充填物を充填する。

気泡細分化装置は、スクラバノズルから990mm上方に設置し、充填厚さは、1000mmとする。

また、スクラバ水には無機よう素 (I_2) を捕捉、保持するため、水酸化ナトリウム (NaOH) が添加される。水酸化ナトリウムは、揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン (I^-) に変化させ、捕捉を安定させるために、スクラバ水を高アルカリ性の状態に維持する。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

スクラバノズル及び気泡細分化装置の機器仕様を表2.3.2-1に、スクラバ水の仕様を表2.3.2-4に、スクラバノズルの構造図を図2.3.2-4に、気泡細分化装置を図2.3.2-5に示す。

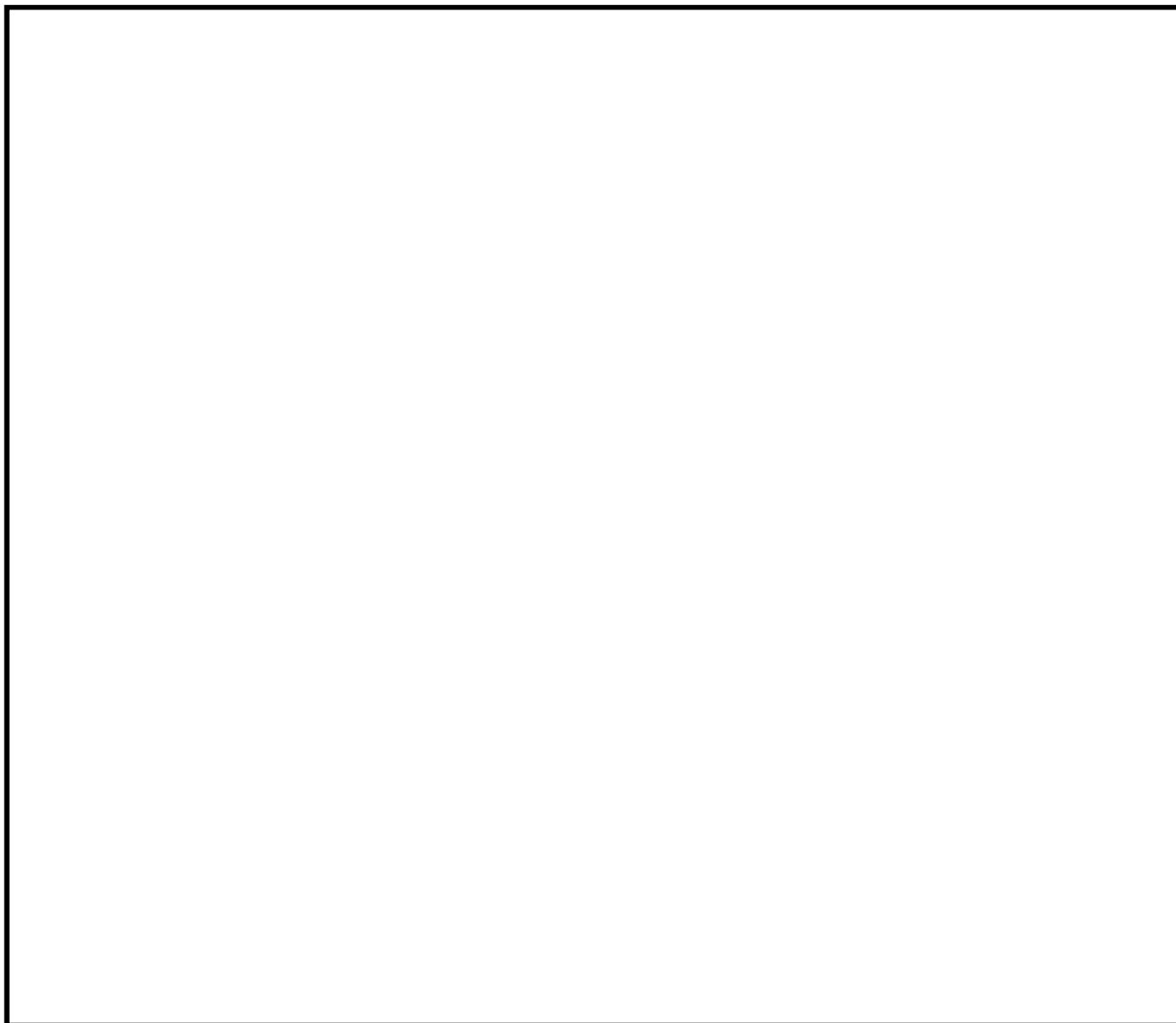


図2.3.2-4 スクラバノズル

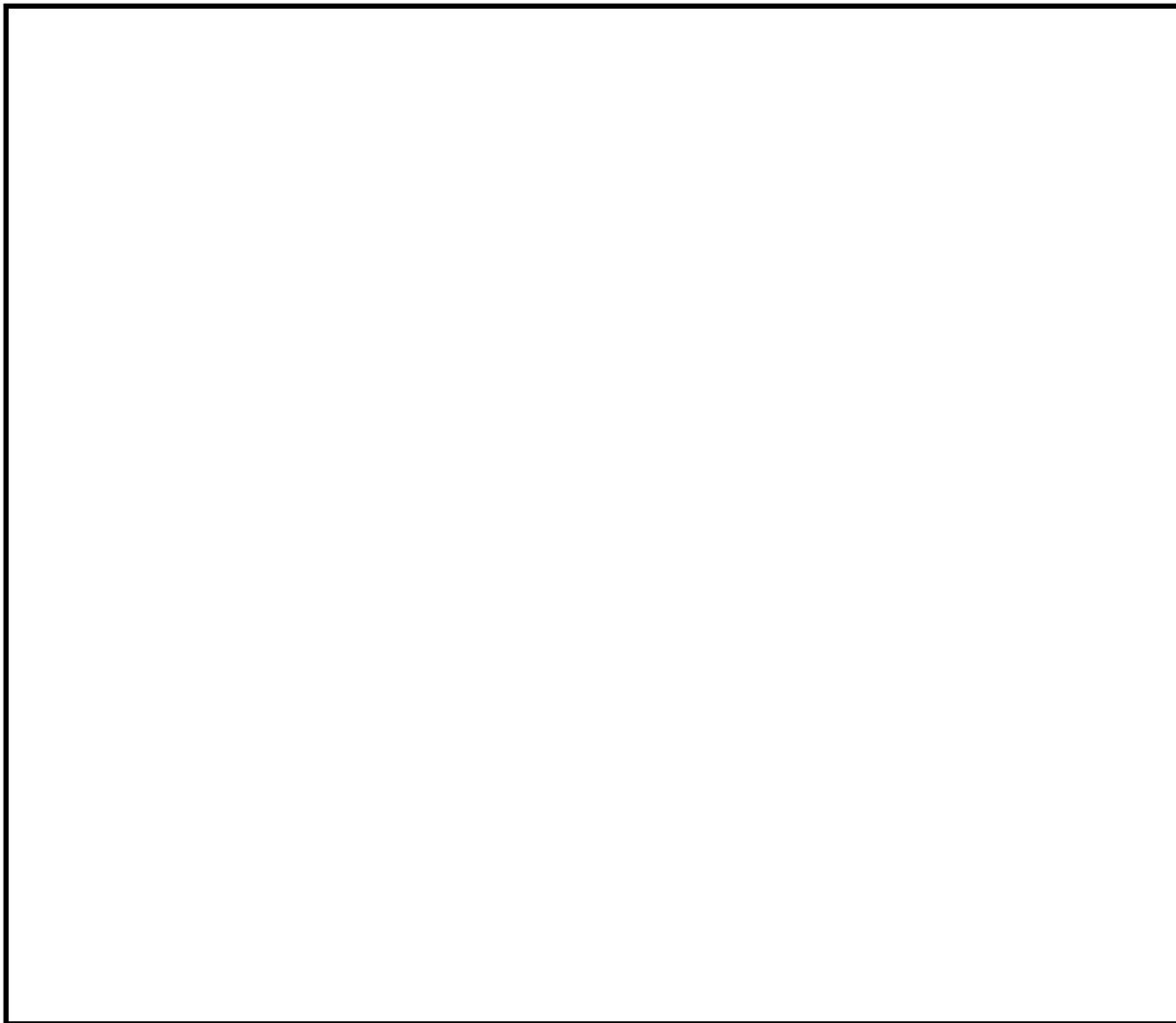


図2.3.2-5 気泡細分化装置

b. 整流板

整流板は、金属フィルタへのガスの流れを整流するため、金属フィルタの下方にある入口配管の支持鋼材に設置する。また、整流板は地震発生時にスロッシングにより、スクラバ水の液面が金属フィルタに到達することを抑制する。

整流板にはパンチングメタルを用い、材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。

整流板の機器仕様を表2.3.2-1に、構造図を図2.3.2-6に示す。

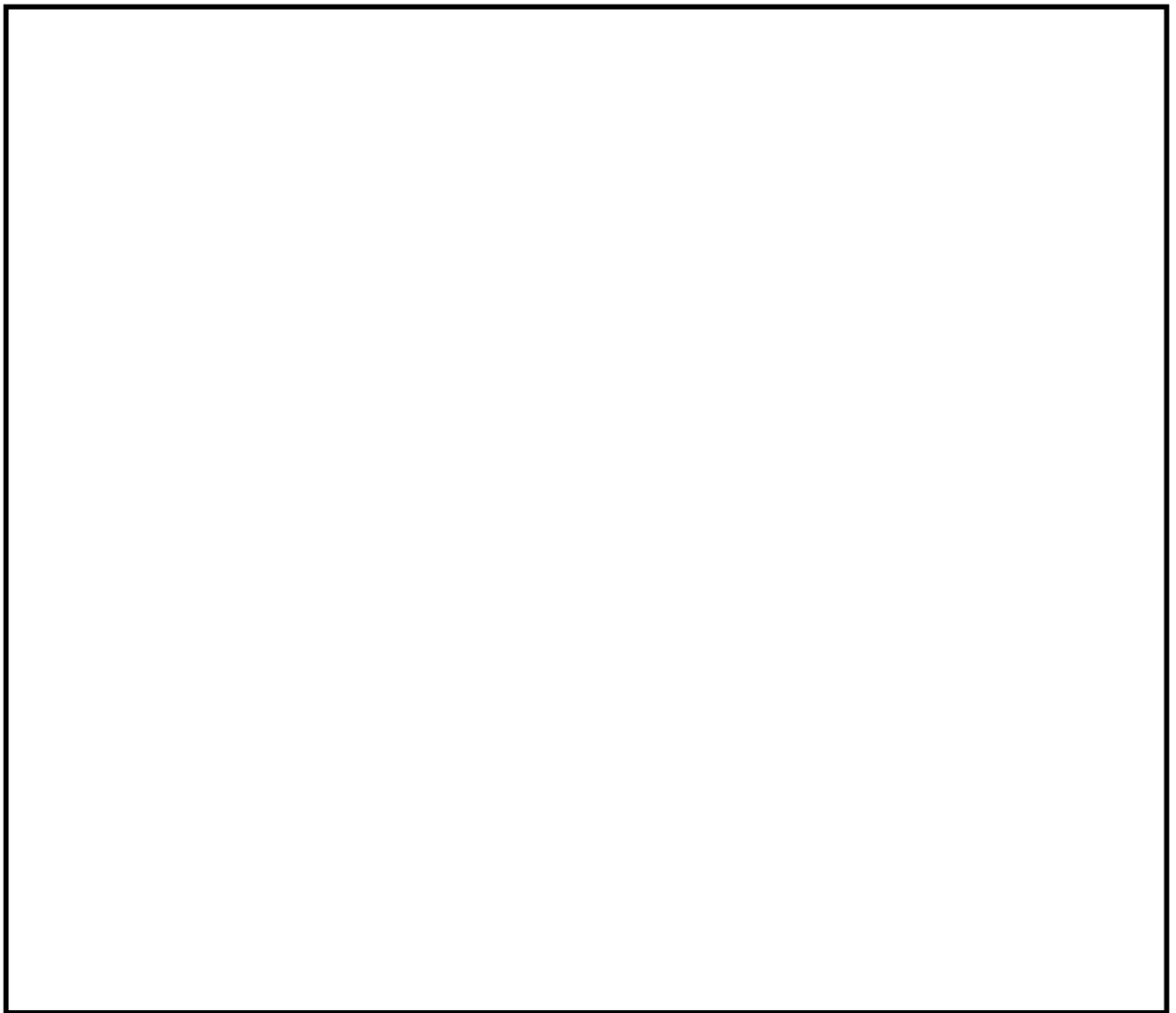


図 2.3.2-6 整流板

c. 金属フィルタ

金属フィルタは、水スクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、円筒状であり、内部は3層構造となっている。

1層目には、 $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置し、大粒径のエアロゾルやスクラバ水の飛沫を捕捉する。2層目には、 $\phi 2 \mu\text{m}$ の金属繊維焼結シート

を設置し、小粒径のエアロゾルを捕捉する。3層目には、1層目と同様に $\phi 30 \mu\text{m}$ の金属繊維からなるウェブを設置する。

金属フィルタは、スクラバノズルから5038mm上方に128本設置する。

ベントガスは、スクラバ水を出た後、スクラバ水から生じる湿分（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、ウェブで液滴を分離する。

金属フィルタの材質は、腐食の発生を考慮しステンレス鋼を用いる。

金属フィルタの機器仕様を表2.3.2-1に、構造図を図2.3.2-7に示す。

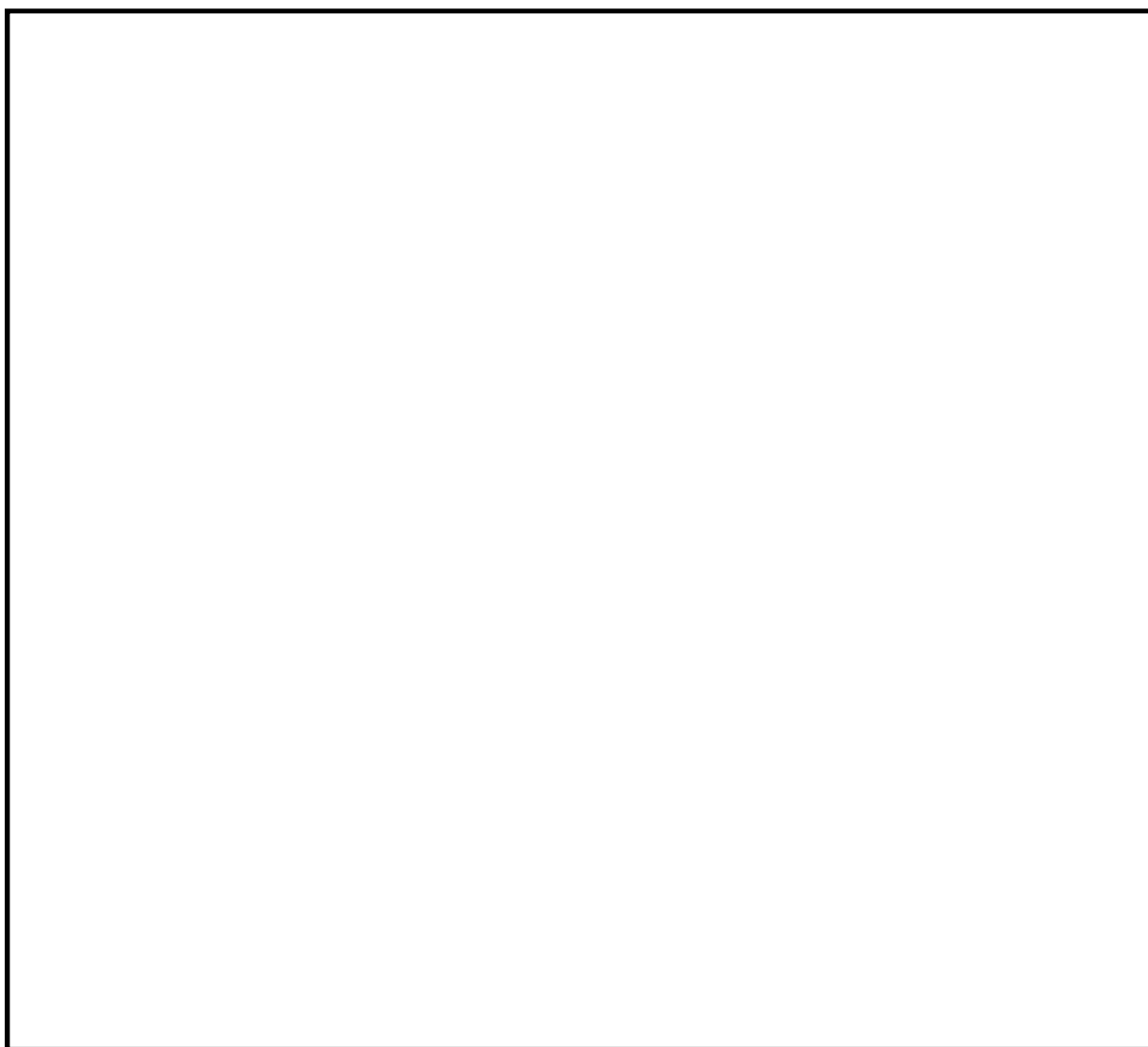


図 2.3.2-7 金属フィルタ

d. オリフィス

よう素フィルタに流入する原子炉格納容器内雰囲気ガスに適切な露点温度差を持たせるため、よう素フィルタ手前でガスを急減圧するために、金属フィルタ下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設置する。また、よう素フィルタにおいて原子炉格納容器雰囲気ガスと吸着材の接触時間を適切な値に確保するため、よう素フィルタ出口側配管にオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設置する。オリフィスの穴径は、原子炉格納容器から原子炉建屋頂部に設置した放出口までの配管の摩擦・局所圧損、フィルタ装置の圧損、オリフィスの圧損、よう素フィルタ及びラプチャーディスクの圧損を考慮した場合、原子炉格納容器が620kPaでベントした際に、格納容器圧力逃がし装置の設計流量である31.6kg/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、オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となり、よう素フィルタに供給される。

オリフィスの仕様を表2.3.2-2に示す。

e. よう素フィルタ

よう素フィルタには銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通させることで、ガス中に含まれる有機よう素を除去する。

銀ゼオライトは、よう素フィルタ内に19本配置した円筒状のキャンドルユニット内に充填し、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。

よう素フィルタの仕様を表2.3.2-3に、構造図を図2.3.2-8に示す。

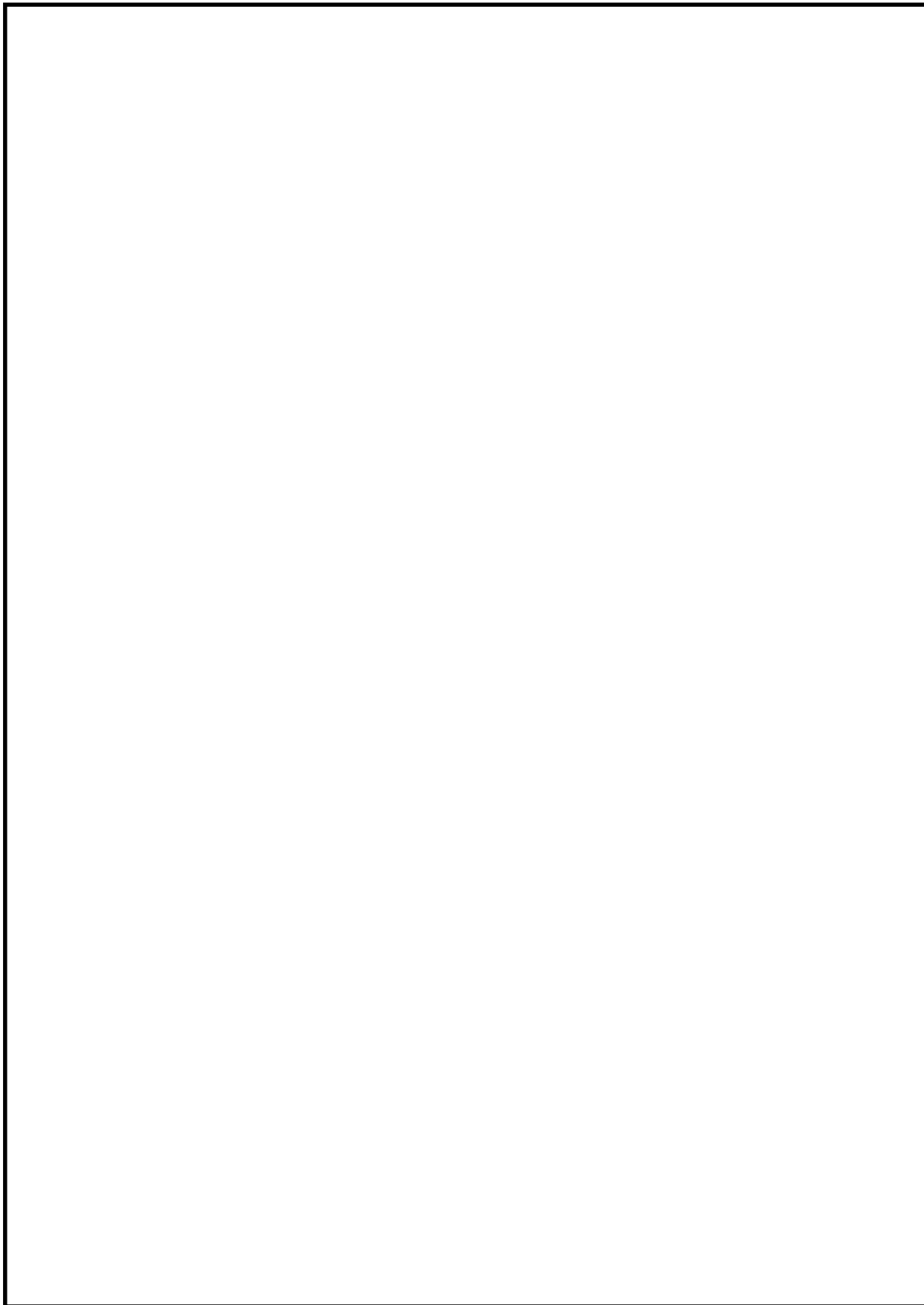


図 2.3.2-8 よう素フィルタ

表2.3.2-1 フィルタ装置主要仕様

(a) 容器

型 式	スカート支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	4000mm
高 さ	8549mm

(b) スクラバノズル

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	140

(c) 気泡細分化装置

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(d) 整流板

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
個 数	1

(e) 金属フィルタ

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
織 維 径	1層目 約 30 μ m 2層目 約 2 μ m 3層目 約 30 μ m
個 数	128
総 面 積	<input type="text"/> m ² (<input type="text"/> m ² /個)

表2.3.2-2 オリフィス主要仕様

(a) オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	ステンレス鋼 (SUS304)
個 数	2

表2.3.2-3 よう素フィルタ主要仕様

(a) 容器

型 式	ラグ支持たて置円筒形
材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
胴 内 径	3000
高 さ	3000
個 数	2

(b) キャンドルユニット

材 質	ステンレス鋼 (SUS316L)
寸 法	高さ <input type="text"/> mm 直径 <input type="text"/> mm 厚さ <input type="text"/> mm
充 填 量	<input type="text"/>
個 数	<input type="text"/>

表2.3.2-4 スクラバ水仕様 (待機水位時)

項 目	設 定 値
水酸化ナトリウム (NaOH) 濃度	<input type="text"/> wt%以上
保有水位	<input type="text"/>
pH	<input type="text"/> 以上

2.3.3 配置

フィルタ装置及びよう素フィルタは、原子炉建屋外の地上に設置する頑健なフィルタベント遮蔽壁内に設置する。フィルタベント遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置及びよう素フィルタ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系、当該系統の除熱を行う原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系並びに重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図っている。

フィルタ装置及びよう素フィルタの配置を図2.3.3-1、図2.3.3-2に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、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した設計とする。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ことを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位（T.M.S.L. 8200mm）よりも高い位置

（T.M.S.L. 9200mm）に接続箇所を設け、ドライウエル側からの排気では、燃料有効長頂部（T.M.S.L. 13999.5mm）よりも高い位置（T.M.S.L. 19000mm）に接続箇所を設ける。

格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を図2.3.3-3に示す。

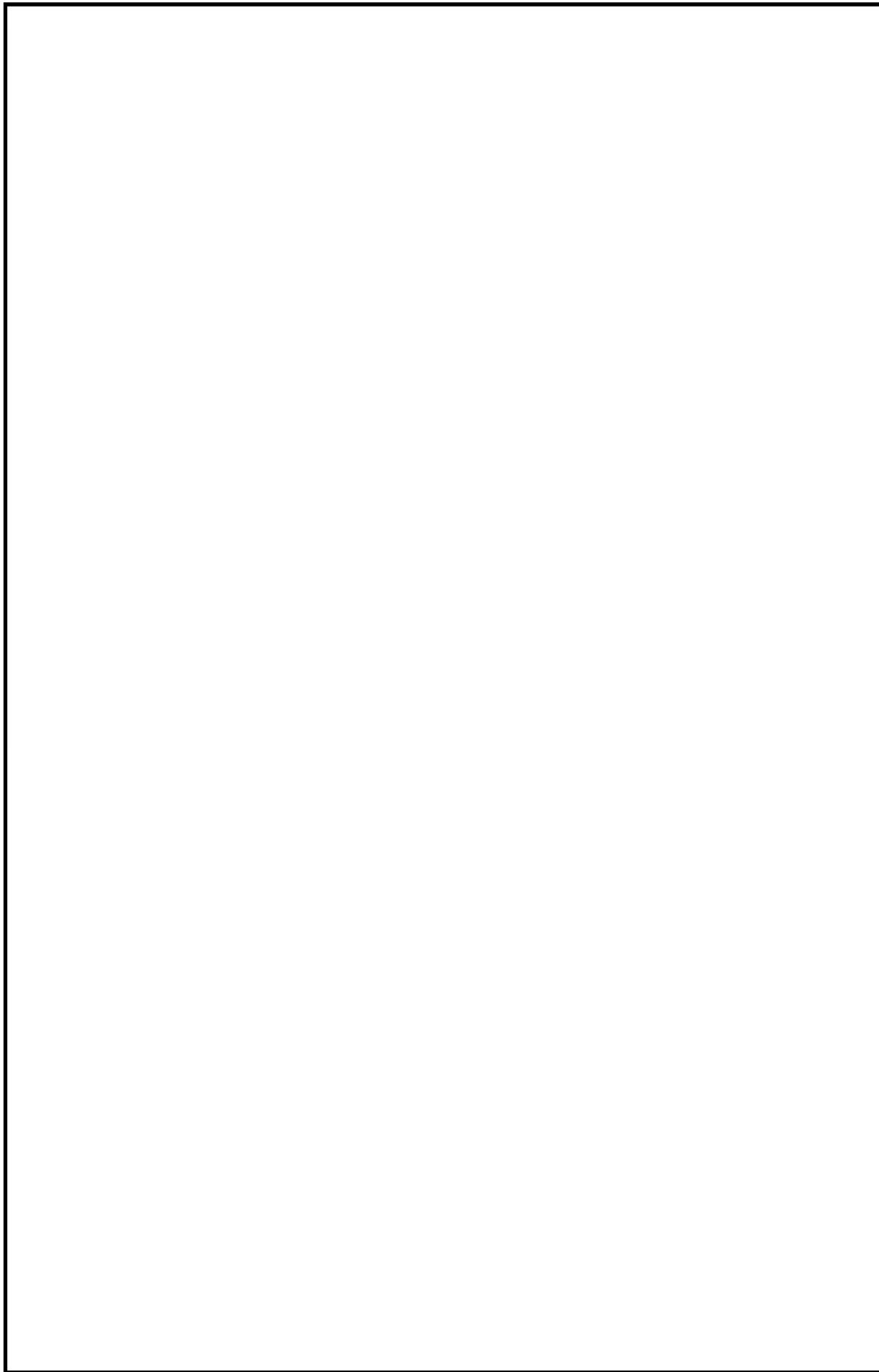


図 2.3.3-1 フィルタ装置及びびよう素フィルタの配置図 (その 1)

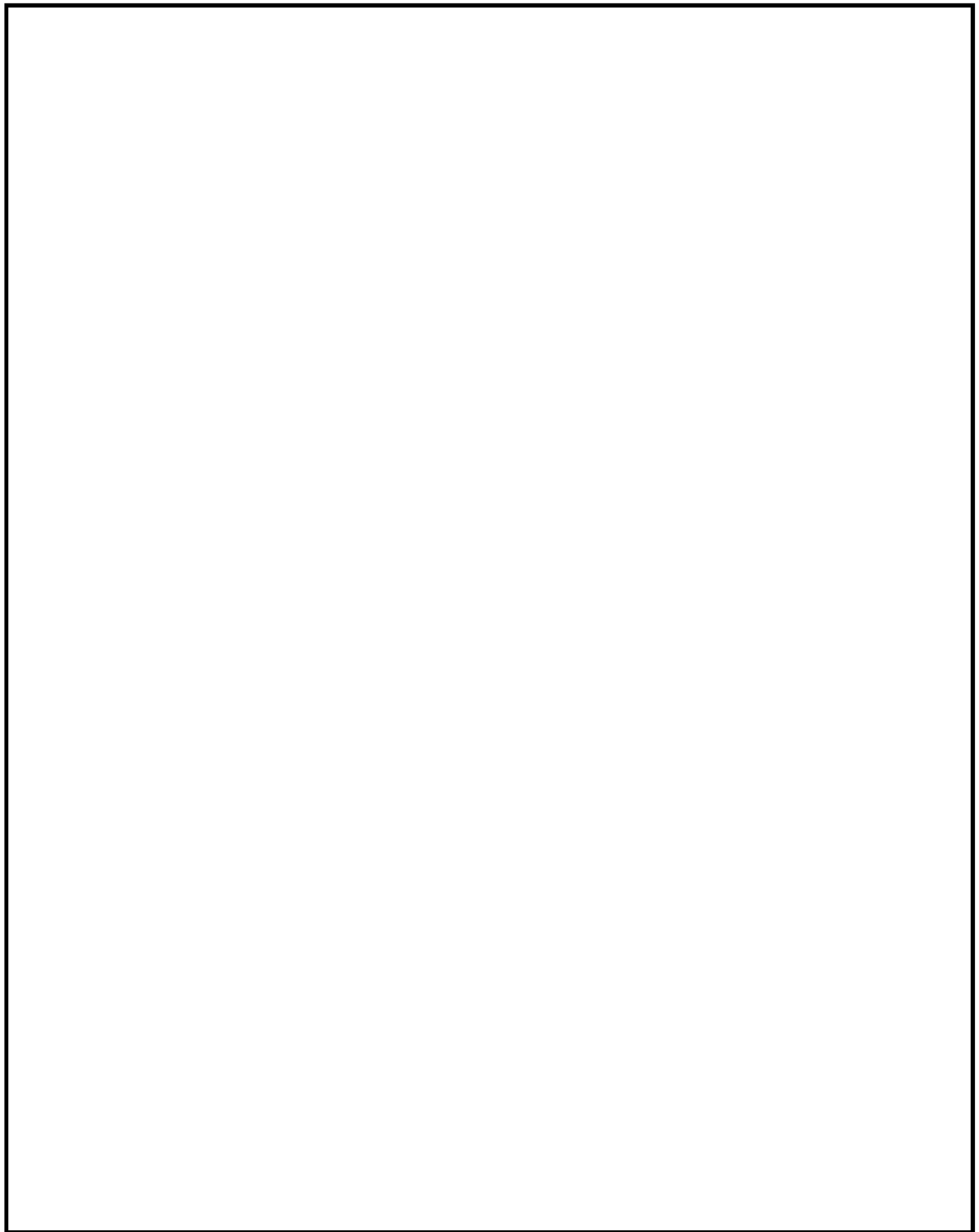


図 2.3.3-2 フィルタ装置及びよう素フィルタの配置図（その 2）

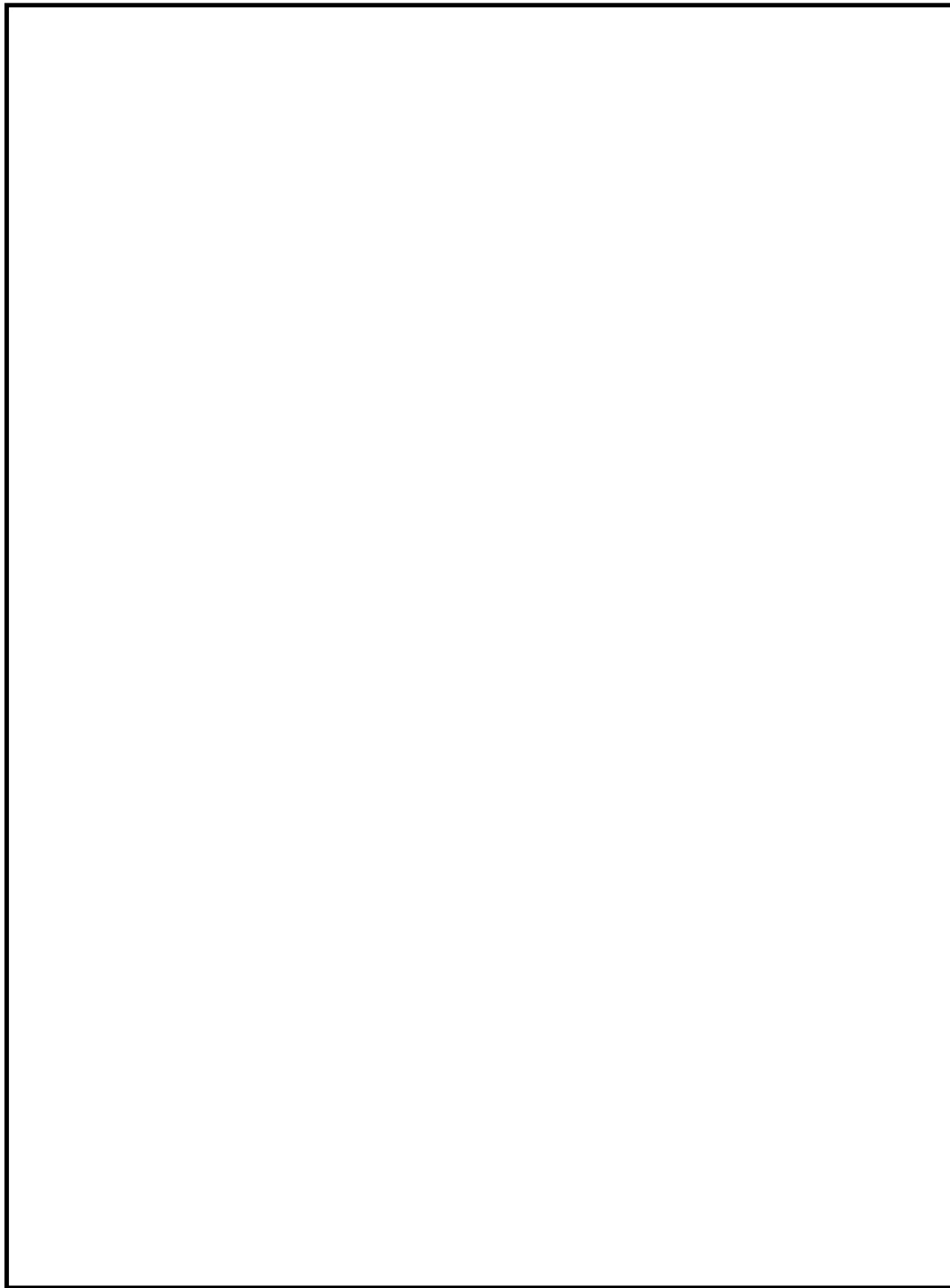


図 2.3.3-3 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

2.4 付帯設備

2.4.1 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計測設備にて構成する。

(1) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視するために設置する。

フィルタ装置入口及び出口配管に設置されている水素濃度計にてベント停止後の窒素ガスによるパージ操作により、フィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが残留していないことを確認する。

また、窒素ガスによるパージ操作後もフィルタ装置入口及び出口配管内に水素ガスが流入していないことを確認する。

フィルタ装置水素濃度の計測範囲は、0～100vol%とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は、通常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、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。フィルタ装置水素濃度の主要仕様を表2.4.1-1「フィルタ装置水素濃度の仕様」に示す。

表2.4.1-1 フィルタ装置水素濃度の仕様

種 類	熱伝導式水素検出器
計測範囲	0～100vol%
個 数	2
使用電源	交流電源

(2) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に、フィルタ装置出口の放射線量を監視し、初期値からの指示上昇により放射性物質を含むガスが放出されていることを確認するために設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^4 mSv/h）を監視可能なように $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/hとしている。計測した線量当量率は、中央制御室及び5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）で監視可能な設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタは、通常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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1-2「フィルタ装置出口放射線モニタの仕様」に示す。

表2.4.1-2 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

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

(3) フィルタ装置周り計測設備

通常待機時、ベント実施時及びベント停止後に、系統の圧力とフィルタ装置の水位を監視するため、圧力計と水位計を設置する。また、排水配管に流量計とpH計、フィルタ装置内金属フィルタに差圧計、ドレンタンクに水位計を設置する。これらの監視パラメータは、中央制御室、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部・高気密室）又は現場で監視可能な設計とする。

フィルタ装置スクラバ水pH及びドレンタンク水位（現場）は、通常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、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から給電が可能な構成とする。また、フィルタ装置金属フィルタ差圧及びドレンタンク水位（中央制御室）は、通常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AM用直流125V蓄電池又は可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電が可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計測設備のうち、フィルタ装置出口圧力及びフィルタ装置出口配管圧力は、通常待機時以外のベント実施時及びベント停止後は監視する必要がないため、自主対策設備とする。フィルタ装置入口圧力は中央制御室にて監視することから、現場計器については自主対策設備とする。ドレン移送ポンプの運転状態の確認はフィルタ装置水位又はドレンタンク水位により水位が低下していることで確認することから、フィルタ装置ドレン流量は補助的にドレン移送ポンプの運転状態を監視するため自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 通常待機時

通常待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力にて、封入した窒素圧力(0.01MPa以上)を継続監視することによって配管内の不活性状態を把握できる。

また、フィルタ装置出口配管圧力にて、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. ベント実施時

ベント実施時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置入口圧力にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、原子炉格納容器の圧力の低下に追従して低下傾向を示すことを確認することで把握できる。

また、フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口の線量当量率が初期値から上昇することを測定することによりフィルタ装置が閉塞していないことを把握できる。

(b) フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位にて、水位が約500mm～約2200mmの間であることを確認することで把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

c. ベント停止後

ベント停止後の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置内スクラバ水の確認

フィルタ装置水位にて、フィルタ装置内で捕捉した放射性物質の放熱により、フィルタ装置内の水が蒸発することによる水位低下を把握できる。

(b) フィルタ装置配管内の不活性状態の確認

フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置水素濃度にて、配管内が封入した窒素ガスで正圧に維持されていること、また、配管内に水素ガスが残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握できる。

(c) 放出されるガスの放射線量の確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの線量当量率を測定し、排出経路の放射性物質濃度を推定することが可能である。

(5) 計測設備の仕様

フィルタ装置の水位について図2.4.1-1「フィルタ装置水位」に、計測設備の概略構成図を図2.4.1-2「格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図」に、計測設備の主要仕様を表2.4.1-3「計測設備主要仕様」に示す。

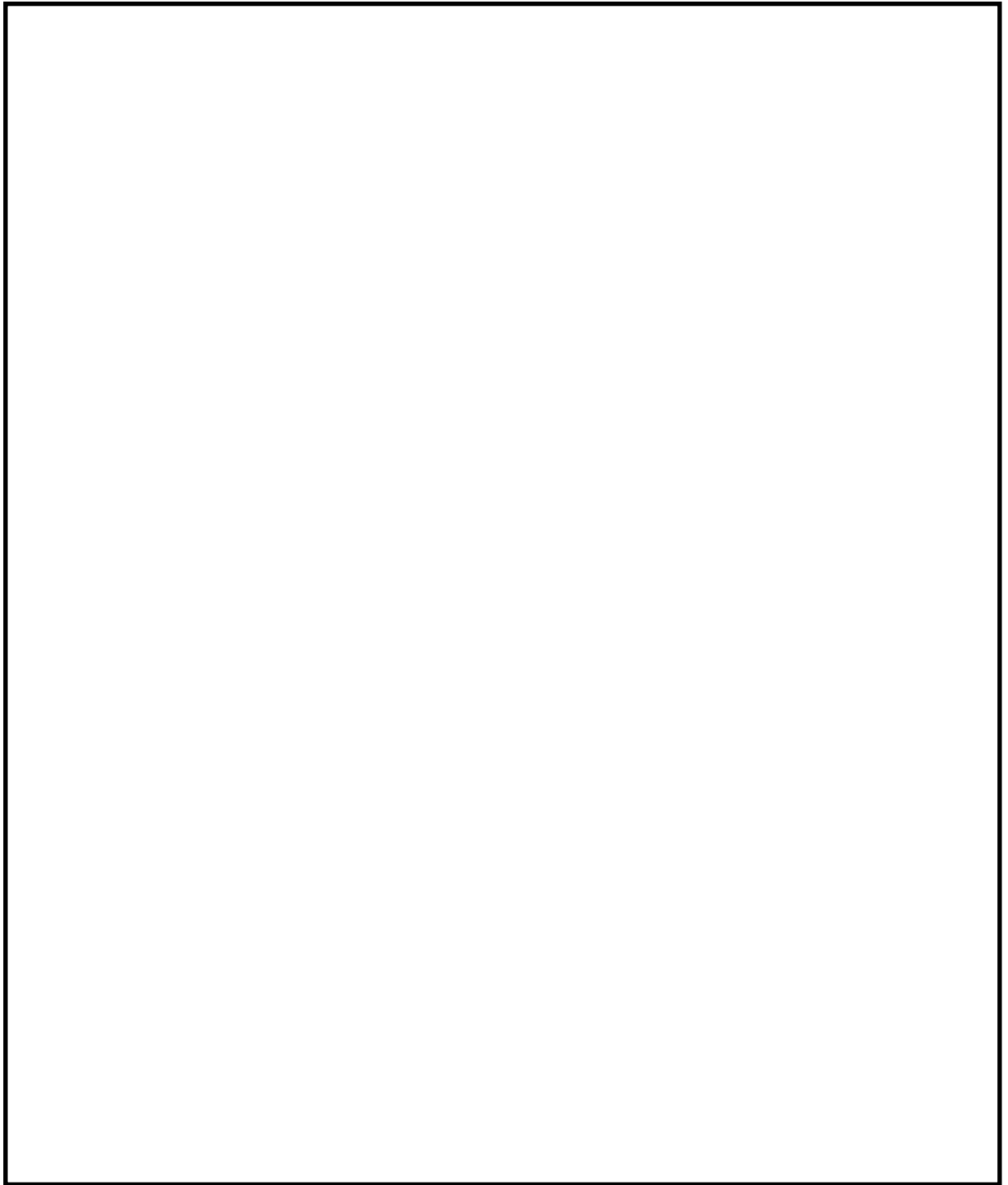


図2.4.1-1 フィルタ装置水位

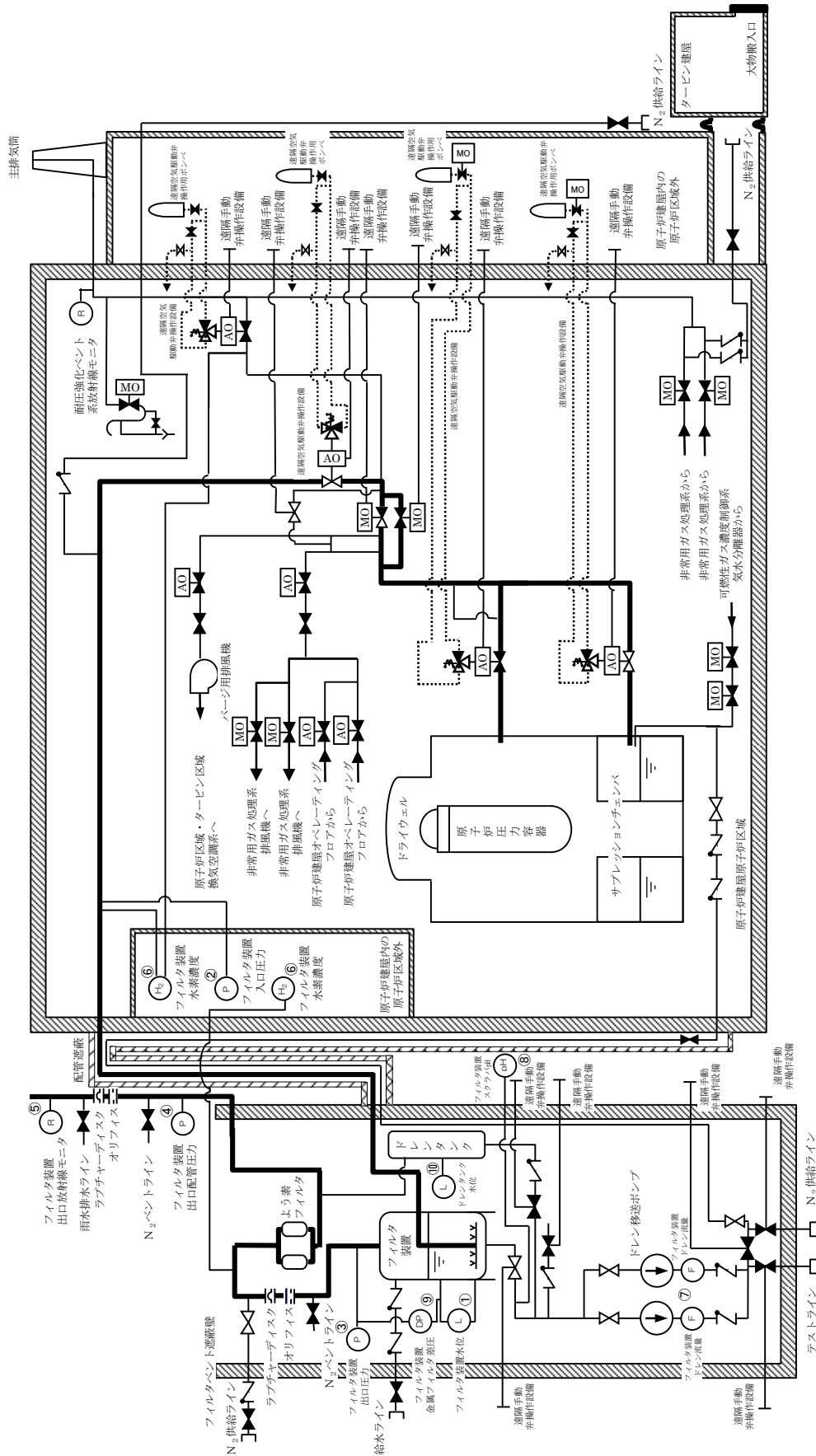


図 2.4.1-2 格納容器圧力逃がし装置の計測設備 概略構成図

表2.4.1-3 計測設備主要仕様 (1/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置の除去性能に影響するパラメータの確認	0~6000mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
②フィルタ装置入口圧力	原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	0~1MPa	ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)が監視可能。また、通常待機時に、窒素置換(0.01MPa以上)が維持されていることを監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
				1	現場*2
③フィルタ装置出口圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~0.5MPa	点検後の窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置	1	中央制御室
④フィルタ装置出口配管圧力*2	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	-0.1~0.2MPa	出口の圧力開放板の設定圧力(0.1MPa)を超えないことを監視可能。	1	現場
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	放出されるガスの放射線量の確認	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 7×10^4 mSv/h)を監視可能。	2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室)
⑥フィルタ装置水素濃度	フィルタ装置配管内の不活性化状態の確認	0~100vol%	ベント停止後の窒素ガスによるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に残留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値(38vol%(ドライ条件))を監視可能。	2*3	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部・高気密室) 現場

表2.4.1-3 計測設備主要仕様 (2/2)

監視パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
⑦フィルタ装置ドレン流量*2	フィルタ装置排水量及びドレンタンク排水量の確認	0~30m ³ /h	ドレンポンプの定格流量(10m ³ /h)を監視可能。	2	現場
⑧フィルタ装置スクラバ水pH	フィルタ装置スクラバ水の水質管理	pH0~14	フィルタ装置スクラバ水のpH(pH0~14)が監視可能。	1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室) 現場
⑨フィルタ装置金属フィルタ差圧	金属フィルタの閉塞	0~50kPa		2	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部・高気密室)
⑩ドレンタンク水位*4	ドレンタンク内の水位の把握	タンク底部から510mm タンク底部から1586mm タンク底部から3061mm タンク底部から4036mm	ドレンタンク内の水位を把握し、ドレン排水操作の開始やドレン排水操作の停止判断が可能なことを監視可能。	4	中央制御室 現場

注記*1：監視パラメータの数字は図2.4.1-2の丸数字に対応する。

*2：自主対策設備。

*3：フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ1個。

*4：補助パラメータ。

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測設備については、通常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、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である電源車、常設代替直流電源設備であるAM用直流125V蓄電池並びに可搬型直流電源設備である電源車及びAM用直流125V充電器から給電可能な構成とする。

電源構成図を図 2.4.2-1 に示す。

【凡例】

- ⚡ : 遮断器
- ⌚ : 配線用遮断器
- M/C : メタルクラッド下閉器装置
- P/C : パワーセンター
- MCC : モーターコントロールローテーション

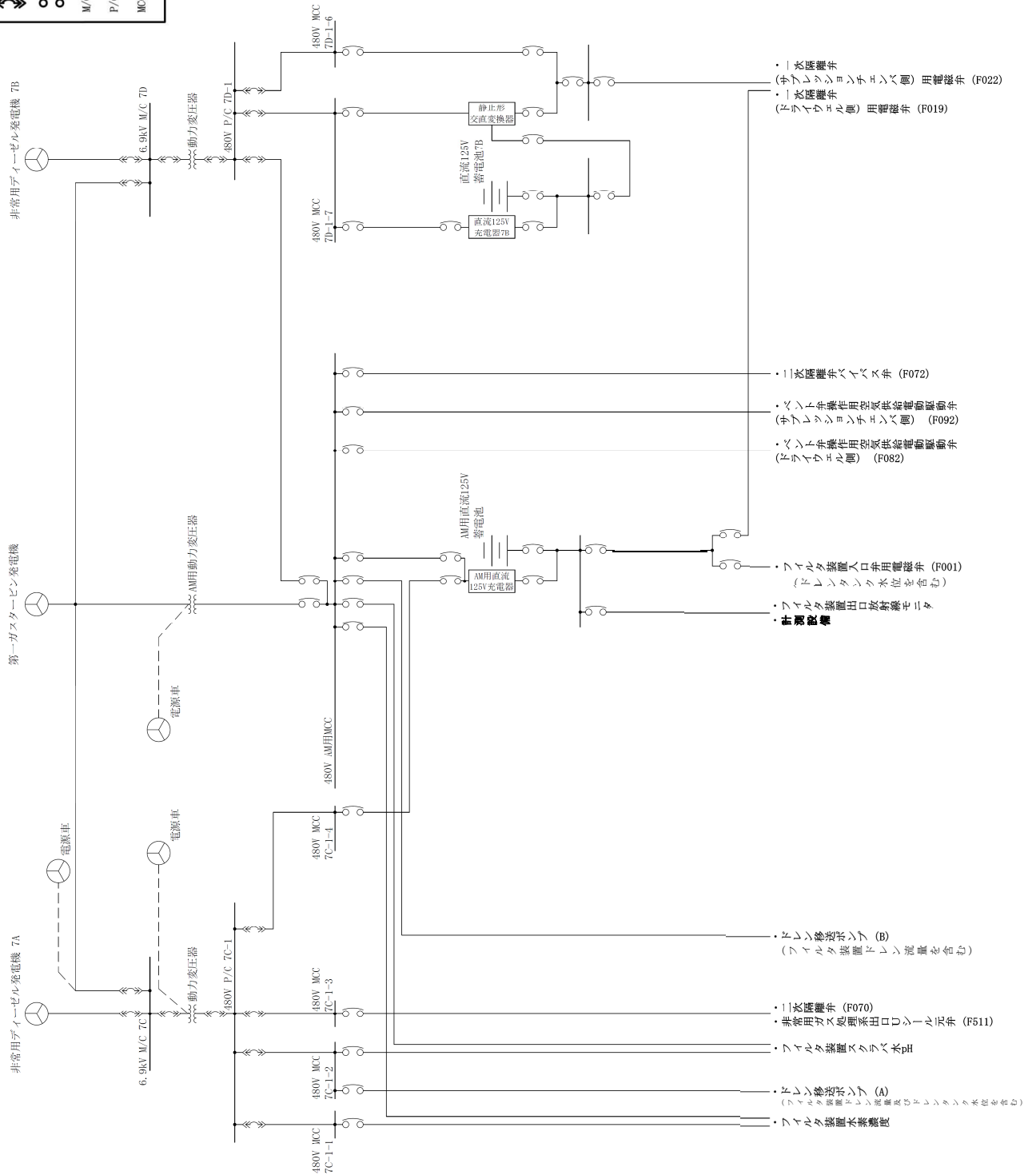


図2.4.2-1 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図

2.4.3 給水設備

通常待機時において、フィルタ装置はスクラバ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圧力逃がし装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ水が蒸発し、水位が低下するおそれがある。このような状況に備え、フィルタ装置にはフィルタベント遮蔽壁外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を表2.4.3-1に、概要図を図2.4.3-1に示す。

表 2.4.3-1 給水配管仕様

口径	65 A
材質	ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)

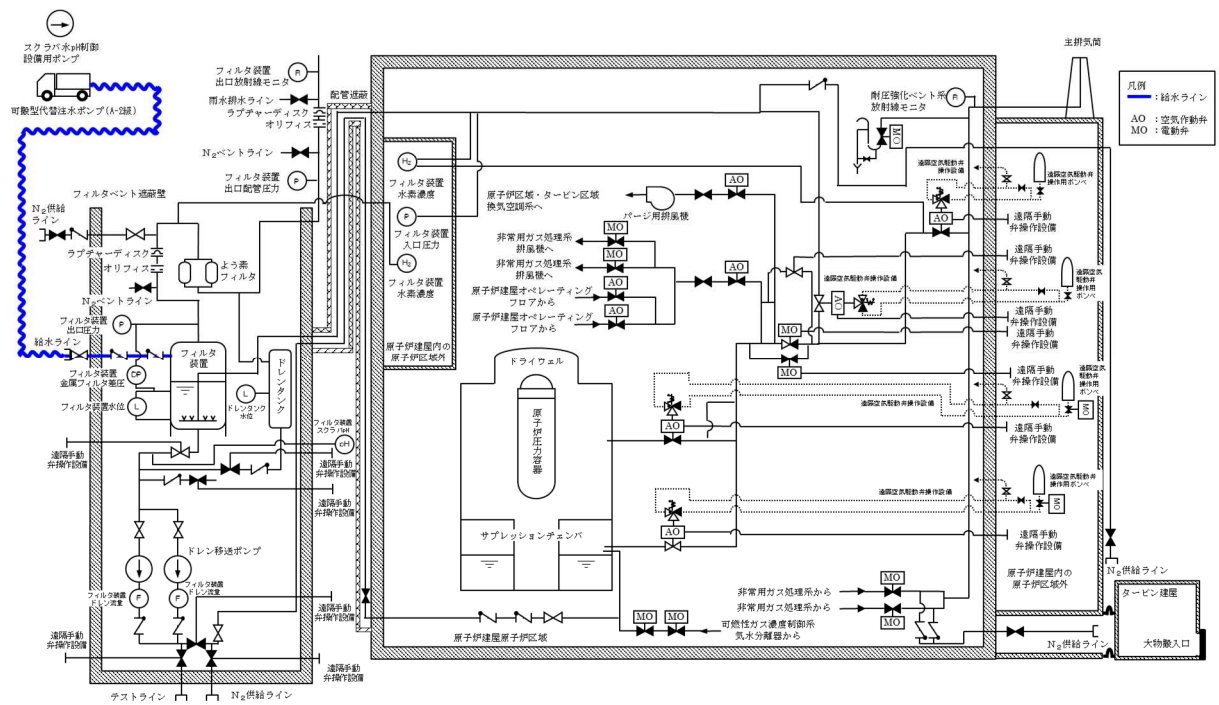


図 2.4.3-1 給水設備概要図

2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント停止後、スクラバ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、窒素ガスを供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するために、可搬型窒素供給装置を設ける。また、通常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、可搬型窒素供給装置を設ける。

原子炉建屋外から窒素ガスを供給できるように接続口を設け、可搬型窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

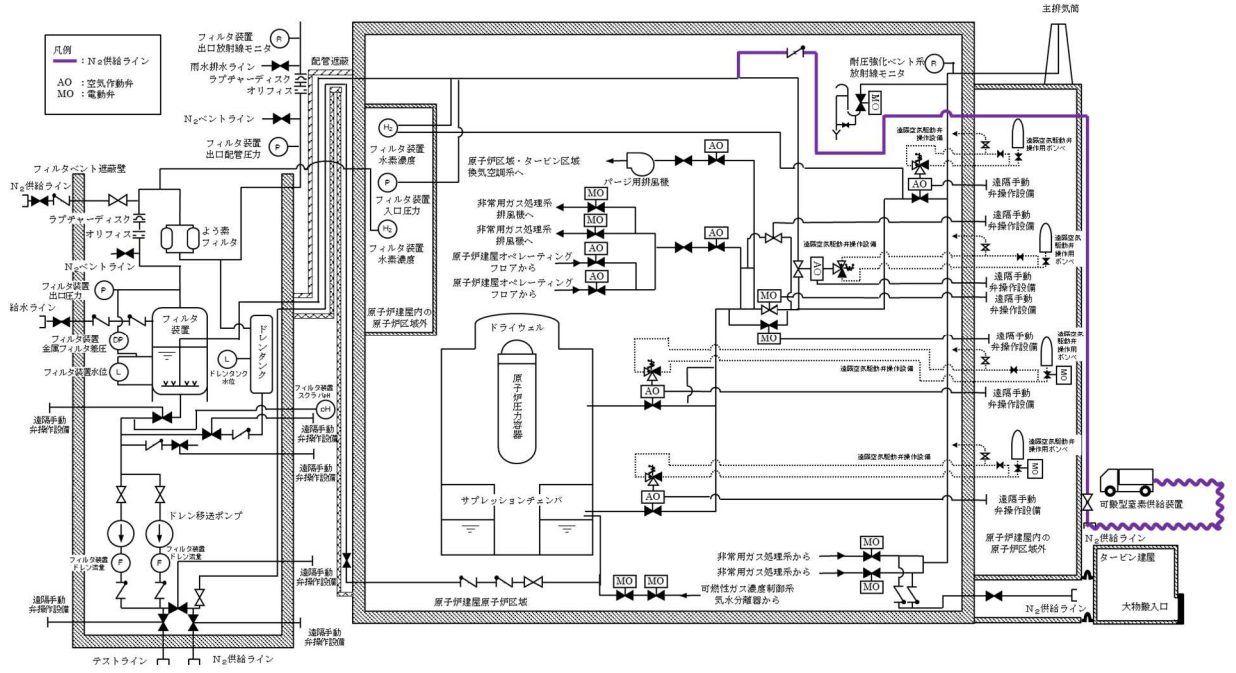
可搬型窒素供給装置の仕様を表2.4.4-1に、窒素供給配管の仕様を表2.4.4-2に、可搬型窒素供給装置の概要図を図2.4.4-1に、可搬型窒素供給装置の車載図を図2.4.4-2に、可搬型窒素供給装置の構成概略図を図2.4.4-3に示す。

表 2.4.4-1 可搬型窒素供給装置（6,7号機共用）仕様

種 類	圧カスイング吸着式
容 量	70Nm ³ /h 以上
窒素純度	99%
供給圧力	0.5MPa 以上
個 数	2（予備 1）

表 2.4.4-2 窒素供給配管仕様

口 径	25A
材 質	炭素鋼 (STPT410) ステンレス鋼 (SUS304, SUS304TP)



2.4.4-1 可搬型窒素供給装置概要図

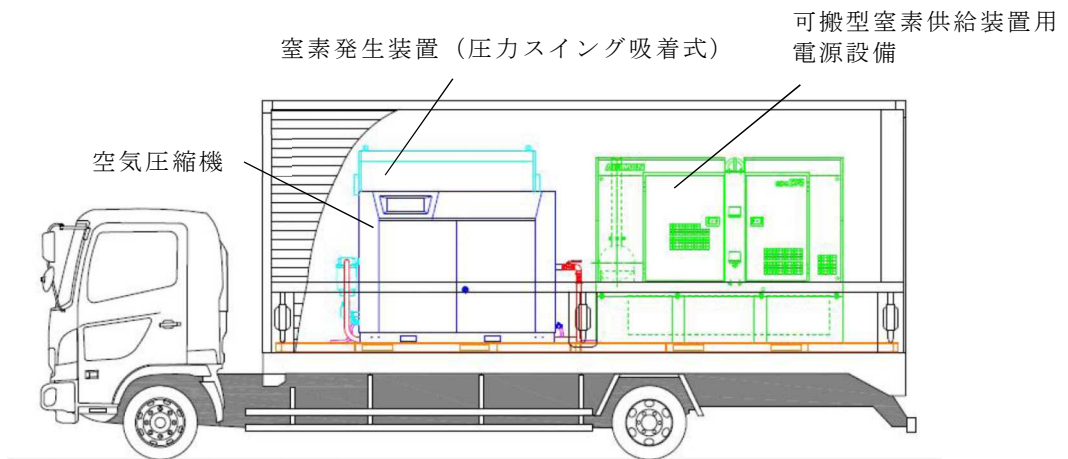


図 2.4.4-2 可搬型窒素供給装置車載図

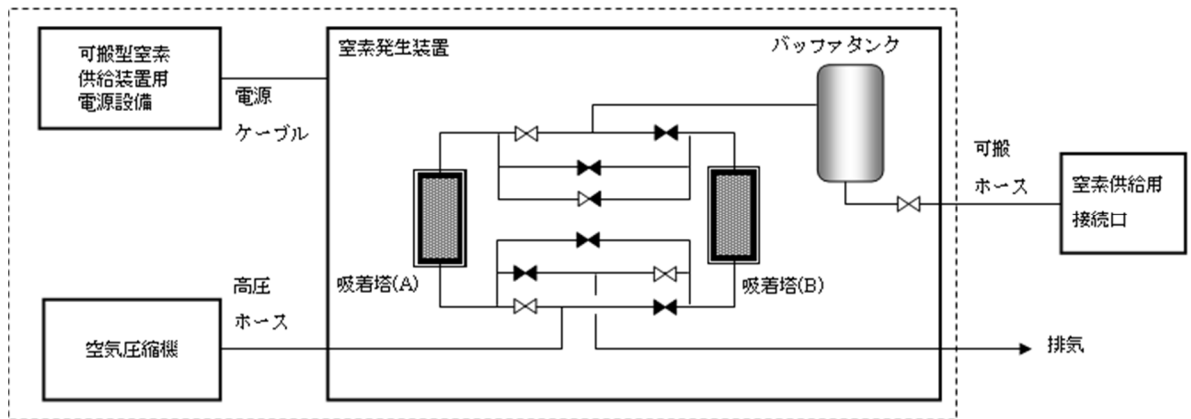


図 2.4.4-3 可搬型窒素供給装置構成概略図

2.4.5 排水設備

ベント停止後の放射性物質を含むフィルタ装置内のスクラバ水並びにドレンタンクの凝縮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、及び万一放射性物質を含むスクラバ水がフィルタベント遮蔽壁内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）に移送するためのドレン移送ポンプ及び排水配管を設置する。

排水設備の仕様を表2.4.5-1に、排水設備の概要を図2.4.5-1に示す。

表 2.4.5-1 排水設備仕様

(1) 排水配管

口 径	50A
材 質	炭素鋼 (STPT410, S25C) ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)

(2) ポンプ

型 式	ドレン移送ポンプ キャンドポンプ
定格流量	10 m ³ /h
定格揚程	50 m
個 数	2
駆動方式	電動駆動（交流）

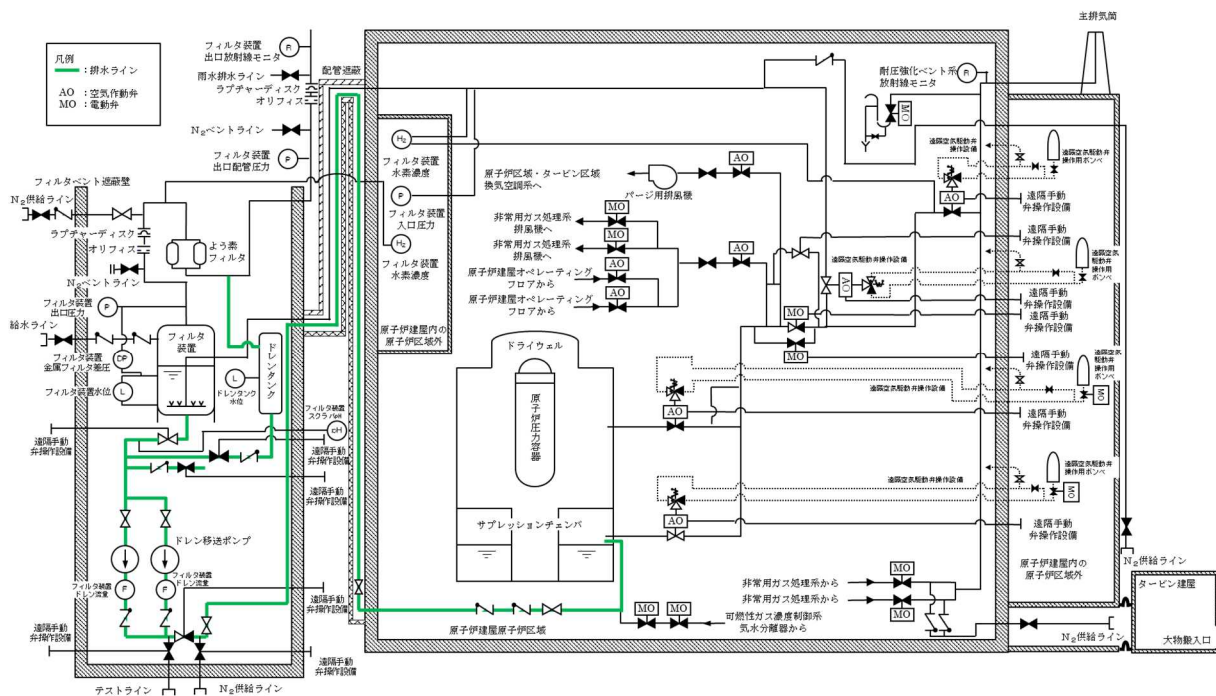


図 2.4.5-1 排水設備概要図

2.4.6 格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備

格納容器圧力逃がし装置放出口への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配管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格納容器圧力逃がし装置放出口排水設備を設置する。

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、流入した雨水はラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）下流配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している。

なお、雨水排水ラインの止め弁は、ベント開始前に閉とする運用とし、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。

格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備の概要を図 2.4.6-1 に示す。

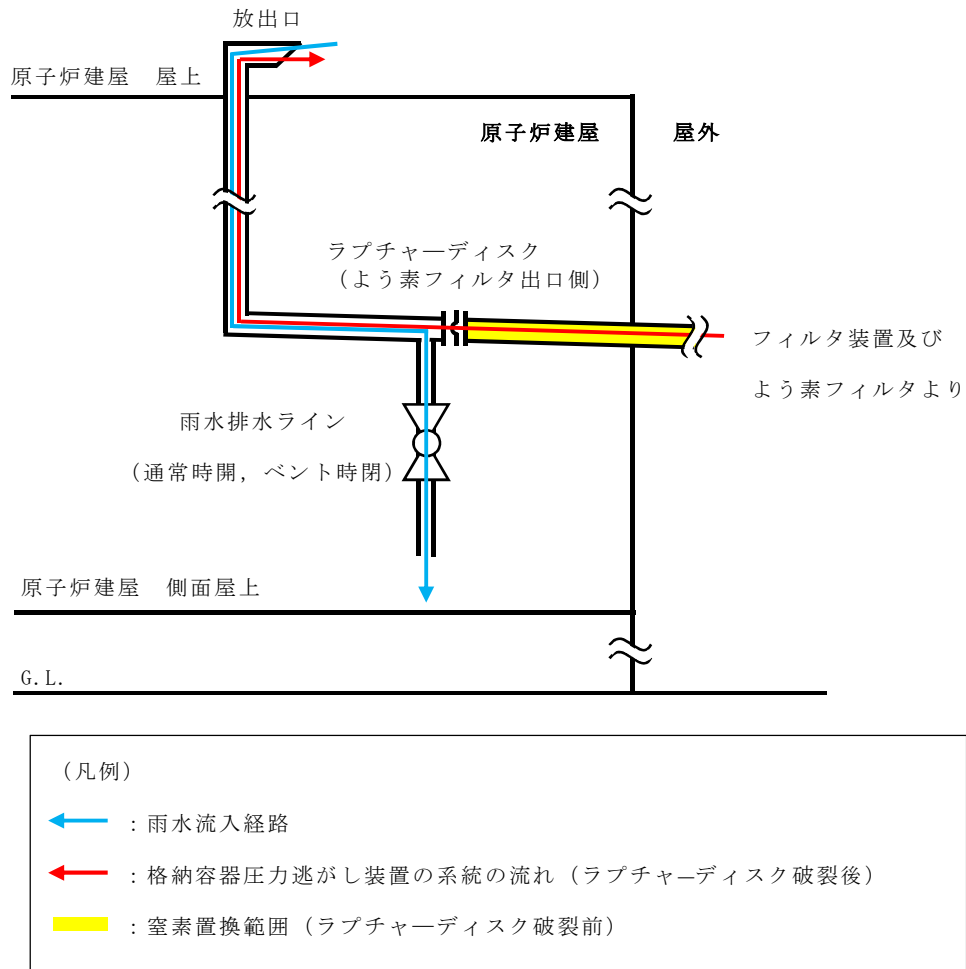


図 2.4.6-1 格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備概要図

3. フィルタ性能

3.1 フィルタ装置及びよう素フィルタ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

(1) 水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理

水スクラバは、ベントガスをスクラバ水中に噴射するスクラバノズルと、スクラバ水中の気泡を細分化するための気泡細分化装置で構成されている。

水スクラバは、スクラバノズルにベントガスを通し、気泡細分化装置によりスクラバ水中の気泡を細分化することでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルをスクラバ水中に捕捉する。

水スクラバでは、下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

- a. スクラバ水中でのベントガスの気泡に作用する加速度により、ベントガス気泡中のエアロゾルに慣性力が働き、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- b. ベントガスの気泡中のエアロゾルが重力沈降し、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- c. ベントガスの気泡中のエアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- d. スクラバ水中でベントガス気泡中の水蒸気が凝縮することにより、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉する。
- e. ベントガス気泡中のエアロゾルの熱泳動により、エアロゾルがスクラバ水と接触することで捕捉される。

図3.1.1-1に水スクラバにおける除去原理を示す。

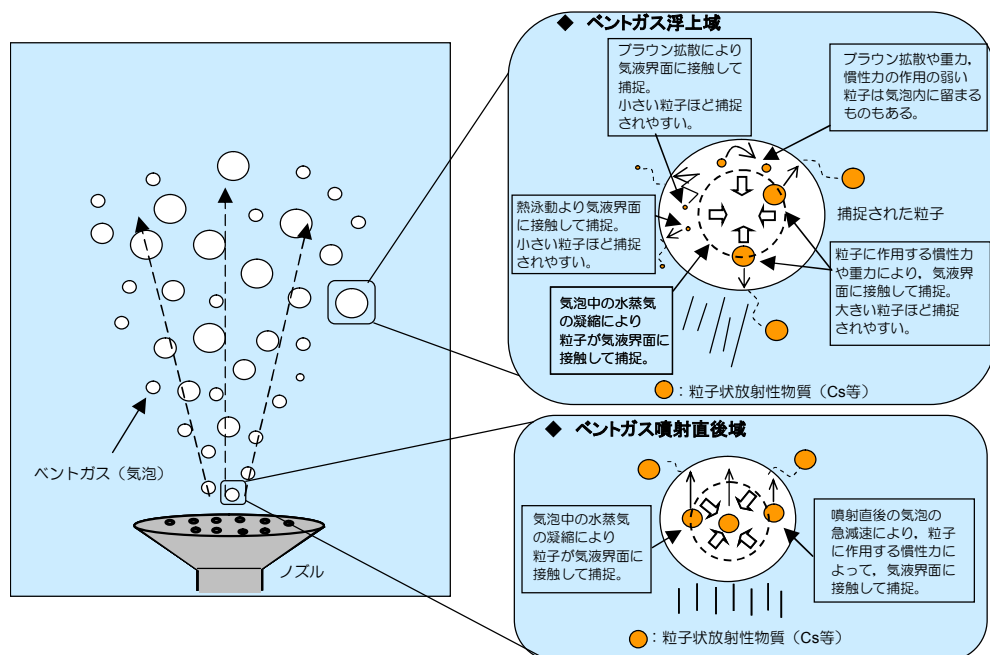


図 3.1.1-1 水スクラバにおけるエアロゾルの除去原理（イメージ）

(2) 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、3層構造の金属繊維と焼結シートの円筒状のフィルタにより構成される。

金属フィルタは、水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。

金属フィルタでは、下記の除去原理によりエアロゾルを捕捉する。

- a. エアロゾルに働く慣性力により、ベントガスの流線から外れ、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
- b. エアロゾルのブラウン運動により、エアロゾルが金属繊維に接触することで捕捉する。
- c. エアロゾルが、金属繊維の隙間に付着することで捕捉する。

図3.1.1-2に金属フィルタにおける除去原理を示す。

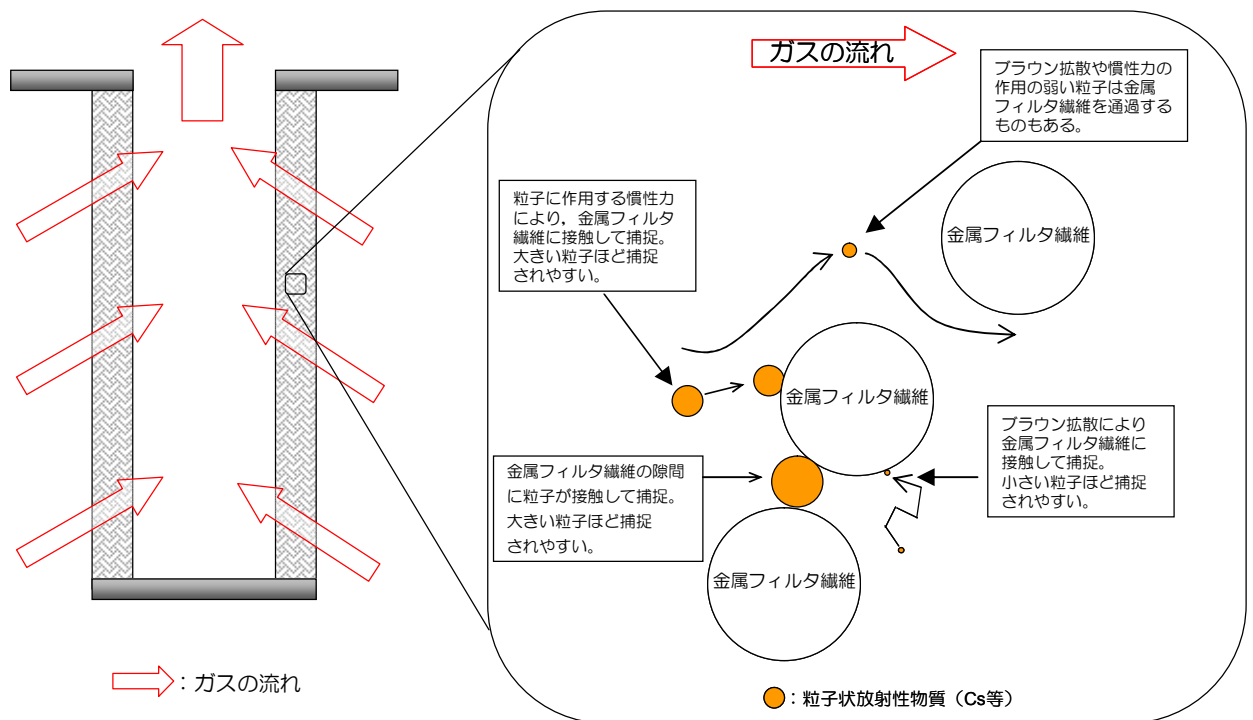


図 3.1.1-2 金属フィルタにおけるエアロゾル除去原理 (イメージ)

3.1.2 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、フィルタ装置内の水スクラバと金属フィルタで捕捉する。

無機よう素については、フィルタ装置内のスクラバ水に添加された薬剤と化学反応させることにより水スクラバで捕捉する。有機よう素については、よう素フィルタ内の吸着材と化学反応させることにより捕捉する。

(1) フィルタ装置内及びよう素フィルタ内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部に水スクラバ（スクラバノズル、スクラバ水、気泡細分化装置）、上部に整流板及び金属フィルタを設置し、下流のフィルタ装置出口側配管にオリフィス（フィルタ装置出口側）を介してよう素フィルタを設置する。ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。

ベントガスは、フィルタ装置とよう素フィルタの間のオリフィス（フィルタ装置出口側）を通過する際、オリフィス（フィルタ装置出口側）における絞りにより、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流で過熱蒸気となる。



オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3.1.2-2に示す。

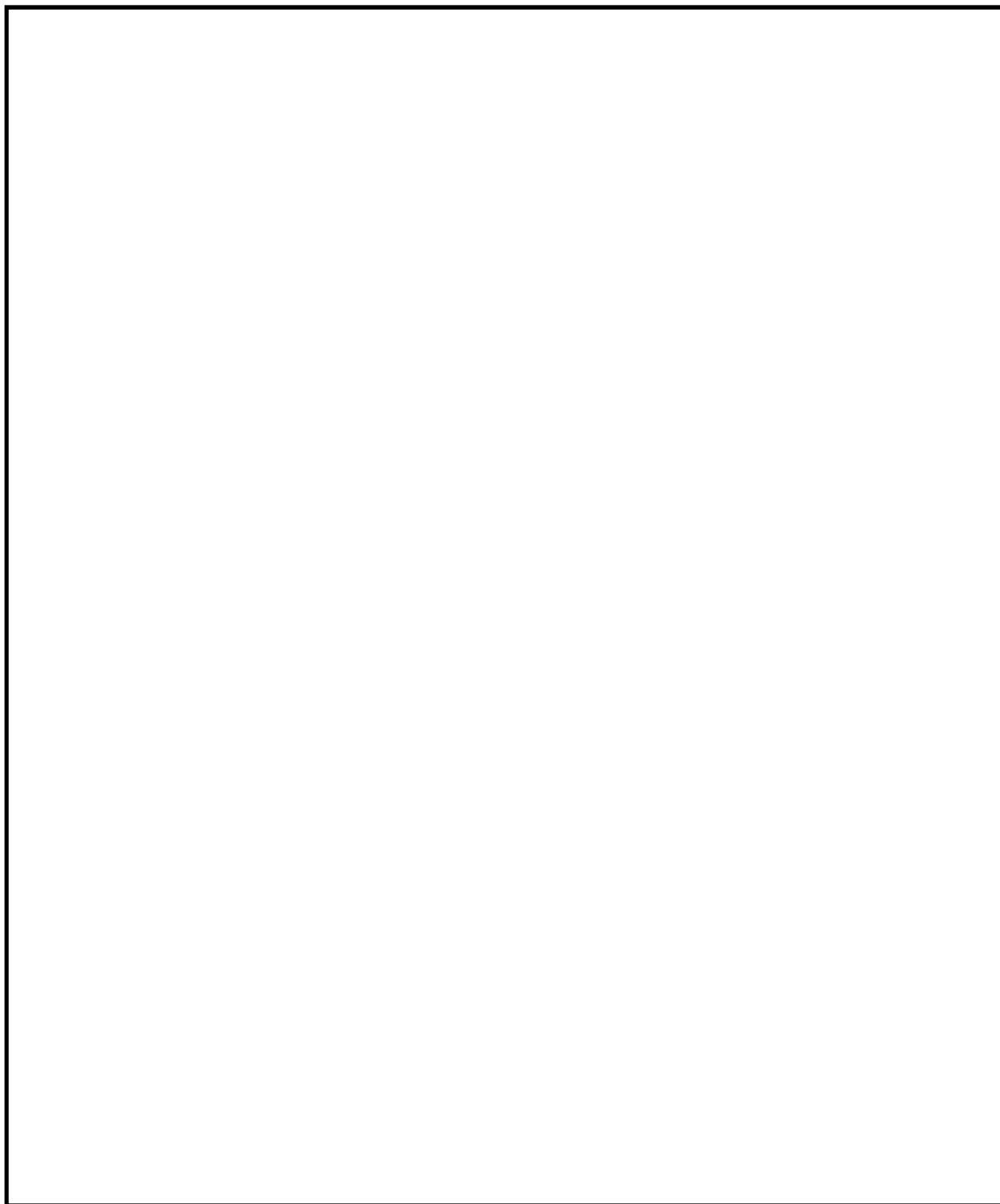


図3.1.2-1 フィルタ装置内及びよう素フィルタ内のベントガスの流れ

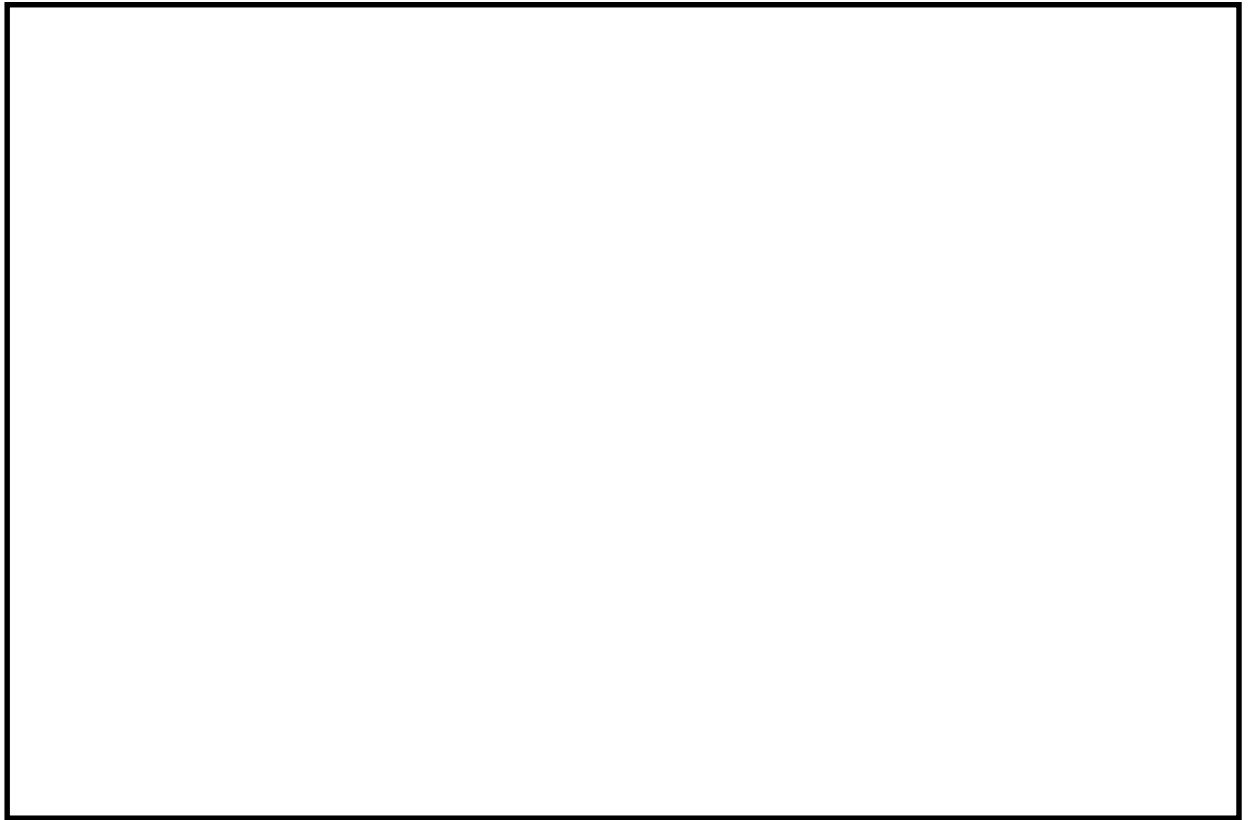


図3.1.2-2 オリフィス（フィルタ装置出口側）通過時の蒸気の状態変化

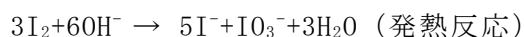
(2) 水スクラバにおける無機よう素の除去原理

ベントガスが水スクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラバ水中に効果的に捕捉・保持するために、スクラバ水には表3.1.2-1に示す薬剤を添加する。

表3.1.2-1 スクラバ水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> ・無機よう素 (I₂) をよう素イオン (I⁻) に変化させる。 ・化学反応による捕捉を安定させる。

水スクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し、スクラバ水中に捕捉・保持される。以下に化学反応式を示す。



また、スクラバ水に捕捉されたよう素と、気相中に含まれる無機よう素の割合 (気液分配係数) は、スクラバ水の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、スクラバ水中に捕捉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。

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、水スクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

図3.1.2-3に水スクラバにおける無機よう素の除去原理を示す。

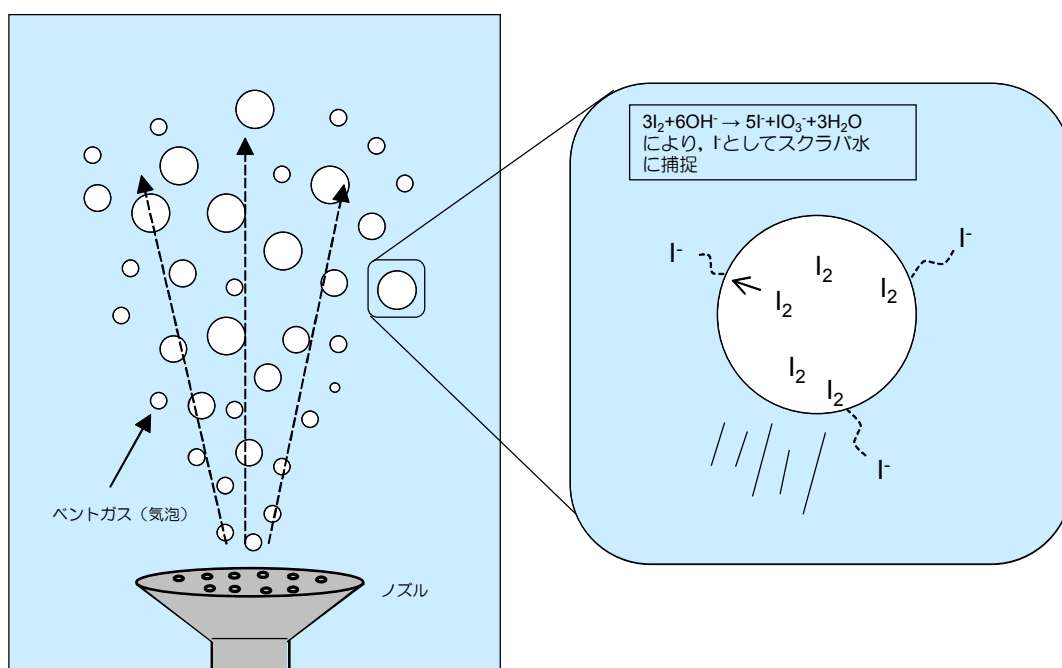


図3.1.2-3 水スクラバにおける無機よう素の除去原理 (イメージ)

(3) よう素フィルタにおけるよう素の除去原理

よう素フィルタは銀ゼオライト吸着材を充填したキャンドルユニットと呼ばれる吸着層で構成され、銀ゼオライトは、内部に多量の銀イオン (Ag^+) を有している。

ベントガスが吸着層を通過する過程において、ベントガスに含まれる有機よう素 (CH_3I 等) や無機よう素 (I_2) が、銀ゼオライト中の Ag^+ と反応し、よう素が銀ゼオライト中に取り込まれ AgI となる。これにより、ベントガスに含まれるよう素が除去されることとなる。なお、この化学反応の式としては、以下とされているが、理論的に解明されていない点が多い。



そのため、銀ゼオライトのよう素除去性能については、実機に近い条件を模擬したよう素吸着試験の結果により評価している。なお、反応生成物として可燃性物質が生成されるが、この物質はベントガスと共に窒素ガス雰囲気となっている系統内を通過し、燃焼することなく系統外へ排出される。

図3.1.2-4によよう素フィルタにおけるよう素の除去原理を示す。

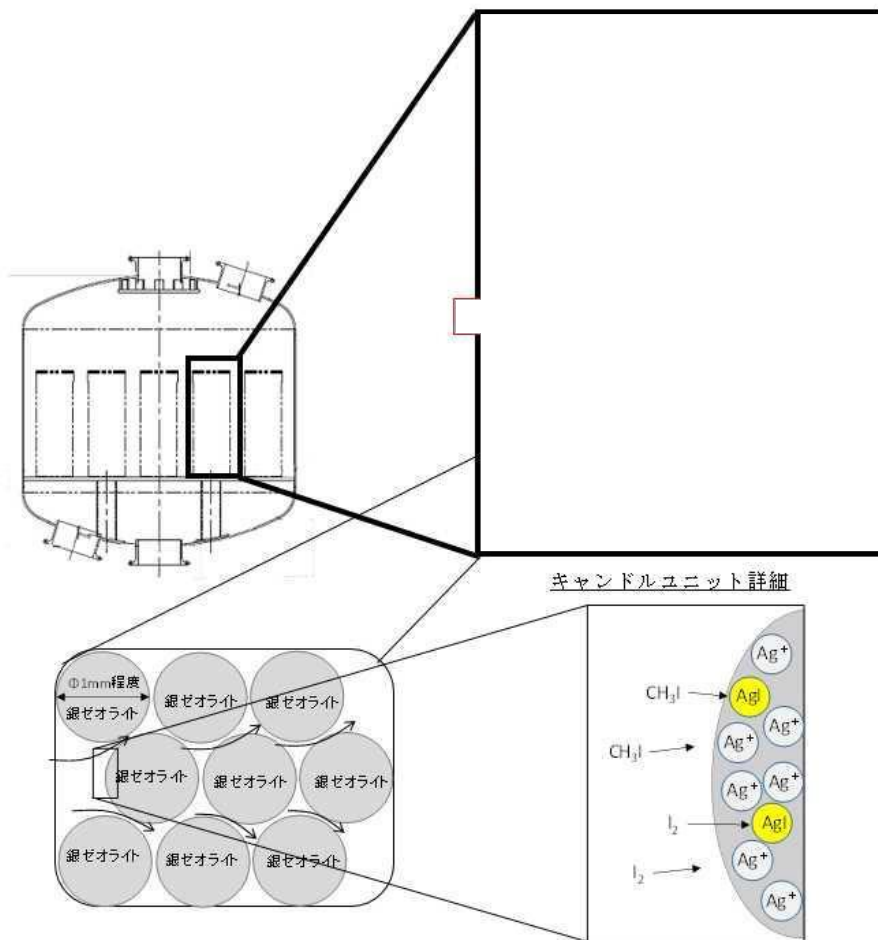


図3.1.2-4 よう素フィルタにおけるよう素の除去原理 (イメージ)

3.2 運転範囲

エアロゾル及びガス状放射性よう素の除去性能に影響を及ぼすパラメータについて、有効性評価に基づき、ベント実施時に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。

表 3.2-1 ベント実施時に想定する運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流量	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するスクラバノズル部のガス流量は、約 13000m ³ /h～30000m ³ /h*となる。 なお、金属フィルタ部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	事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失、W/W ベント）のエアロゾル粒径分布を考慮し、空気動力学径において約 0.7μm～3.5μm とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は約 [] となる。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生 7 日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は [] となる。
スクラバ水 pH	スクラバ水は高アルカリに保つために、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側で維持される。
露点温度差	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素フィルタにおけるベントガスの露点温度差は、約 [] となる。
接触時間	よう素フィルタにおけるベントガス・吸着材接触時間は、 [] となる。

注記*：13000m³/h は、実機における最小流量相当の流量である。また、30000m³/h は、実機における 2Pd 時相当（格納容器圧力 620kPa）の流量である。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

(1) エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要なエアロゾル除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いてエアロゾル除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1-1に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気に粒子状放射性物質を模擬した微粒子（エアロゾル）を混入して送気する。試験フィルタの前後にエアロゾル計測装置を設置して微粒子の個数を計測し、試験フィルタのDFを算出する。

試験フィルタは、直径0.35m、高さ4mの容器であり、断面積が実機の約1/140、高さが実機の約1/2のスケールである。この容器の中に実機と同じノズル（1本）、気泡細分化装置、金属フィルタ（1本）を設置している。高さが実機の1/2となっているが、実機より容器の高さが低い分、装置の性能には影響を及ぼさない気相部の寸法を短縮している。それ以外の性能に影響を及ぼす気泡細分化装置の高さや、金属フィルタの長さについては、実機と同一となるようにしている。

コンプレッサは、実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量としている。

微粒子発生装置では、ベント実施時に想定される粒径に近い径の粒子を発生させる。粒子の種類は、PSL（ポリスチレン製標準粒子）、TiO₂、Fe₂O₃を選定している。

エアロゾル計測装置は、試験微粒子を高精度で計測するため、レーザー光散乱の計測原理を用いた計測装置と、電気移動度分級とレーザー光散乱の計測原理による計測装置を選定している。

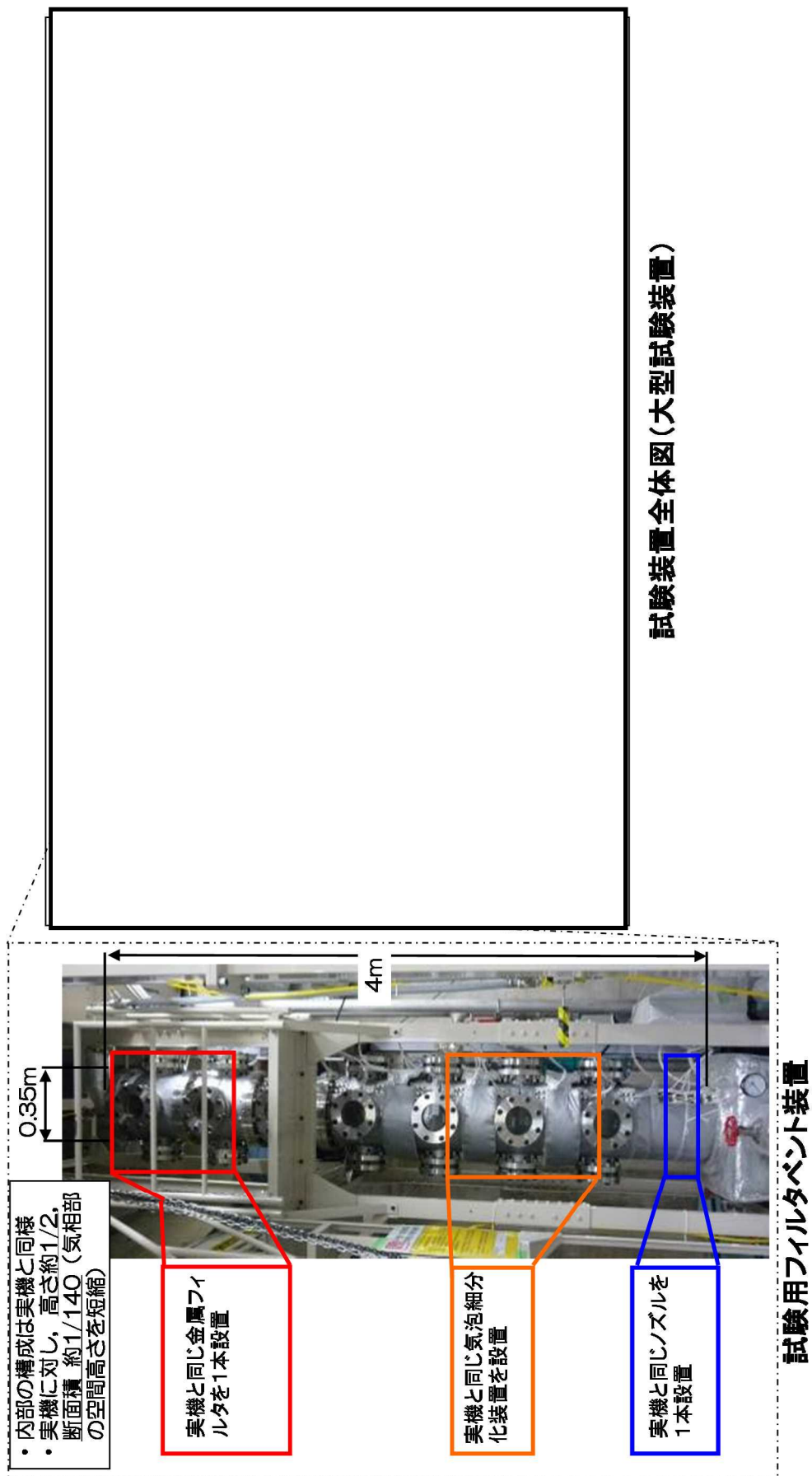


図 3.3.1-1 試験装置概要 (エアゾール除去性能試験)

(2) 無機よう素の除去性能試験

ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置が必要な無機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験装置を用いて無機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1-2，図3.3.1-3に示す。格納容器圧力逃がし装置を模擬した試験フィルタに、コンプレッサからの空気は無機よう素を混入して送気する。試験フィルタの前後にサンプリング装置（インピンジャー）を設置して無機よう素濃度を計測し、試験フィルタのDFを算出する。無機よう素の濃度の計測には、ICP-MSを用いた。

試験フィルタは、エアロゾル除去性能試験と同じ、直径0.35m、高さ4mの容器を用いた。また、コンプレッサについてもエアロゾル除去性能試験と同じ、実機にて想定される最大の体積流量の1/140の流量を発生させるのに十分な容量のものを用いた。

無機よう素供給装置は、無機よう素発生器、コンプレッサ、空気予熱器等からなる。無機よう素発生器は、器内をヒータにて高温状態とし、あらかじめ充填した固体状無機よう素を昇華させ、ガス状の無機よう素を発生させる。発生させたガス状無機よう素を、コンプレッサ並びに空気予熱器からの高温空気により、試験系統に供給する構造となっている。

また、主空気ラインの空気も、空気加熱器により高温状態としている。更に、配管及び試験容器にはヒータと保温材を設置して試験系統を高温の状態とし、ガス状の無機よう素が固化することを防止している。

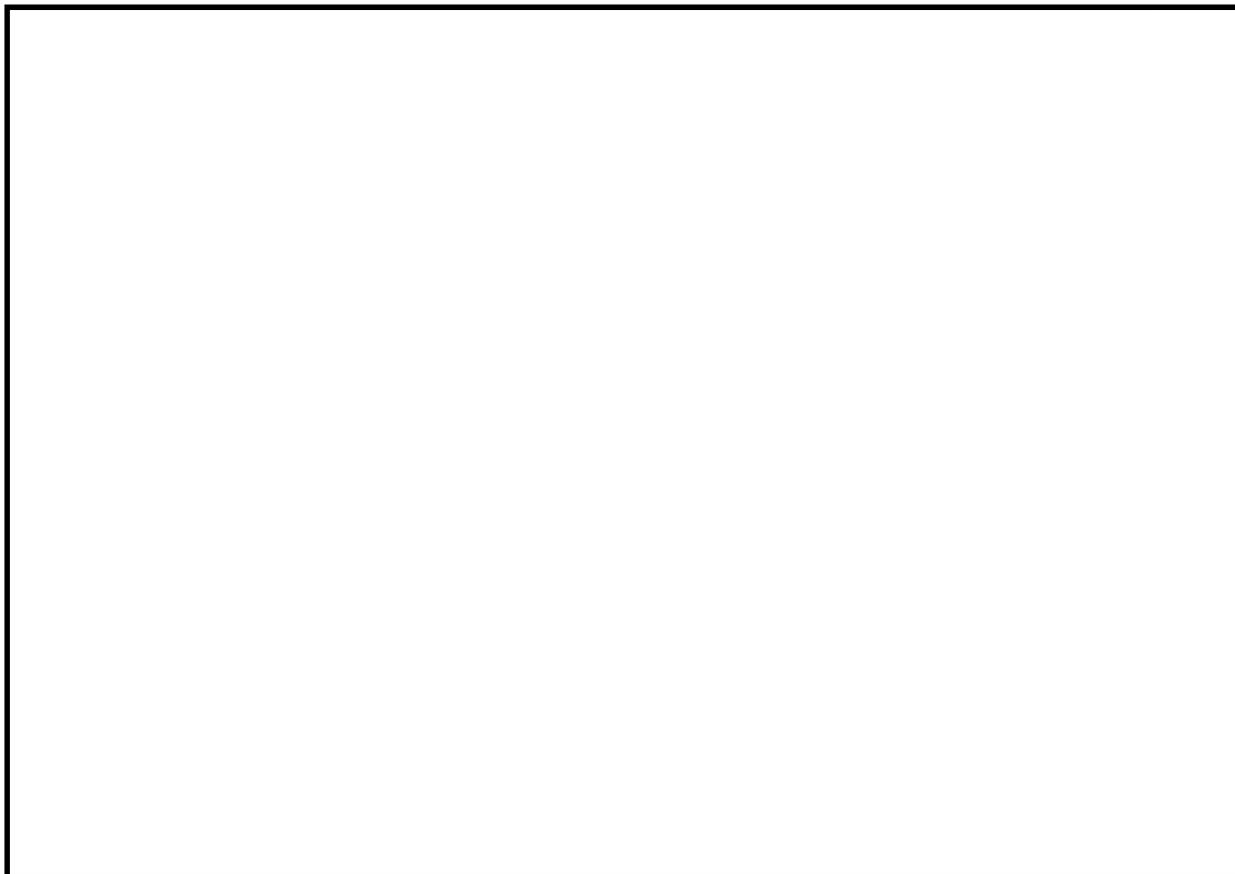


図 3.3.1-2 試験装置概要（無機よう素除去性能試験）

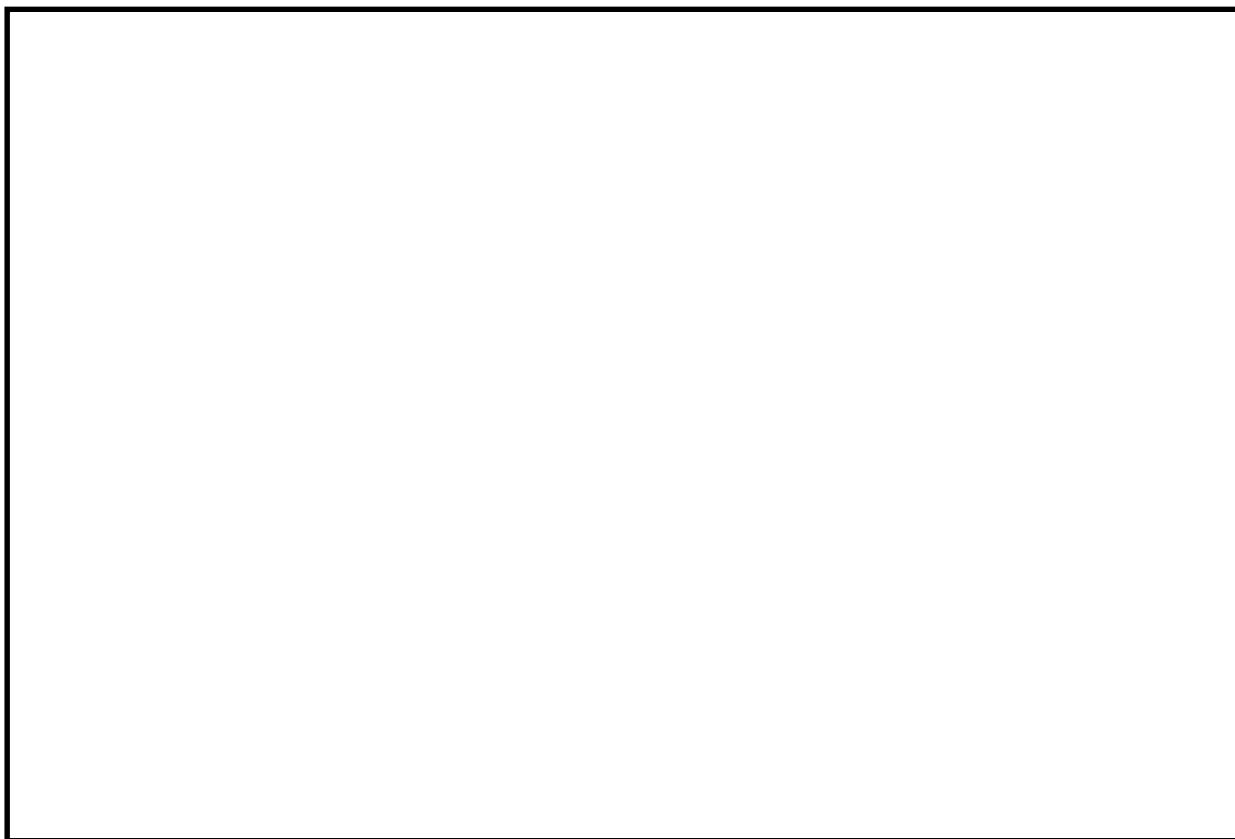


図 3.3.1-3 サンプリング装置概要（無機よう素除去性能試験）

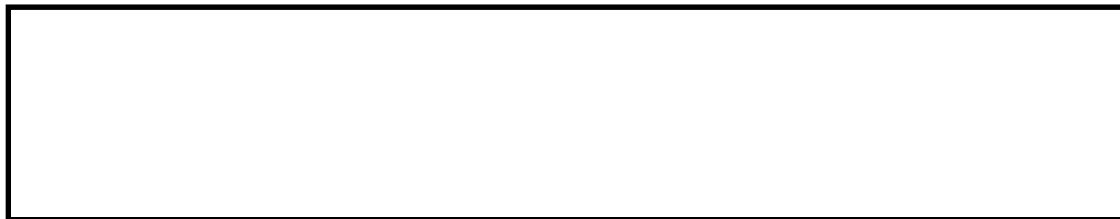
(3) 有機よう素の除去性能試験


ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタが必要な有機よう素除去性能を達成できていることを確認するため、よう素フィルタ吸着材の吸着層を模擬した試験装置を用いて有機よう素除去性能確認試験を実施した。

試験装置の概要を図3.3.1-4に示す。有機よう素フィルタ吸着層を模擬した試験カラムに銀ゼオライトを充填し、ボイラおよびコンプレッサからの蒸気と空気の混合気による化メチル (CH_3I) を混入し、試験カラムに送気する。試験装置は恒温槽内に設置されており、実機の条件を模擬した露点温度差のガスを供給することができる。よう化メチル (CH_3I) には微量の放射性よう素 (I-131) を混入することで、よう化メチル (CH_3I) のDFを、供給した総放射エネルギーと、吸着材に捕捉された放射エネルギーにより評価することが可能である。吸着材を充填する試験カラムは、1つの充填厚さが1インチ (2.54cm) のカラムを6個直列に設置し、合計6インチ (15.24cm) の充填厚さを有している。これにより、1回に試験で、6ケースの接触時間に対するDFを評価することが可能となる。具体的には、以下の方法でよう化メチル (CH_3I) のDFを評価している。

【除去性能評価方法】





なお、本試験は海外の性能認証機関  にて実施したものである。

参考文献

- (1) シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤AgXの応用について
『日本機械学会 第20回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集』

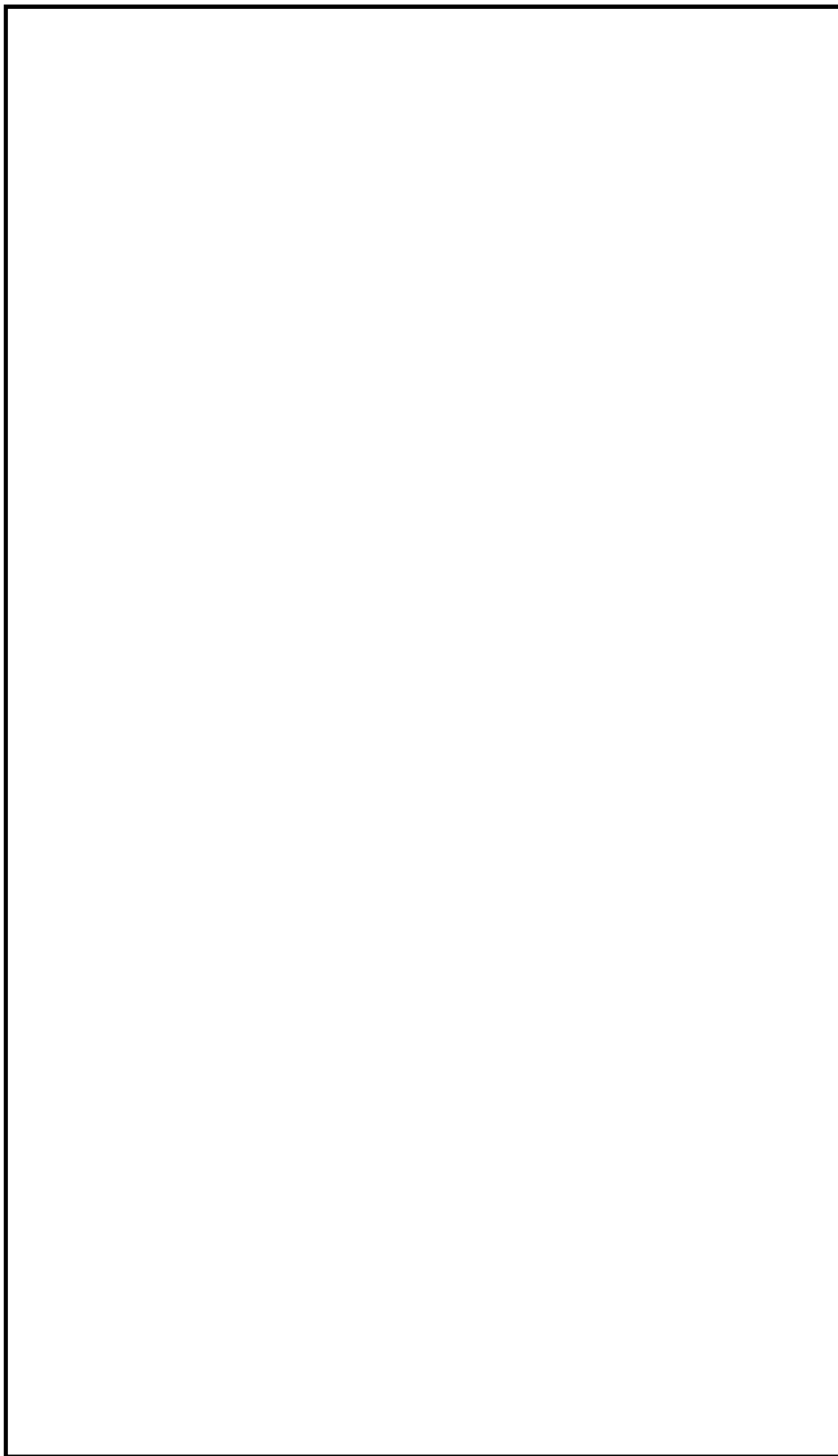


図 3.3.1-4 有機よう素除去性能試験装置概要

3.3.2 性能検証試験の条件とその設定根拠

(1) エアロゾルの除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置のエアロゾル除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水の水位、水温、ベントガスのガス流量、ガス温度及びガス蒸気割合を設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量、ガス温度及びガス蒸気割合は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと粒子状放射性物質の捕捉メカニズムとの関係を以下に示す。また、水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図 3.3.2-1、金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズムを図 3.3.2-2及びこれらの影響を考慮したDF計測試験の条件を表 3.3.2-1に示す。

a. 水スクラバ部

(a) ベントガス噴射直後域

イ. ベントガス噴射直後のガス速度急減速により粒子に生じる慣性力
ガス流量：流量が大きいほど減速の加速度が大きくDFは上がる。

ロ. ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DFは下がる。

(b) ベントガス浮上域

イ. ベントガス浮上中の動きに伴う加速度により、粒子に生じる慣性力
水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DFは上がる。

ロ. 粒子の重力沈降やブラウン拡散

水位：水位が高いほど、水中滞留時間が長くなり、DFは上がる。

ガス流量：流量が大きいほど、水中滞留が短くなり、DFは下がる。

ハ. ベントガス中の水蒸気の凝縮

水温：水温が高いほど水蒸気の凝縮量は小さくなるため、DFは下がる。

ニ. 粒子の熱泳動

水温：水温が高いほど熱泳動速度は小さくなるため、DFは下がる。

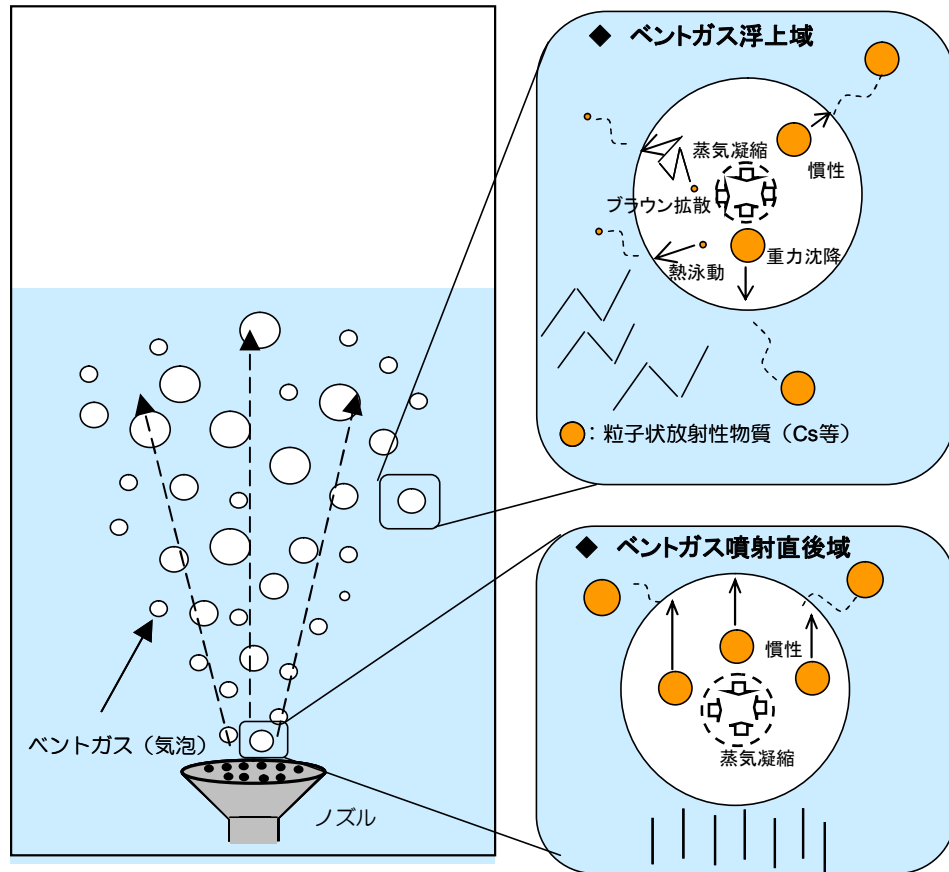


図 3.3.2-1 水スクラバにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

b. 金属フィルタ部

(a) 粒子に生じる慣性力

ガス流量：流量が大きいほど慣性力は大きく，DFは上がる。

(b) ブラウン拡散

ガス流量：流量が大きいほど，フィルタ内での滞留が短くなり，DFは下がるが，格納容器圧力逃がし装置で想定される粒径の存在領域では，ブラウン拡散のDF効果はほぼ無い。

(c) 金属フィルタ繊維の隙間への粒子の付着

粒子の大きさに依存する。

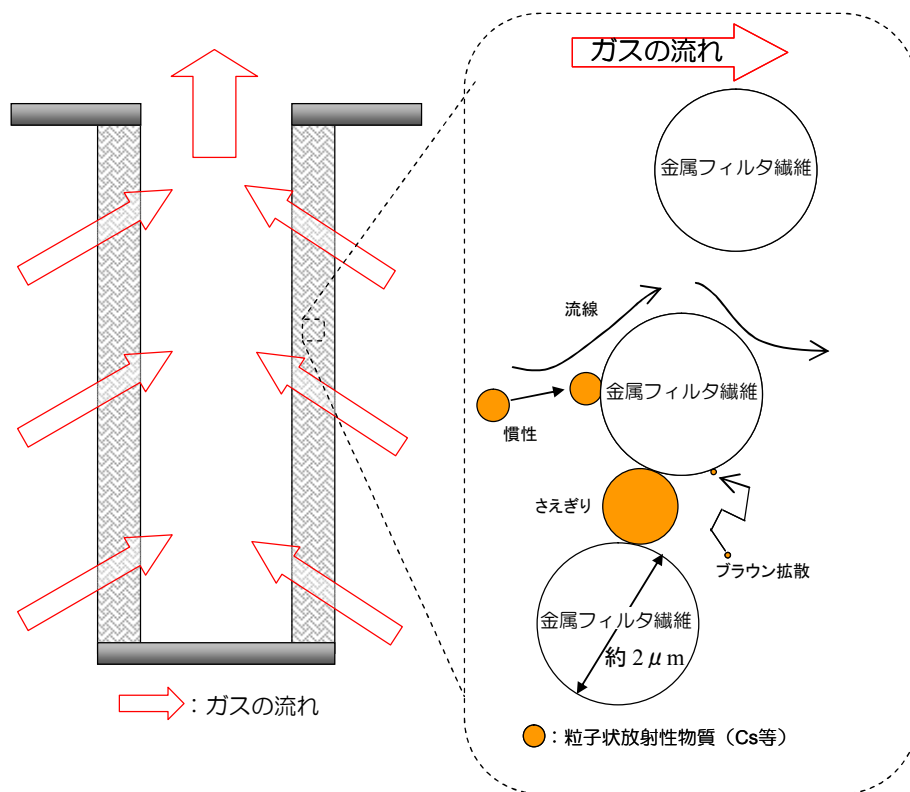


図 3.3.2-2 金属フィルタにおけるエアロゾルの捕捉メカニズム

表 3.3.2-1 DF 計測試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

	水スクラバ部	金属フィルタ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど，水中滞留時間が長くなるため，DF は大きい。	—	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において，水位は 1m 以上であるため，1m に設定。
水温	水温が高いほど水蒸気の凝縮量や熱泳動速度が小さくなるため，DF は小さい。	—	水温は常温として設定するが，試験用のガスとして，凝縮や熱泳動による効果を見込めない非凝縮性のガスである常温の空気を用いる。
ガス流量	<p>捕捉メカニズムにより，ガス流量が大きいほど DF が大きくなるケースと DF が小さくなるケースのいずれもある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス流量が大きいほど，衝突慣性効果が大きくなるため，DF は大きい。 ・ガス流量が大きいほど，水中滞留時間が短くなるため，DF は小さい。 	<p>ガス流量が大きいほど，衝突慣性効果が大きくなるため，DF は大きい。</p>	<p>実機における 2Pd 時相当流量 (約 33000m³/h)，1Pd 時相当流量 (約 27000m³/h)，最小流量相当 (約 13000m³/h) の 3 パターンの流量を設定。</p>
ガス温度 ガス蒸気割合	それぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果，拡散効果，重力沈降，凝縮，熱泳動) において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	それぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果，拡散効果) において常温の空気の方が水蒸気よりも DF が小さい。	フィルタ装置のそれぞれの捕捉メカニズム (慣性衝突効果，拡散効果，重力沈降，凝縮，熱泳動) において常温の空気の方が水蒸気よりも捕捉効果が劣ることから常温の空気を用いる。

(2) 無機よう素の除去性能試験

ベント実施時のフィルタ装置の無機よう素除去性能を確認するため、フィルタ装置の性能への影響が大きいパラメータとして、スクラバ水の水位、水温、ベントガスのガス流量、スクラバ水pHを設定した。

スクラバ水の水位は、ベントガス蒸気の凝縮や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による蒸発により、ベント実施時に変動する。

スクラバ水の水温は、高温のベントガスの流入や、スクラバ水に捕捉された放射性物質の崩壊熱による発熱により、ベント実施時に変動する。

ベントガスのガス流量は、原子炉格納容器の圧力に応じて、ベント実施時に変動する。

スクラバ水pHは、原子炉格納容器からの酸性・塩基性物質の飛来、無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費、ベントガス水蒸気の凝縮による希釈により、ベント実施時に変動する。

これらの変動パラメータと無機よう素の捕捉メカニズムとの関係を考慮し、DF計測試験の条件を表 3.3.2-2のとおり設定した。

表 3.3.2-2 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	水スクラバ部	試験パラメータ
水位	水位が高いほど気泡とスクラバ水が接触する時間が大きくなることから、DFは大きい。	放射性物質流入量の多い格納容器ベント初期において、水位は1m以上であるため、1mに設定。
水温	水温が高いほど化学反応が促進され DFは大きい。	水温は、飽和温度以下として設定。（実機はベント開始直後を除き、飽和温度となる。）
ガス流量	捕捉メカニズムにより、ガス流量が大きいほどDFが大きくなるケースとDFが小さくなるケースのいずれもある。 ・ガス流量が大きい方が、気泡内の気体の拡散効果が大きく、拡散効果によるDFは大きい。 ・ガス流量が小さい方が、気泡とスクラバ水の接触時間が大きくなり、DFは大きい。	実機における 2Pd 時相当流量（約 33000m ³ /h）、最小流量相当（約 13000m ³ /h）の 2 パターンの流量を設定。
スクラバ水 pH	無機よう素捕捉の化学式により、pH が大きいほど DF は大きい。	pH は、8～13 に設定。

(3) 有機よう素の除去性能試験

ベント実施時のよう素フィルタの有機よう素除去性能を確認するため、よう素フィルタの性能への影響が大きいパラメータとして、ガスの露点温度差、ベントガスと吸着材の接触時間を設定した。

露点温度差は小さいほど、接触時間については短いほど、よう素フィルタの性能は低下する。そのため、露点温度差と接触時間について、実機にて想定する最小値を網羅するように、DF計測試験の条件を表 3.3.2-3のとおり設定した。

表 3.3.2-3 DF 計測試験条件（無機よう素除去性能試験）

	性能特性	試験パラメータ
露点温度差	露点温度差が大きいほど DF は大きい。	実機の最小露点温度差 5.3[K] を網羅するよう、0[K], 5[K], 10[K] に設定。
接触時間	接触時間が大きいほど DF は大きい。	実機の最小接触時間 0.219[s] を網羅するよう、0.08[s] ~ 0.49[s] に設定。

3.3.3 エアロゾルの除去性能試験結果

各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果を図 3.3.3-1～図 3.3.3-3に示す。

CsI粒子の密度は約4.51g/cm³に対し、試験用微粒子として、TiO₂粒子（密度約4.23g/cm³）、Fe₂O₃粒子（密度約5.24g/cm³）、PSL粒子（密度約1.06g/cm³）を用いている。

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント）において想定される放射性粒子の粒径分布に対して、すべての試験ケースにおいて、存在する粒子径に対するトータルのDF（オーバーオールDF）が1000以上となることを確認した。そのため、実機においてもDF1000以上を期待できると考えられる。

なお、各流量に対するエアロゾル除去性能試験結果は、大粒径側のDFデータが存在しないが、これは大粒径側の粒子が慣性衝突効果によってほとんど除去されてしまい、フィルタ出口側微粒子計測装置で粒子を計測できないためである。したがって、大粒径側のDFデータは計測できていないものの非常に大きいと考えられる。

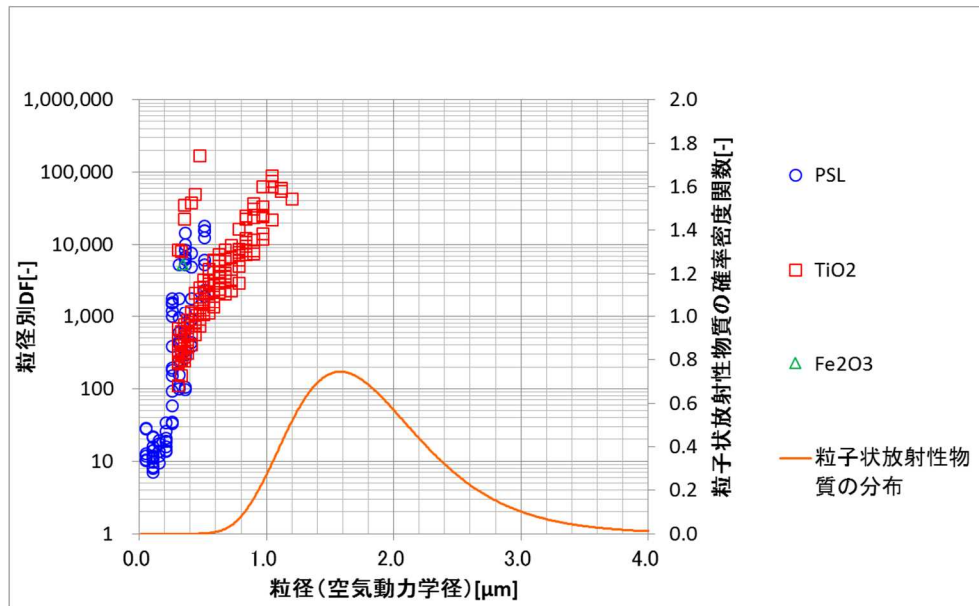


図 3.3.3-1 除去性能試験結果（2Pd 相当流量）

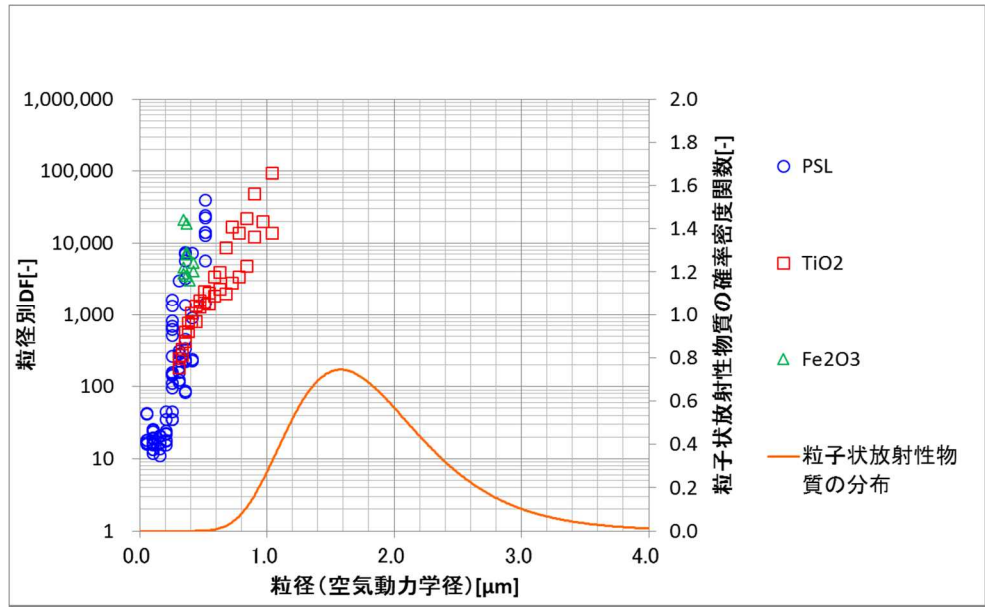


図 3.3.3-2 除去性能試験結果（1Pd 相当流量）

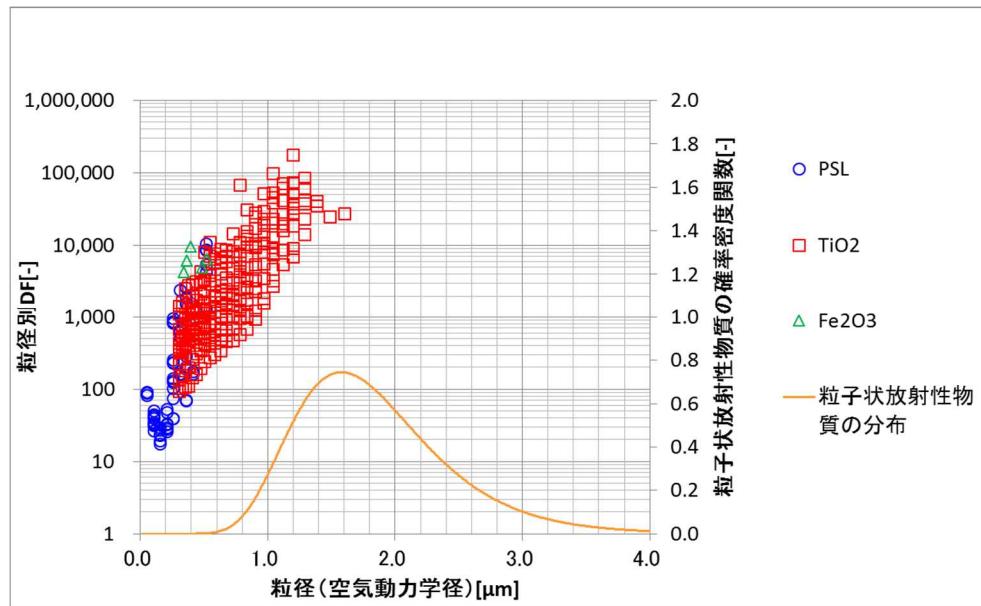
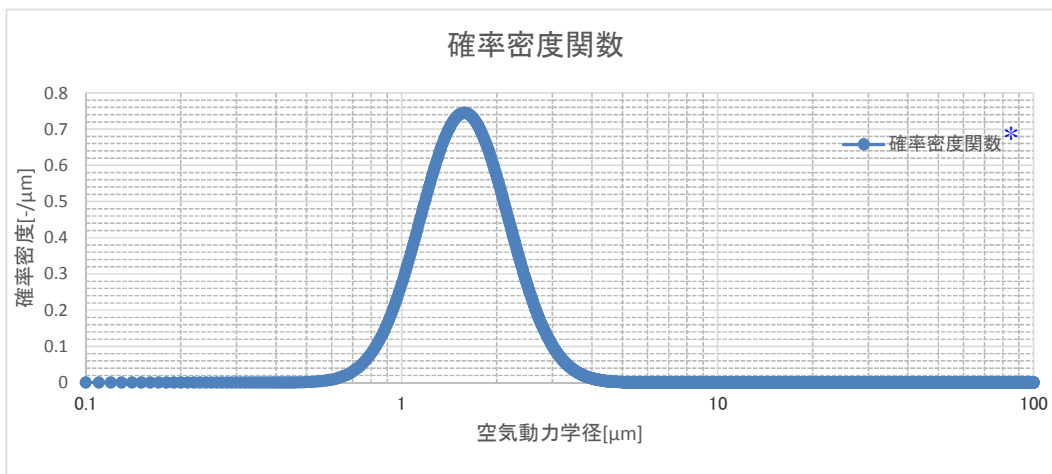


図 3.3.3-3 除去性能試験結果（最小流量相当）

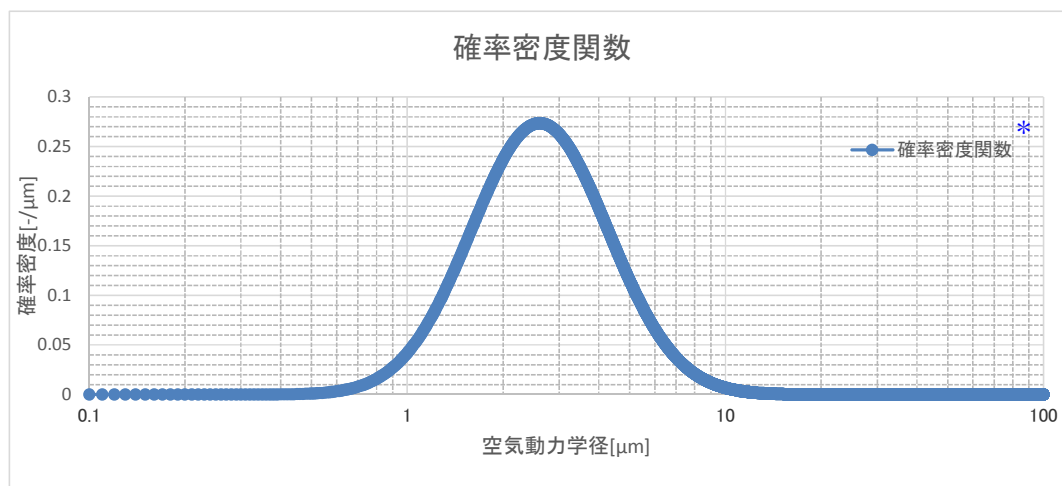
事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）のW/WベントとD/Wベントにおいて、各流量におけるトータルのDF（オーバーオールDF）を評価する。

まず、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）のW/WベントとD/Wベントにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布は、図 3.3.3-4、図 3.3.3-5のとおりとなる。なお、当該エアロゾル粒径分布はMAAP解析により得られた粒径分布を対数正規分布にフィッティングしたものである。



注記*：質量分布にて表現している。

図 3.3.3-4 エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失，W/W ベント））



注記*：質量分布にて表現している。

図 3.3.3-5 エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失，D/W ベント））

次に、フィルタ装置のDF性能線を作成する。図 3.3.3-4，図 3.3.3-5より、フィルタに流入するエアロゾルの粒径分布は、約 $0.7\mu\text{m}$ 以上の領域に分布している。そのため、DF計測試験結果のうち、 TiO_2 のデータが有効であると考え。そこで、DF計測試験結果のうち、 TiO_2 のデータのみを抜き出し、保守的にDFの下限值で包絡する線を作成、それをDF性能線とする。また、DFデータが存在しない大粒径側のDFは、保守的に計測できた最大粒径におけるDFとする。

以上より、DF性能線を作成すると、図 3.3.3-6～図 3.3.3-8のとおりとなる。

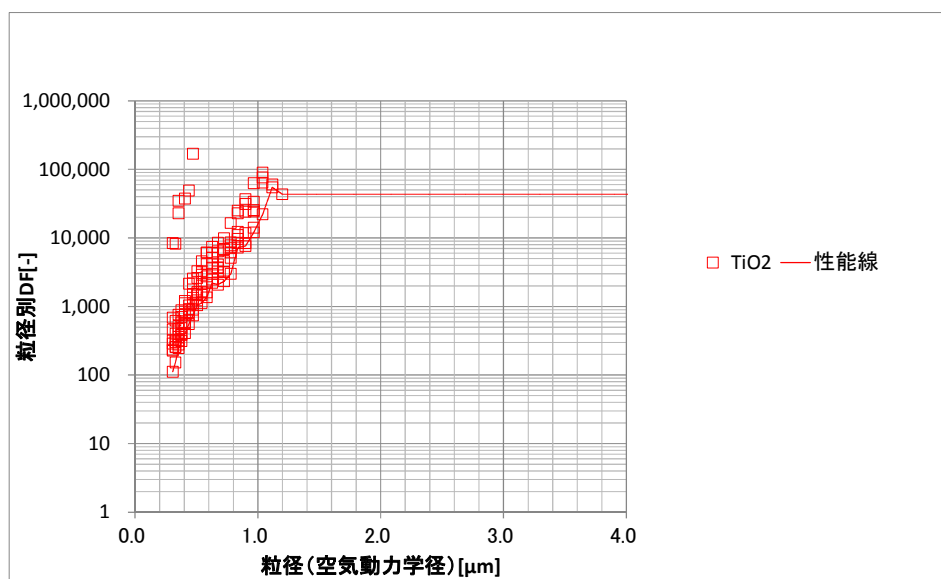


図 3.3.3-6 DF 性能線 (2Pd 相当流量)

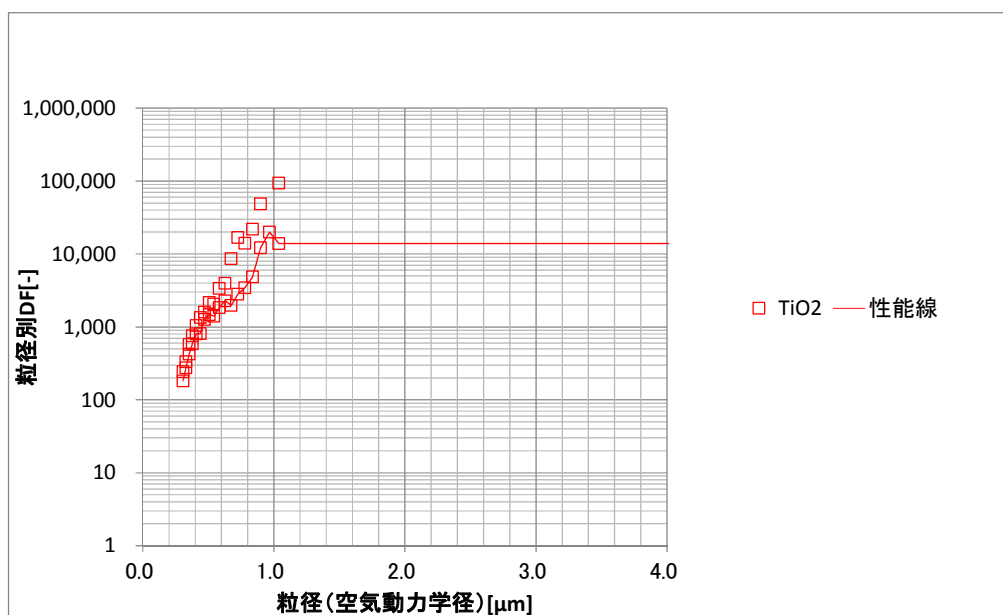


図 3.3.3-7 DF 性能線 (1Pd 相当流量)

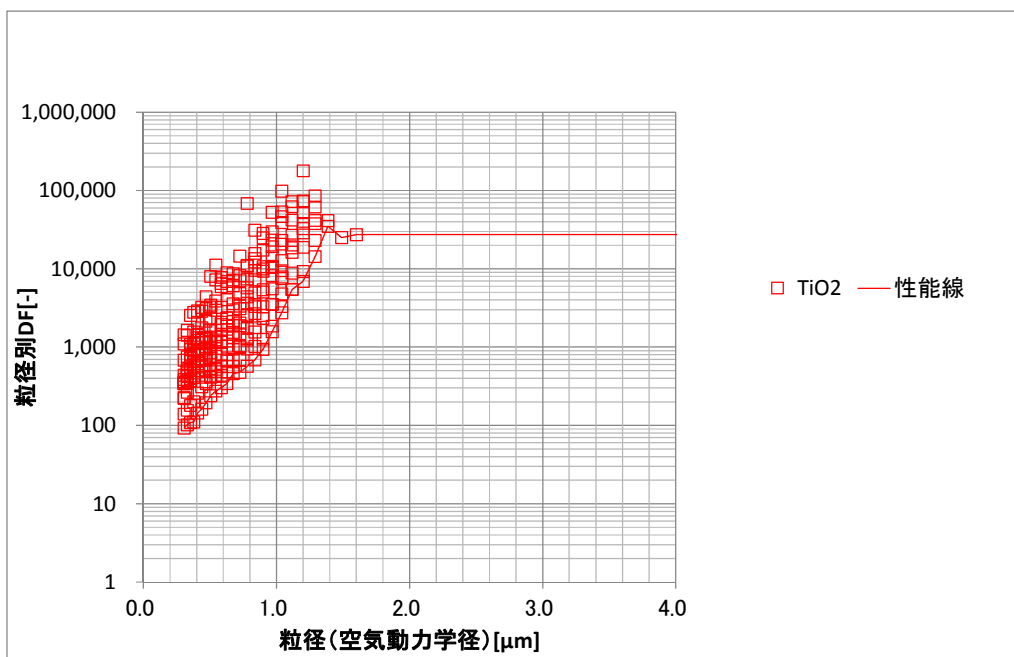


図 3.3.3-8 DF 性能線（最小流量相当）

最後に、図 3.3.3-4、図 3.3.3-5 の粒径分布の粒子に対して、図 3.3.3-6～図 3.3.3-8 に示す DF 性能線を用いて、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオール DF を算出すると、表 3.3.3-1 のとおりとなる。

$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p} \quad (1)$$

DF(D_p)は、粒径 D_p におけるフィルタ装置の DF

M(D_p)は、フィルタ装置に流入する粒径 D_p のエアロゾルの総質量

表 3.3.3-1 オーバーオール DF（下限包絡性能線）

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	34077
	1Pd 相当流量	13337
	最小流量相当	9853
大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	39760
	1Pd 相当流量	13602
	最小流量相当	20048

表 3.3.3-1より、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置のオーバーオールDFは、1000を大幅に上回っていることを確認した。

また、表 3.3.3-1のW/WベントとD/Wベントの評価結果を比較するとわかるように、粒径分布が小粒径側にシフトするとオーバーオールDFは低く、粒径分布が大粒径側にシフトするとオーバーオールDFは高くなる。

なお、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）のD/Wベントにおいては、最小流量相当の方が、1Pd相当流量よりもオーバーオールDFが大きくなっている。これは、図 3.3.3-7、図 3.3.3-8より、最小流量相当の方が計測できた最大粒径のDFが大きく、DFデータが存在しない大粒径側のDFを大きく見積もることができているためである。DFデータが存在しない大粒径側のDFは、計測できた最大粒径のDFであると仮定してオーバーオールDFを算出しているため、大粒径側のDFを大きく見積もることができている最小流量相当の方が、見かけ上オーバーオールDFが大きくなるためである。

しかし、実際は今回DFデータが存在しない $1.0\mu\text{m}$ 程度以上の粒径範囲の粒子においては、粒径が大きい程DFも大きくなる。

そこで、より現実的な評価として、DFデータをフィッティングする曲線を作成し、それをDF性能線とし、DFデータが存在しない粒径範囲のDFについても、このDF性能線上のDFになるとして、オーバーオールのDFを算出する。フィッティング曲線を作成する際のDFデータは、保守的に各粒径における最小値を用いる。フィッティング曲線は図 3.3.3-9～図 3.3.3-11のとおりとなる。これをDF性能線とする。

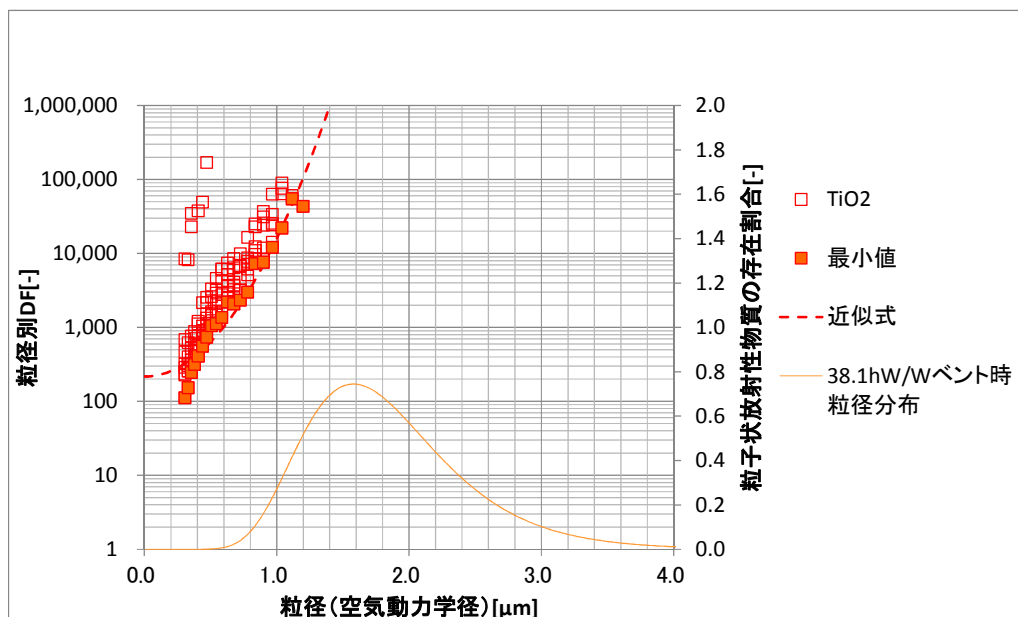


図 3.3.3-9 DF性能線（2Pd相当流量）

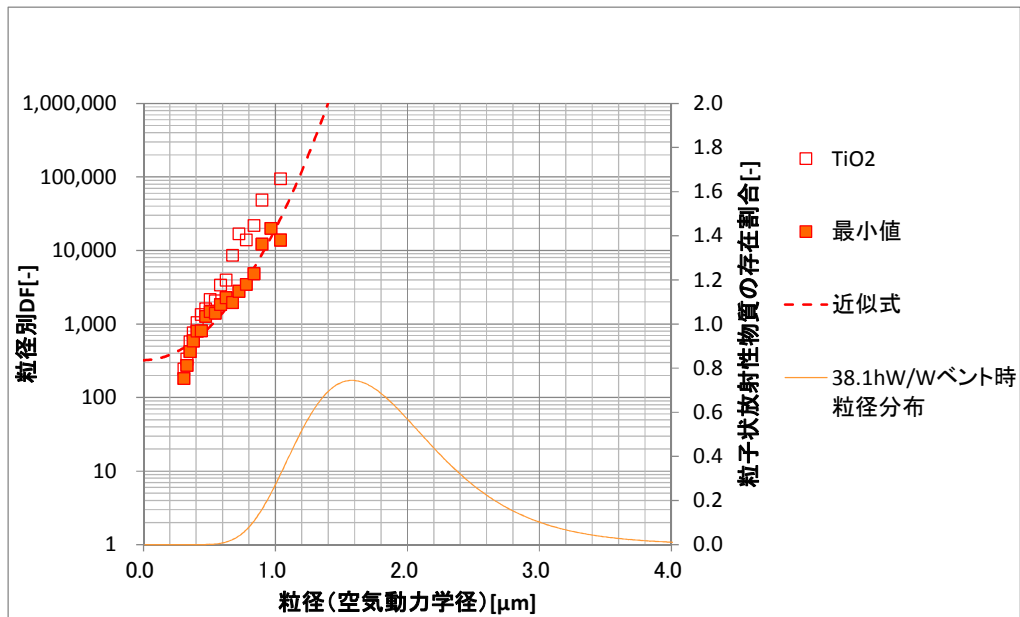


図 3.3.3-10 DF 性能線 (1Pd 相当流量)

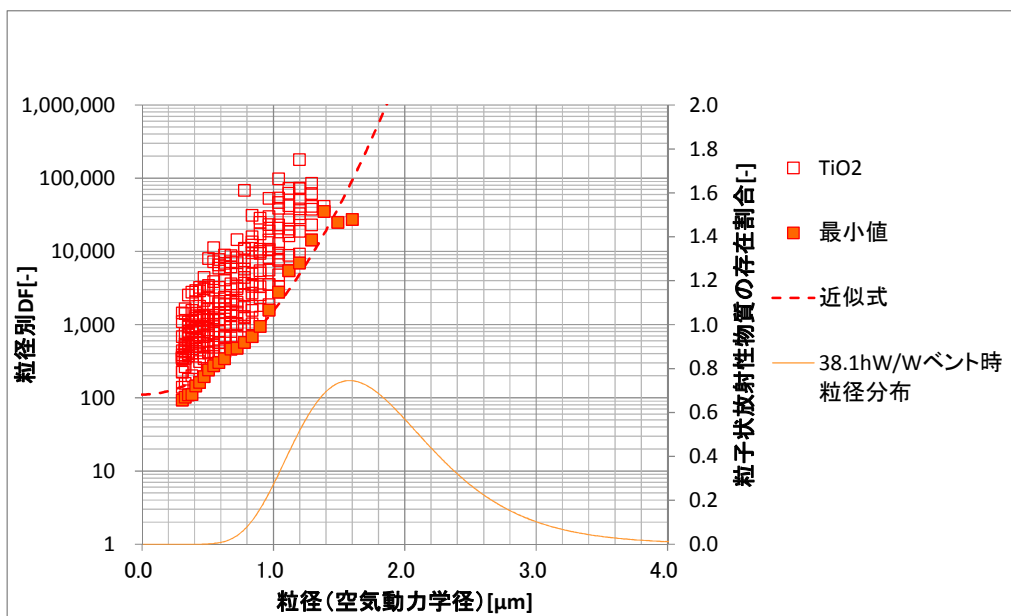


図 3.3.3-11 DF 性能線 (最小流量相当)

これらの DF 性能性を用いて、図 3.3.3-4、図 3.3.3-5 の粒径分布の粒子に対して、(1)式によりフィルタ装置のオーバーオールの DF を算出すると、表 3.3.3-2 のとおりとなる。

表 3.3.3-2 オーバーオール DF (フィッティング性能線)

事故シーケンス	ガス流量	オーバーオール DF
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, W/W ベント	2Pd 相当流量	91689
	1Pd 相当流量	117458
	最小流量相当	10199
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	417803
	1Pd 相当流量	546627
	最小流量相当	54584

表 3.3.3-2によるオーバーオールDFは、表 3.3.3-1と比較し大幅に大きくなっているが、表 3.3.3-2の値がより確からしい実力値であると考ええる。また、表 3.3.3-1の評価方法は非常に保守的であることがわかる。

3.3.4 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

無機よう素除去性能試験結果を図 3.3.4-1, 図 3.3.4-2に示す。

図 3.3.4-1の試験では, 無機よう素除去性能とガス流量との関係を確認するため, ガス流量を試験パラメータとした。スクラバ水のpHは13で固定とした。

試験の結果, 無機よう素除去は, ガス流量が大きい方がDFが大きくなることを確認した。

図 3.3.4-2の試験では, 無機よう素除去性能とスクラバ水pHとの関係を確認するため, スクラバ水pHを試験パラメータとした。ガス流量は, 図 3.3.4-1の試験より小さい方が保守的であるため, 実機最小流量相当にて試験を実施した。

試験の結果, 無機よう素のDFを1000以上とするためには, スクラバ水のpHを□以上とする必要がある。そのため, スクラバ水にNaOHを添加し, 格納容器圧力逃がし装置使用時において, フィルタ装置スクラバ水のpHが□以上となるようにする。

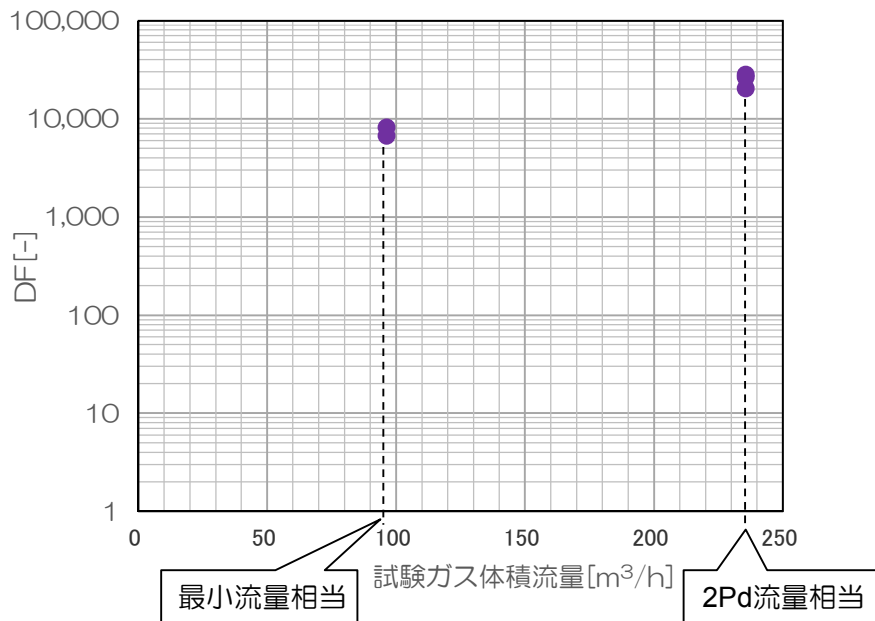


図 3.3.4-1 除去性能試験結果 (ガス流量依存性)



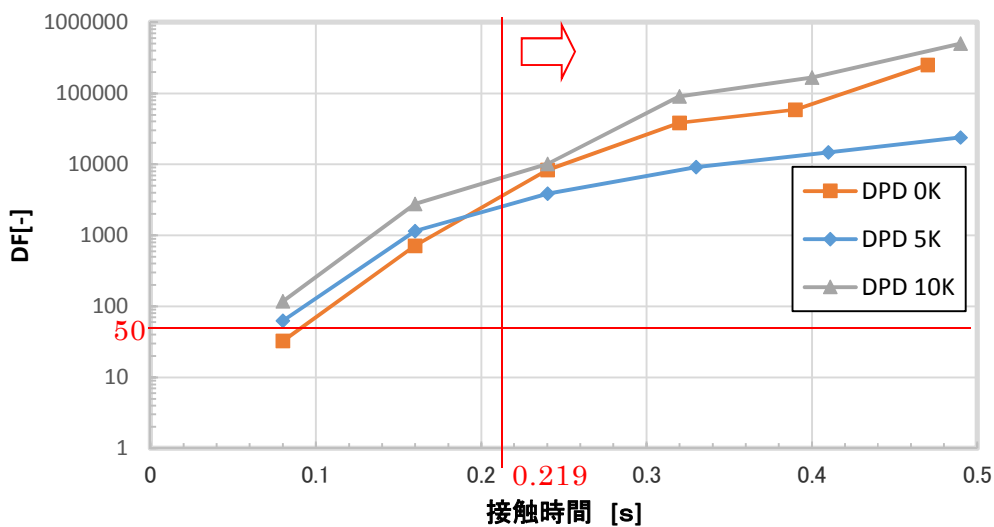
図 3.3.4-2 除去性能試験結果 (スクラバ水 pH 依存性)

(2) 有機よう素除去性能試験結果

有機よう素除去性能試験の条件を表 3.3.4-1, 試験結果を図 3.3.4-3に示す。

表 3.3.4-1 有機よう素除去性能試験の条件

項目		条件
試験ガス 露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> • 0 [K] (試験ガス温度は 99[°C]) • 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C]) • 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])
接触時間	露点温度差 0 [K]	• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] 0.32 [s], 0.39 [s], 0.47 [s]
	露点温度差 5 [K]	• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差 10 [K]	• 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成		• 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		• よう化メチル (CH ₃ I) (微量の放射性よう素 I-131 を含む。)



注：接触時間 0.24[s]以上のデータで、露点温度差 0[K]と 5[K]の性能が逆転しているが、これは供給したよう化メチル (CH₃I) の量に対して、DFが大きすぎることによる計測上の誤差であると考えられる。

図 3.3.4-3 有機よう素除去性能試験の試験結果

ここで、7号機の格納容器圧力逃がし装置運転時のよう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量及び露点温度差は表 3.3.4-2のとおりとなる。

また、よう素フィルタは図2.3.2-3に記載のものを2基設置することとしている。更に、よう素フィルタには、図3.3.4-4に示す内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを19本設置する。そのため、キャンドルユニットはトータルで38本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の [] を用い、吸着層の有効高さ []、キャンドルユニットの設置本数38本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 [] となる。

(吸着層総有効面積) =

$$[] \quad (1)$$

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、更に吸着層厚さ [] を用いて、式(2)にてベントガスと吸着材の接触時間を算出する。

$$(\text{接触時間}) = (\text{吸着層厚さ}) \div \{ (\text{ベントガス体積流量}) \div (\text{吸着層総有効面積}) \} \quad (2)$$

式(2)にて算出したベントガスと吸着材の接触時間を、表 3.3.4-2 に記載する。

表 3.3.4-2 よう素フィルタにおけるベントガスの体積流量、露点温度差、接触時間

	PCV圧力:2Pd 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(7%), 水素 ガス(34%), 窒素ガ ス(59%)*4	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s]*2 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s]*3 二次隔離弁: 調整開*1 ベントガス組成: 水蒸気(100%)
ガス体積流量 [m ³ /s]			
露点温度差 [K]			
接触時間 [s]			

注記*1: 7号機弁開度: 21.3(%) MAA P解析における事故シーケンス(大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント)のベント開始時ベントガス質量流量(17.45 kg/s)となる弁開度

*2: 事故発生1週間後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

*3: 事故発生1か月後に原子炉格納容器内にて発生する水蒸気量

*4: MAA P解析における事故シーケンス(大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント)のベント開始時原子炉格納容器(S/C)内ガス組成より設定

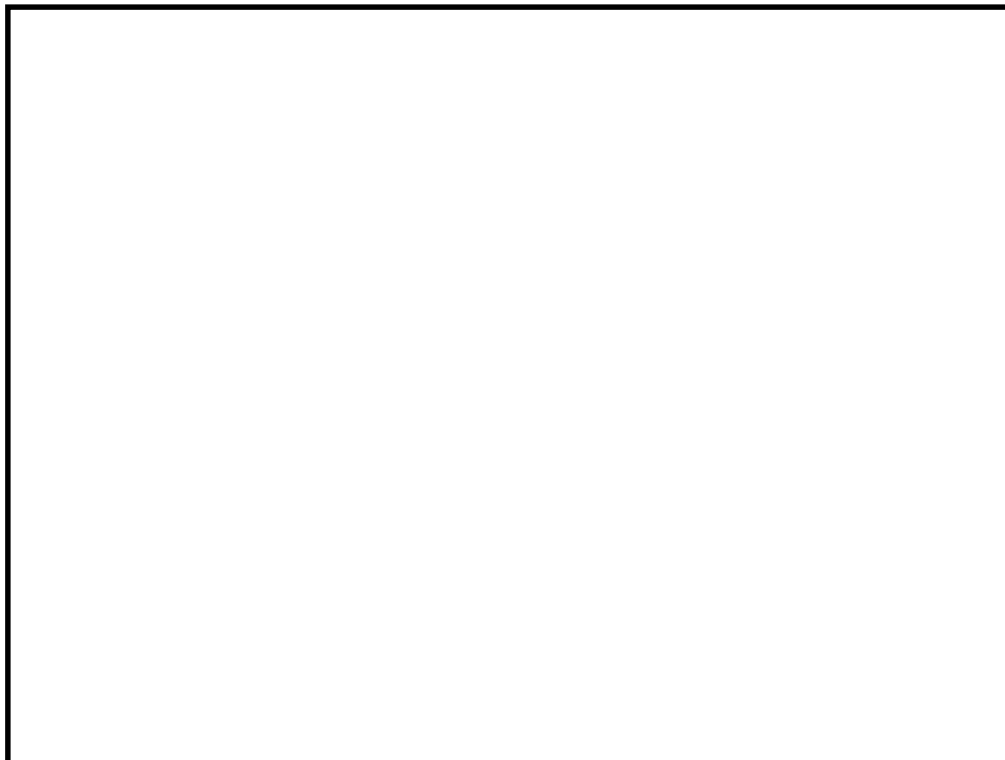


図 3.3.4-4 キャンドルユニット詳細図

表 3.3.4-2 より、実機のような素フィルタの運転範囲としては、表 3.3.4-3 のとおりとなる。

表 3.3.4-3 よう素フィルタ運転範囲

--

図 3.3.4-3 より、実機のような素フィルタの運転範囲における有機よう素の DF は、設計値である 50 以上であることが確認できる。

なお、露点温度差とベントガス・吸着材の接触時間については、原子炉格納容器内の圧力に応じて決まるものであり、格納容器圧力逃がし装置使用時には、表 3.3.4-3 の運転範囲内で変動する。また、これらのパラメータの変動は、よう素フィルタの性能を確保するのに必要な領域に収まることを確認している。そのため、よう素フィルタの性能を確保するためのよう素フィルタ温度等のパラメータ監視や制御の実施は不要である。

3.3.5 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

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

(1) エアロゾルの再浮遊

a. 水スクラバ部

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、水スクラバで捕捉されたエアロゾルにより、水スクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ水の水面近傍には、水の沸騰やスクラバ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、エアロゾルが水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

水スクラバの後段には、液滴除去性能を有する金属フィルタが備えられており、水スクラバで発生した飛沫（液滴）は、金属フィルタにて除去される。

以上のとおり、フィルタ装置は、水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

金属フィルタで捕捉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、フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。

(b) 影響評価

金属フィルタに捕捉されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント実施時はベントガスの流れによって冷却される。また、ベント停止後についても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℃）に対し、十分低く抑えることができることを確認している。

以上のとおり、フィルタ装置は、金属フィルタ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。

(2) よう素の再揮発

a. 水スクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ水の温度上昇に伴い、スクラバ水中に捕捉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。

また、スクラバ水は捕捉した放射性物質により照射環境となり、捕捉したよう素イオンの放射線照射により生成した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

スクラバ水の温度上昇による影響については、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば、液相中の無機よう素とよう素イオンの平衡により、液相中の無機よう素が極めて少なくなるため、スクラバ水の温度上昇による無機よう素の気相部への移行量を十分小さくすることができる。

また、よう素イオンの放射線照射による無機よう素の生成についても、スクラバ水がアルカリ性に保たれていれば生じないことを、無機よう素再浮遊試験にて確認している。

なお、スクラバ水の pH は、無機よう素の DF を維持するため 以上を確保する運用としている。そのため、スクラバ水は常にアルカリ性となっていることから、水スクラバにおける無機よう素の再揮発の影響は十分小さい。

b. よう素フィルタにおけるよう素の再揮発

(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捉されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素ガスが通気されると、捕捉されたよう素が再揮発することが考えられる。

また、よう素フィルタを継続使用すると、よう素フィルタに充填された銀ゼオライトは捕捉したよう素の放射線照射により離脱し、気相中に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揮発は、 °C 以上の高温状態で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、よう素フィルタに流入するガスは 200°C 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、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

なお、ベント停止後のベントガスの流れが無い状態では、銀ゼオライトが高温となるリスクがあるため、ベント停止後にはフィルタ装置のスクラバ水を原子炉格納容器へ移送し、水素ガスの流入を防止することで、よう素フィ

ルタからのよう素の再揮発を防止する。

次に、放射線照射による影響については銀ゼオライト放射線照射試験にて確認しており、放射線照射による銀ゼオライトからのよう素の離脱の影響は無いことを確認している。そのため、銀ゼオライトが放射線照射を受けたしたとしても、銀ゼオライトに捕捉されているよう素が再揮発することはない。

(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、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、スクラバノズル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

スクラバノズルを通過するガス流速は、高速となる。スクラバノズルの噴射穴寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、スクラバノズルが閉塞することはない。

金属フィルタには、水スクラバで捕捉されなかったエアロゾルが移行するが、移行するエアロゾル量は、金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さく、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

無機よう素は水スクラバにて薬剤（水酸化ナトリウム）との反応により捕捉されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕捉されずに下流に流出されることが考えられる。

b. 影響評価

スクラバ水に含まれる水酸化ナトリウムの量は、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

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトが、よう素の捕捉によって吸着容量に達した場合には、よう素は捕捉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

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

(6) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境、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、よう素フィルタ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捉性能を確認しており、よう素のDFへの影響はない。

高湿度による影響については、フィルタ装置とよう素フィルタの間にラプチャーディスクを設置し、通常待機時には、フィルタ装置のスクラバ水に起因する湿分がよう素フィルタ内に侵入することの防止、及びよう素フィルタ内を窒素ガスで置換するため、よう素のDFへの影響はない。

光照射による影響については、よう素フィルタはステンレス鋼製の容器とし、よう素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、よう素のDFへの影響はない。

(7) スクラバ水性状変化による影響

a. 想定する状態

ベントに伴い飛来するエアロゾルが水スクラバに大量に捕捉されると、スクラバ水の性状が変化し、DFに影響することが考えられる。

b. 影響評価

エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがある。したがって、水溶性エアロゾルとしてCsIを、非水溶性エアロゾルとしてTiO₂それぞれをスクラバ水に大量に投入した水スクラバ単体のDF性能試験を実施し、エアロゾルを投入しない場合のDF性能試験結果と比較することで、スク

ラバ水の性状変化が水スクラバの DF に影響しないことを確認している。そのため、エアロゾルが水スクラバに大量に捕捉され、スクラバ水の性状が変化したとしても、DF に影響することはない。

(8) スクラバノズルの振動による脱落

a. 想定する状態

スクラバノズルは、図 3.3.5-1 に示すとおり、ユニオンにより接続されている。フィルタ装置使用中は、スクラバノズルからはベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりユニオンが緩むおそれがある。ユニオンが緩み、スクラバノズルが脱落してしまった場合、水スクラバの DF が低下することが考えられる。



図 3.3.5-1 スクラバノズル構造図

b. 影響評価

対策として、図 3.3.5-2 に示すとおりユニオンにワイヤリングを施し、フィルタ装置使用時のスクラバノズルユニオンの緩みを防止する。なお、ワイヤリングに用いるワイヤの材質は、腐食の発生を考慮し SUS316L とする。



図 3.3.5-2 ワイヤリング

(9) よう素による金属フィルタ腐食の影響

a. 想定する状態

フィルタ装置に設置される金属フィルタはステンレス鋼製である。ステンレス鋼にベントガスに含まれる CsI や I₂ に由来する I⁻ が付着すると、ハロゲン元素イオンであることから、ステンレスの保護被膜を破壊し、局所腐食の原因となる可能性がある。そこに O₂ が存在すると、保護被膜が破壊された箇所の腐食が進展するおそれがある。

b. 影響評価

フィルタ装置には、金属フィルタの前段に水スクラバが設置されており、CsI や I₂ の大部分は水スクラバに捕捉される。そのため、フィルタ装置の金属フィルタには、CsI や I₂ に由来する I⁻ が付着するとしても微量*であると考えられる。更に、フィルタ装置に流入するベントガスはほとんど水蒸気であり、O₂ は微量であることから、酸化性が弱く、腐食反応は進みにくいと考えられる。

なお、金属フィルタに CsI が付着した場合の影響試験により、CsI の付着による金属フィルタのエアロゾル除去性能の低下は生じないことを確認している。そのため、よう素種に起因する金属フィルタの腐食により、金属フィルタのエアロゾル捕捉性能が低下することはない。

注記*：よう素の炉内内蔵量は、平衡炉心末期を対象とした解析コード ORIGEN 2 の計算結果から約 29.1kg となる。また、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を保守的に 100% とし、原子炉格納容器に放出される各よう素の生成割合を Regulatory Guide 1.195 に基づき、粒子状よ

う素5%，無機よう素91%とすると，金属フィルタへの各よう素の流入量は下記の通り微量と評価される。

(a) 粒子状よう素：約42.8g

エアロゾルに対する水スクラバのオーバーオールDF（除去性能試験結果からDF34）を考慮すると，約42.8g（ $=29100\text{g} \times 1 \times 0.05 \div 34$ ）となる。なお，原子炉格納容器内DF（沈着，サブプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）も期待すると，金属フィルタへの粒子状よう素の流入量はさらに小さくなる。

(b) 無機よう素：約0.132g

原子炉格納容器内DF（自然沈着：C S E 実験に基づきDF200）及びフィルタ装置の無機よう素DF（DF1000）を考慮すると，約0.132g（ $=29100\text{g} \times 1 \times 0.91 \div 200 \div 1000$ ）となる。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

保全方式の選定にあたっては「原子力発電所の保守管理規定（J E A C 4 2 0 9）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。

格納容器圧力逃がし装置は、設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備及び計測設備については、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。

フィルタ装置の容器及び容器内部構造物については、スクラバ水の薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また、銀ゼオライトについても発電所内で設置した類似事例がないことから、よう素フィルタ本体の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため、同様に時間基準保全とする。

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

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。点検周期は機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して設定している。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	点検周期 *1		点検項目	点検内容	
	本格	簡易		本格点検	簡易点検
フィルタ装置	4	—	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
内部構造物 ・スクラバノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ ・整流板 ・吸着塔	4	—	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	—
スクラバ水	1	—	1. 機能確認	a. pH 値の確認	—
よう素フィルタ 銀ゼオライト	1	—	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレン移送ポンプ (キャンド型)	2	1	1. 本体	a. 下記の部分の点検手入れ ・ケーシング, リアカバー ・羽根車 ・キャン, ローター	a. 外観点検
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
伸縮継手	1	—	1. 本体	a. 外観点検 b. カバー取替	—
			2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認*2	—
オリフィス	10	1	1. 本体	a. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認*2
ラプチャーディスク	2	1	1. 本体	a. ラプチャーディスク取替 b. フランジ面手入れ	—
			2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認*2	a. 窒素封入圧力確認*2
配管	10	1	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認*2 b. 弁開閉試験時漏えい確認*3
弁	10	1	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
			2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認*2 b. 弁開閉試験時漏えい確認*3 c. 動作試験(駆動部付弁)

注記*1: 点検周期の単位はサイクル。

*2: 窒素封入圧力及びスクラバ水位は、簡易点検のほかにパトロール時等にお

いて定期的に確認を実施する。

*3：空気作動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に、空気作動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において、駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

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	点検周期*	点検項目	点検内容
電動弁	6	1. 原動機	a. 外観点検 b. 電磁ブレーキ点検
		2. トルクスイッチ	a. トルクスイッチ点検 b. 設定値確認
		3. リミットスイッチ	a. リミットスイッチ点検 b. 潤滑油脂交換
		4. 収納箱	a. 配線類点検
		5. 開度計	a. 外観点検 b. 指示値確認
		6. 試験・測定	a. 絶縁抵抗測定 b. 開閉試験 c. 巻線抵抗測定 d. ディクラッチレバー切替試験

注記*：点検周期の単位はサイクル。

c. 計測設備

格納容器圧力逃がし装置の計測設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。

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 計測設備の対象機器毎の点検項目及び点検内容

対象機器	点検周期*	点検項目	点検内容
圧力計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正
電気式変換器	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 校正
			b. ループ校正
電気式指示計	1	1. 特性試験	a. 校正・ループ校正
電気式記録計	1	1. 特性試験	a. 校正
電磁流量計	1	1. 分解点検	a. 分解点検手入れ
電磁弁	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 絶縁抵抗, 直流抵抗測定
			b. 動作試験
制御盤	1	1. 外観点検	a. 盤(ラック), 及び 取付器具点検手入れ
検出器モニタ	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験
			b. 線源校正試験
水素検出装置	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験
			b. 基準ガスによる校正
サンプリング機器	1	1. 外観点検	a. サンプリング装置 点検手入れ
		2. 分解点検	a. ポンプ分解点検 手入れ
		3. 特性・性能 試験	a. インサースビス後の 調整
pH 計	1	1. 外観点検	a. 各部点検手入れ
		2. 特性試験	a. 回路特性試験

注記*：点検周期の単位はサイクル。

(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」, 「ドレン移送ポンプ作動試験」, 「漏えい試験」, 「スクラバ水質確認試験」及び「よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図4-1に示す。

以下の弁開閉試験を実施することにより、ベント操作時に必要な流路が確保できることを確認する。

(a) 空気作動弁（弁番号：①, ②, ③）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：①*, ②*, ③
- ・遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：①, ②, ③
- ・電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験：①, ②, ③

(b) 電動弁（弁番号：④, ⑤, ⑥, ⑦）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験：④*, ⑤, ⑥, ⑦*
- ・弁駆動部の遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験：④, ⑦

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、格納容器隔離弁の弁開閉試験として別途実施する。

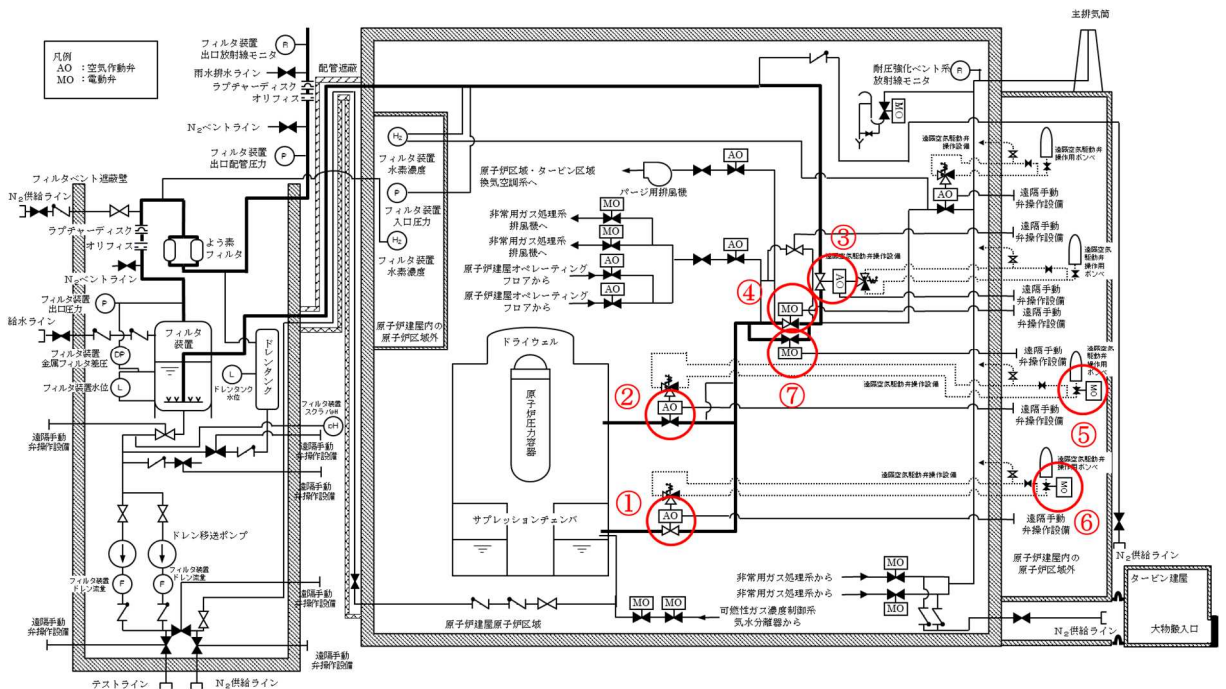


図4-1 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b. ドレン移送ポンプ作動試験

ドレン移送ポンプ作動試験の概要図を図4-2に示す。

仮設テストラインを使用してドレン移送ポンプの作動試験を実施することで、継続的なベントに必要な流量の凝縮水を移送できることを確認する。

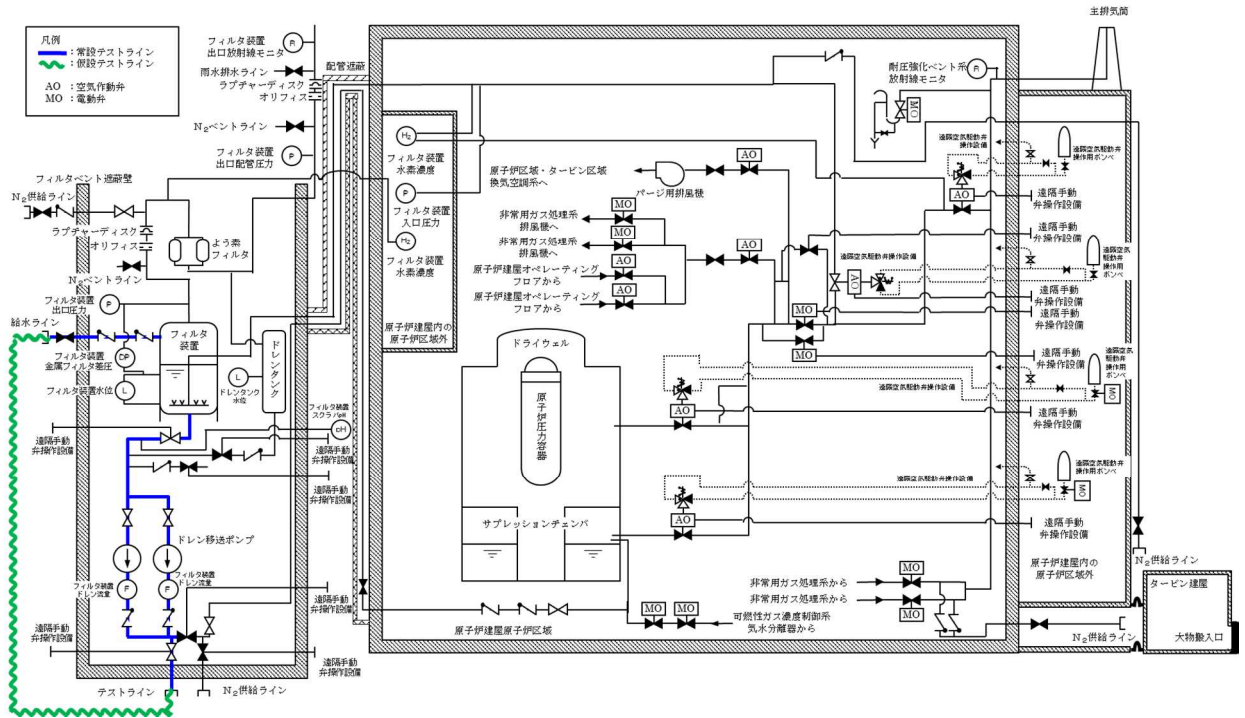


図4-2 ドレン移送ポンプ作動試験概要図

c. 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、試験概要図を図4-3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

格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力0.62MPaでのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建屋外については外気により拡散すること、建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力0.01MPa以上が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力0.62MPa及び

0.25 MPa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压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	試験目的・方法
簡易 点検	窒素ガス	0.01MPa 以上(窒 素パー ジ 圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パージ圧力(通常待機状態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格 点検	窒素ガス	0.62MPa (最高使 用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (フィルタ装置入口弁からラプチャーディスク(フィルタ装置出口側)まで)
		0.25MPa (最高使 用圧力)		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。 (ラプチャーディスク(フィルタ装置出口側)からラプチャーディスク(よう素フィルタ出口側)まで)

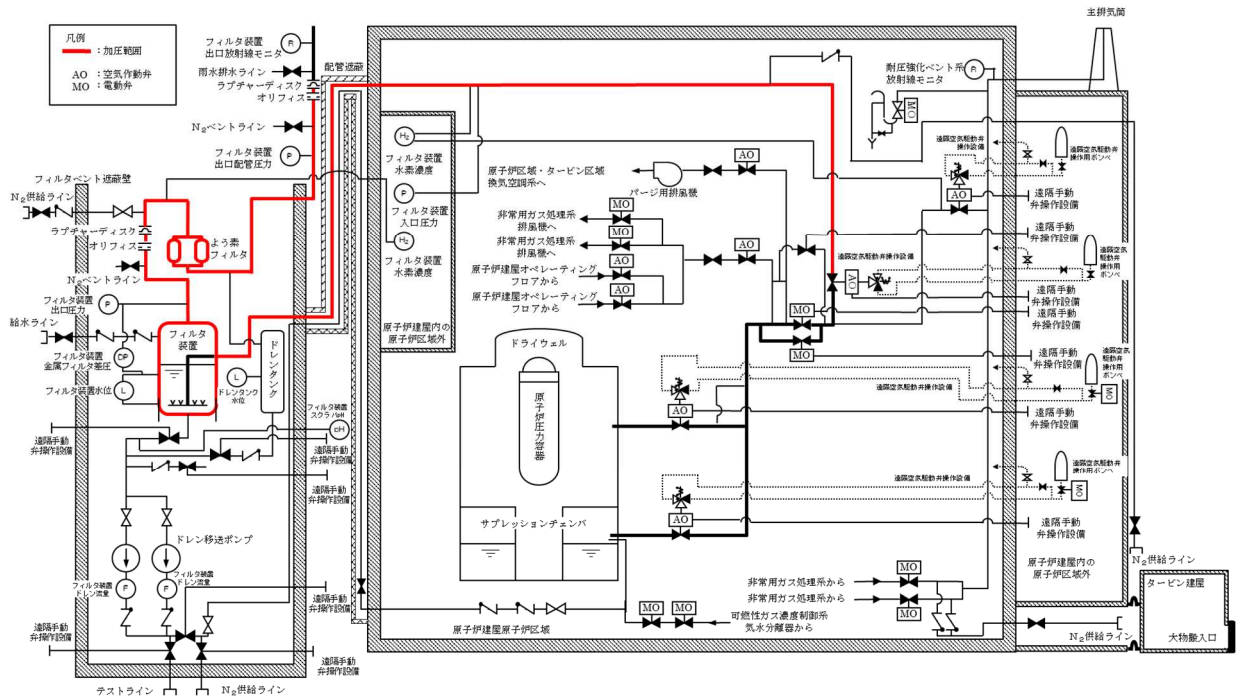


図 4-3 漏えい試験の試験概要図

d. 漏えい試験（遠隔空気駆動弁操作設備）

上記 a. 弁開閉試験（a）空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験において、空気駆動弁が「開」の状態（駆動空気を供給している状態）にて、駆動空気系の機器（ポンペ、配管、フランジ、弁）の各部より、駆動空気の漏えいのないことを確認する。

e. スクラバ水質確認試験

スクラバ水質確認試験は、格納容器圧力逃がし装置通常待機時に、ドレンラインからサンプル水を採取・分析を実施し、スクラバ水が規定の薬液濃度であることを確認する。

f. よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験

よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、よう素フィルタと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

1. 格納容器圧力逃がし装置

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

1.1 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通常待機時から不活性化することに加え、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。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、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が排出経路を通過する際における水素燃焼を防止する。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、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ことを基本とし、Uシール部ができる箇所についてはドレンタンクを設ける。

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

注記*¹：熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合、可燃性ガスである一酸化炭素が発生するが、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部に水張りした状態で熔融炉心が落下するため、熔融炉心・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、仮に熔融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7 cm 侵食した場合でも、一酸化炭素の発生量は約25kgであり、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における水素発生量1400 kg 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

1.2 系統の各運転状態における設計上の考慮

(1) 系統待機状態①：通常待機時

a. 水素燃焼防止対策

通常待機時においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素ガスで不活性化
する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に
大気と隔離するため、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）を設けている。
このラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）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よう設計している。

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燃焼防止対策概要を図1.2-1に示す。

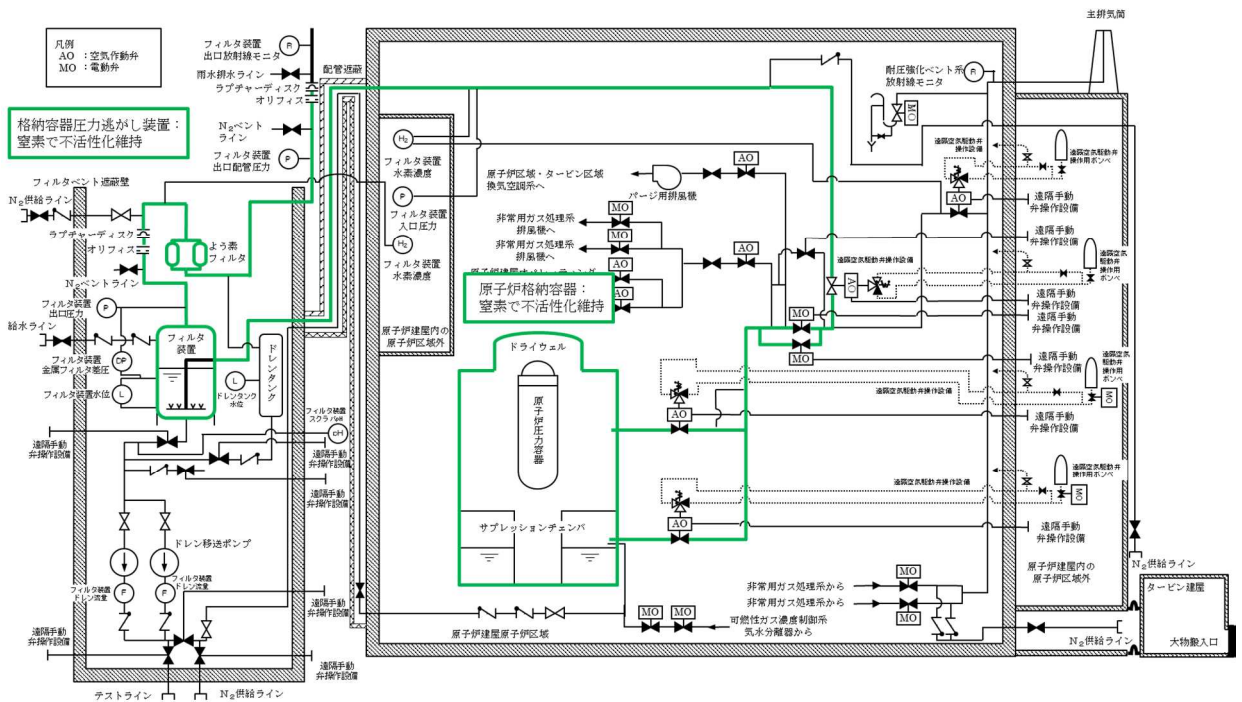


図1.2-1 水素燃焼防止対策（系統待機状態①）

(2) 系統待機状態②：重大事故等時，ベント実施前

a. 水素燃焼防止対策

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、水蒸気、
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
は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため、不活性状態が保たれる。

b. 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素ガスが持ち込まれないため、監視不要である。この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2-2に示す。

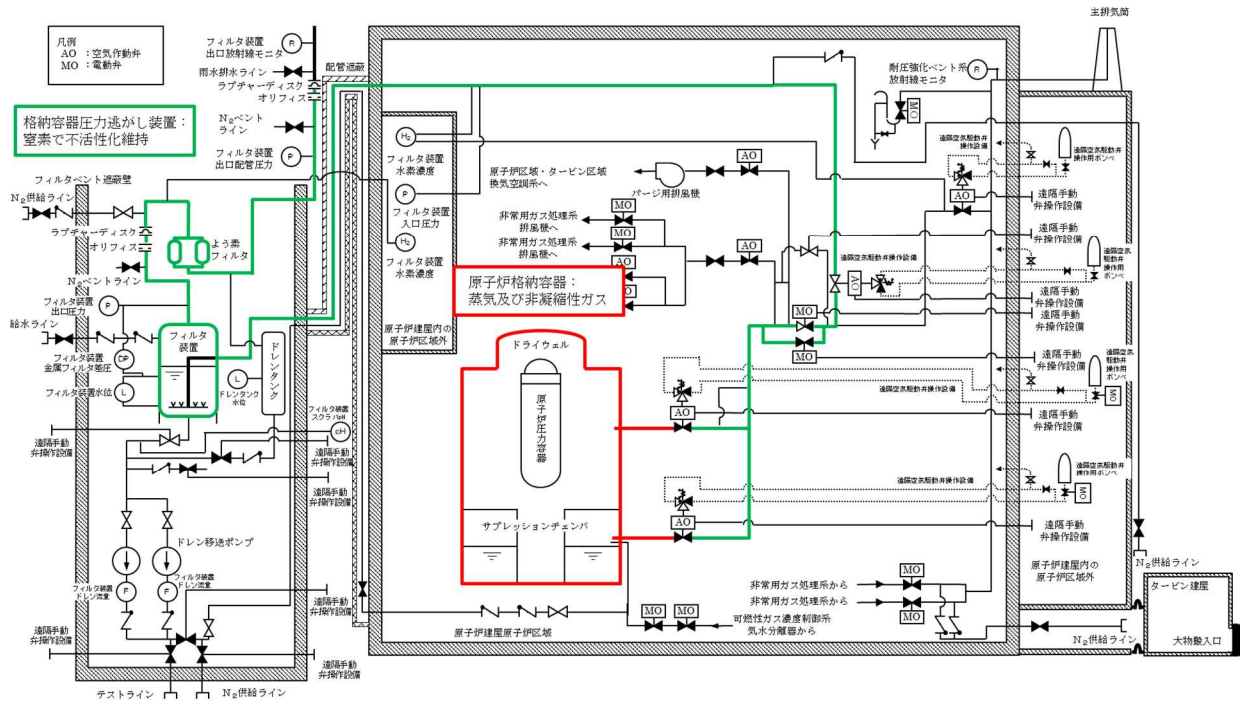


図1.2-2 水素燃焼防止対策（系統待機状態②）

(3) 系統運転状態①：ベント実施直後

a. 水素燃焼防止対策

ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ水によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素燃焼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4vol%に到達したこと、及びドライ条件の酸素濃度が5vol%以下であることを格納容器ベント開始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、及び格納容器圧力逃がし装置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すべてがスクラバ水によって凝縮された場合においても水素燃焼は発生しない。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、濃度が一樣となるため、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。

b. 系統における水素濃度監視

ベントにより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

フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、格納容器ベント実施時におけるスクラバ水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ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フィルタ装置内が負圧にならないこと、及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。

d. 枝管における水素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、枝管での水素燃焼は発生しないと考えられるが、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、枝管での水素燃焼の恐れがある。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は「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき実施した。整理結果を表1.2-1、系統図を図1.2-3、鳥瞰図を図1.2-4に示す。

耐圧強化ベント系の二次隔離弁バイパス弁までの配管(表1.2-1のNo.③)については、水平枝管であり、枝管長さ l /枝管内径 d が不燃限界長さ(l' / d)の判定値以内であることから、水素ガスは不燃限界濃度を超えて蓄積しないと判断する。

一方、非常用ガス処理系の隔離弁までの配管(表1.2-1のNo.④)、W/Wベント時のD/Wベントラインの配管(表1.2-1のNo.⑤)及び耐圧強化ベント系の二次隔離弁までの配管(表1.2-1のNo.①, ②)については、水平及び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、ベント時に水素ガスを連続してベントの主ライン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。

上記を踏まえて、水素ガス滞留防止のために設置するバイパスラインの設置箇所を図1.2-5～図1.2-6に示す。

e. ラプチャーディスクの下流における水素燃焼について

原子炉格納容器からラプチャーディスク(よう素フィルタ出口側)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燃焼は発生しないが、ラプチャーディスク(よう素フィルタ出口側)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燃焼のおそれがある。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、ラプチャーディスク（よう素フィルタ出口側）以降の空気が排出されることから、放出端までの範囲で高濃度の水素ガスが空気と触れず、水素燃焼が発生することはないと考えられる。また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素燃焼は発生しないと考えられる。

表 1.2-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さと同径等

No.	系統	配管の分類	枝管長さ l (m)	枝管内径 d (m)	l/d	不燃限界長さ (l' / d) の判定値*	対応方針
①	換気空調系	組合せ枝管	1.3	0.5398			バイパスライン設置
②	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁)	組合せ枝管	4.5	0.5398			バイパスライン設置
③	耐圧強化ベント系 (二次隔離弁バイパス弁)	水平枝管	1.1	0.5398	2.1	70	対策不要
④	非常用ガス処理系	組合せ枝管	4.9	0.2488			バイパスライン設置
⑤	D/W ベントライン	組合せ枝管	9.7	0.5398			バイパスライン設置

注記* : 「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン (第3版)」 (日本原子力技術協会) のうち解説表 3.3.-1 から選定した値。

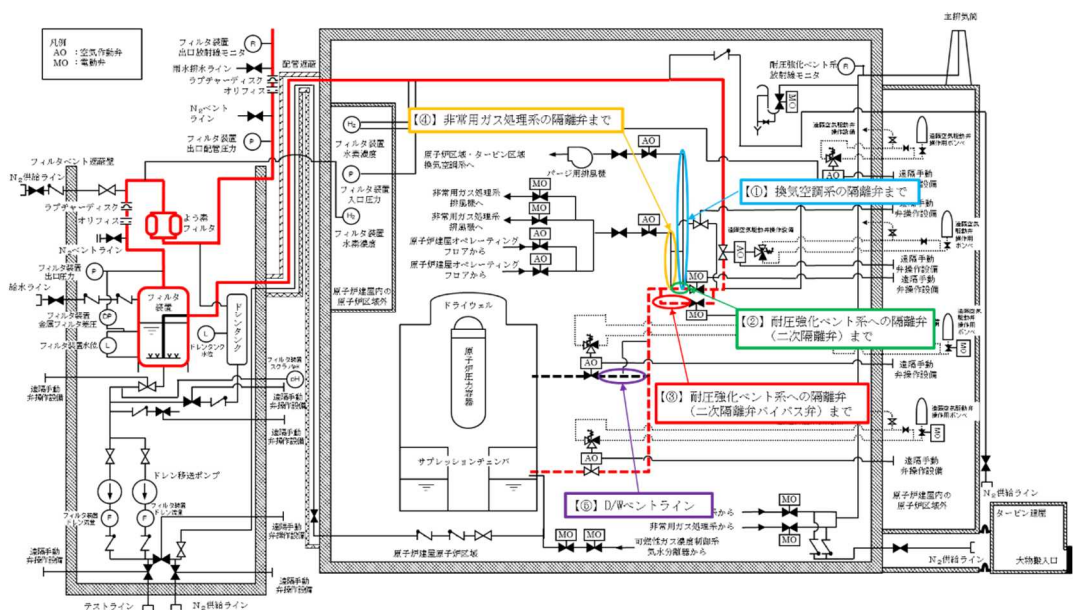


図 1.2-3 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管系統図

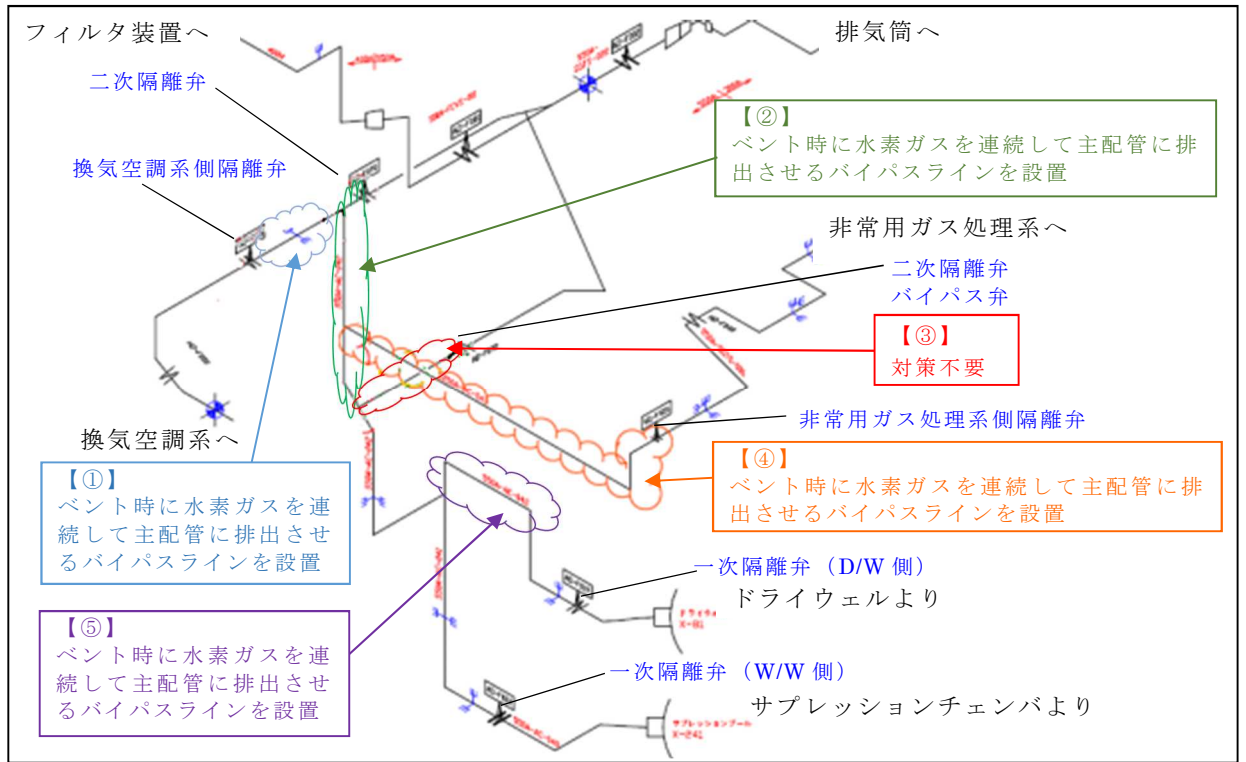
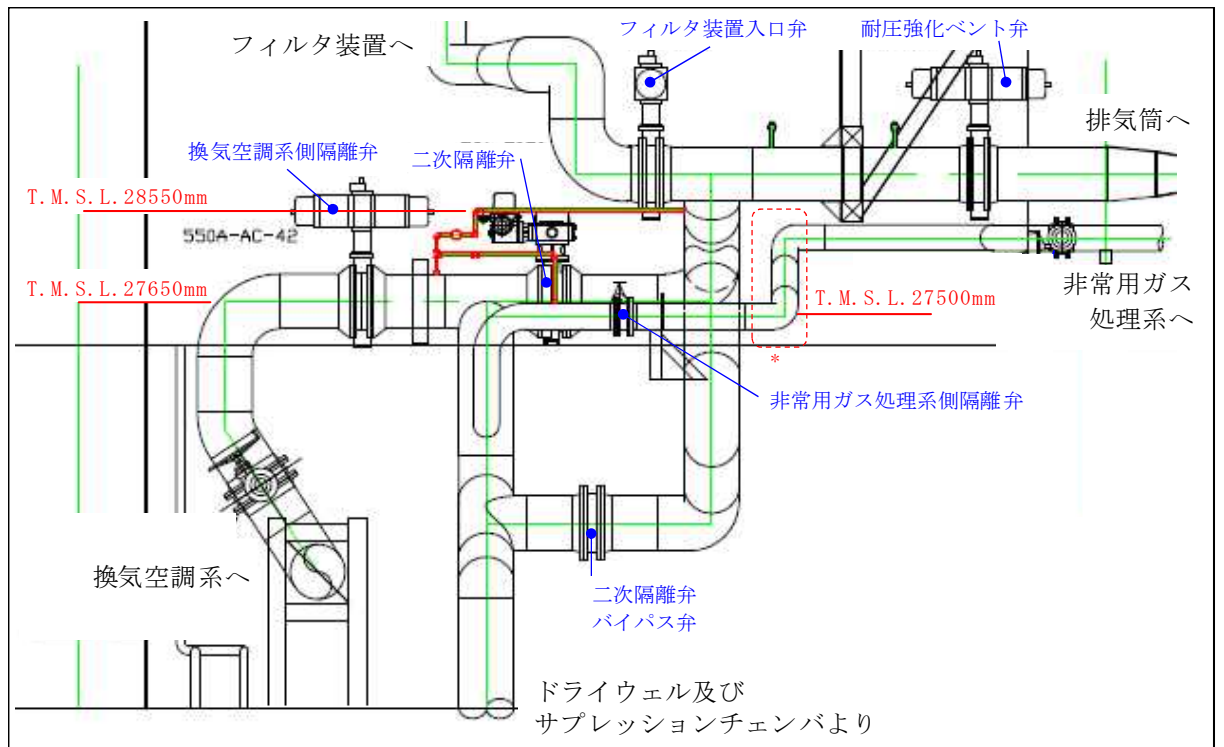
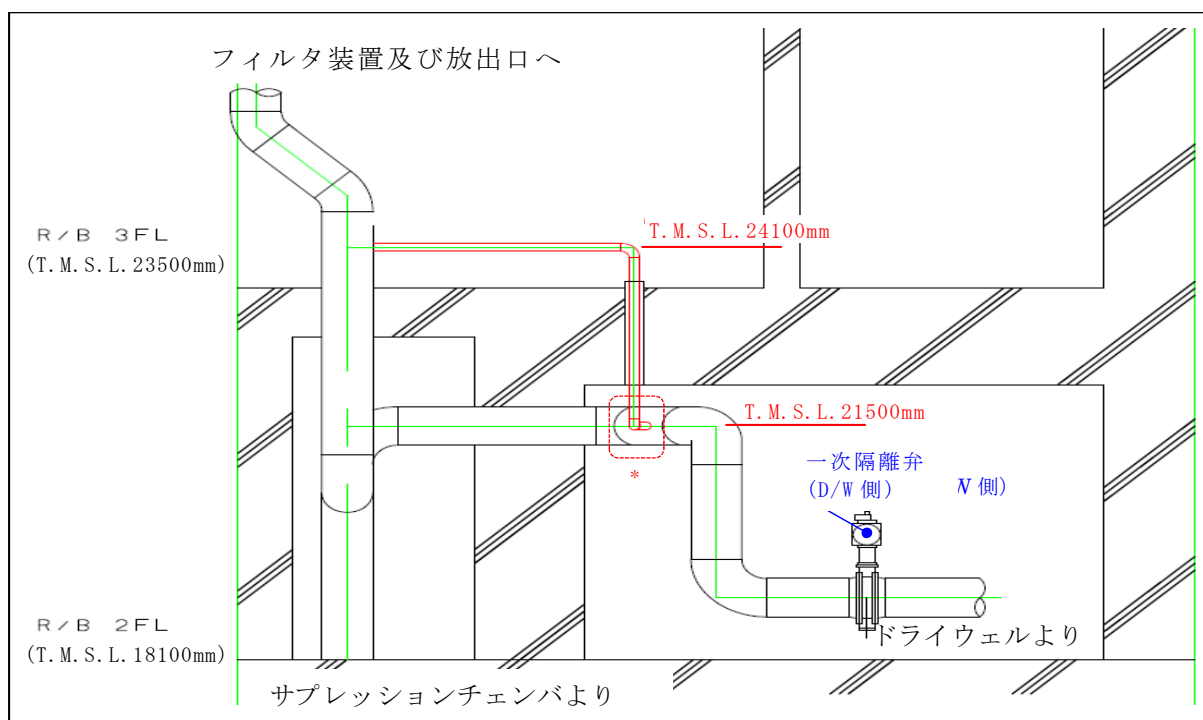


図 1.2-4 主ラインから他系統と隔離する弁までの配管鳥瞰図



注記*：非常用ガス処理系の配管には上向き枝管が存在するが、上流の非常用ガス処理系側隔離弁で隔離しており水素流入がないことから、非常用ガス処理系側隔離弁以降の配管において、水素ガスが不燃限界濃度を超過して蓄積することはない。

図 1.2-5 非常用ガス処理系及び換気空調系までの配管に対するバイパスラインの設置位置図



注記* : D/W ベントラインに対するバイパスラインは、上向き枝管ではなく水平枝管として分岐させているが、バイパスラインのガスは、主ラインにおける分岐点とバイパスラインの合流点の圧力差（主ラインをベントガスが流れることにより発生する圧力損失）を駆動力として流れることから、水平枝管であっても水素ガスを排出する流れは生成される。

図 1.2-6 D/W ベントラインに対するバイパスラインの設置位置

この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図1.2-7に、水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）の概要図を図1.2-8に、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1.2-9及び図1.2-10に示す。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。

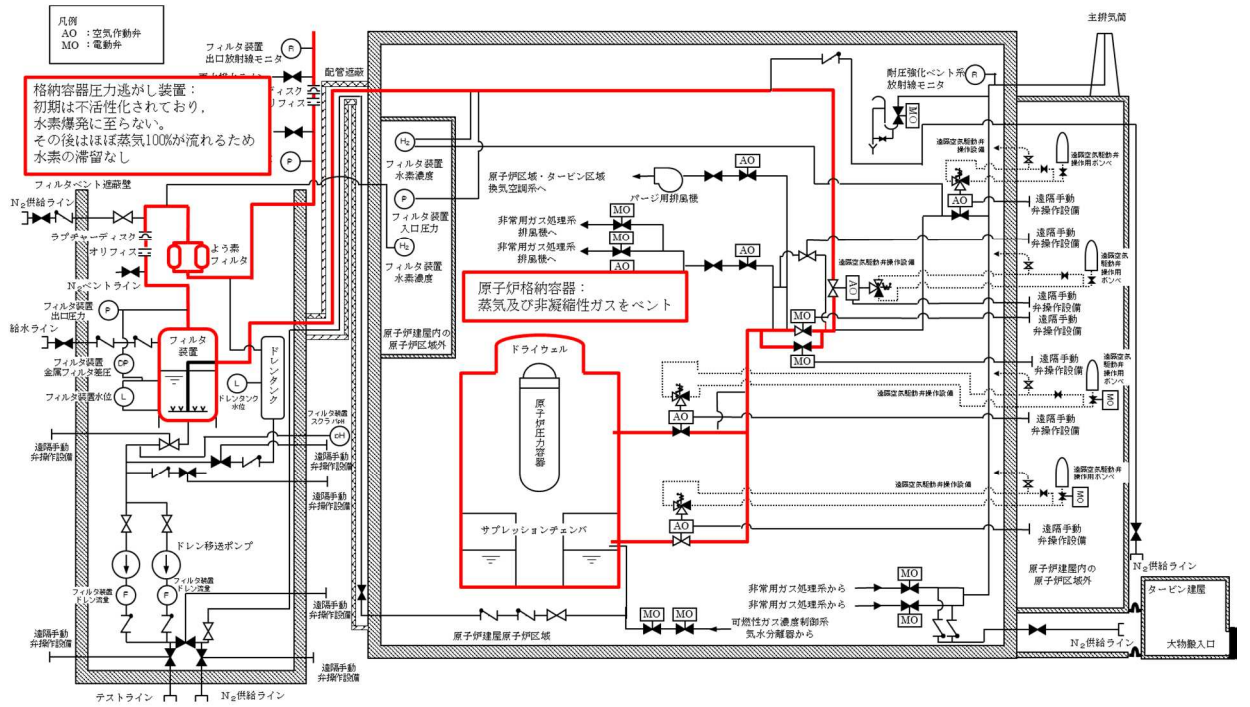


図 1.2-7 水素燃焼防止対策（系統運転状態）

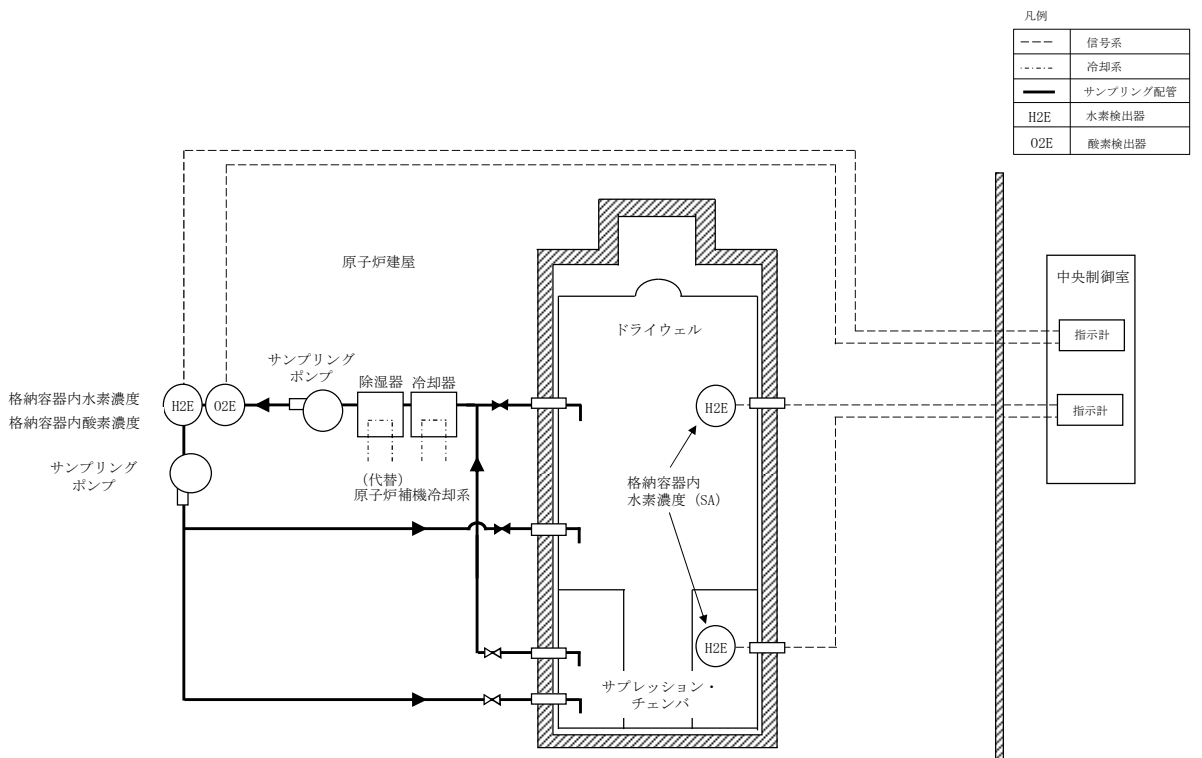


図 1.2-8 水素濃度監視設備（格納容器内水素濃度）及び酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度）に関する系統概要図

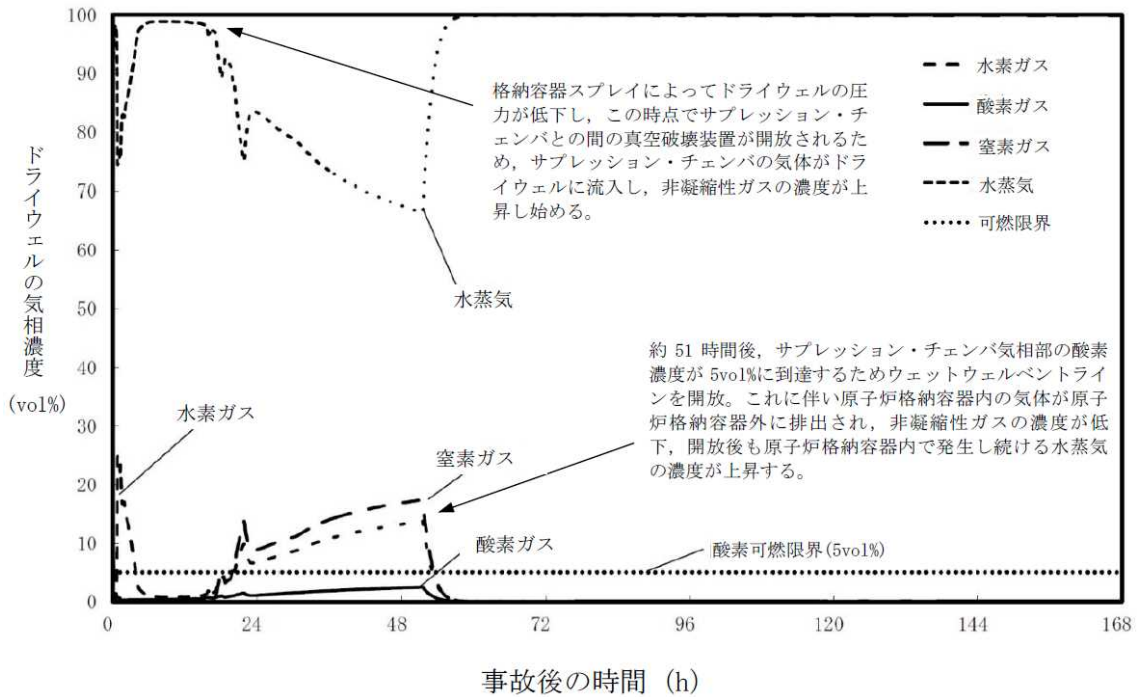


図1.2-9 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるG値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）*

注記*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-12図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）

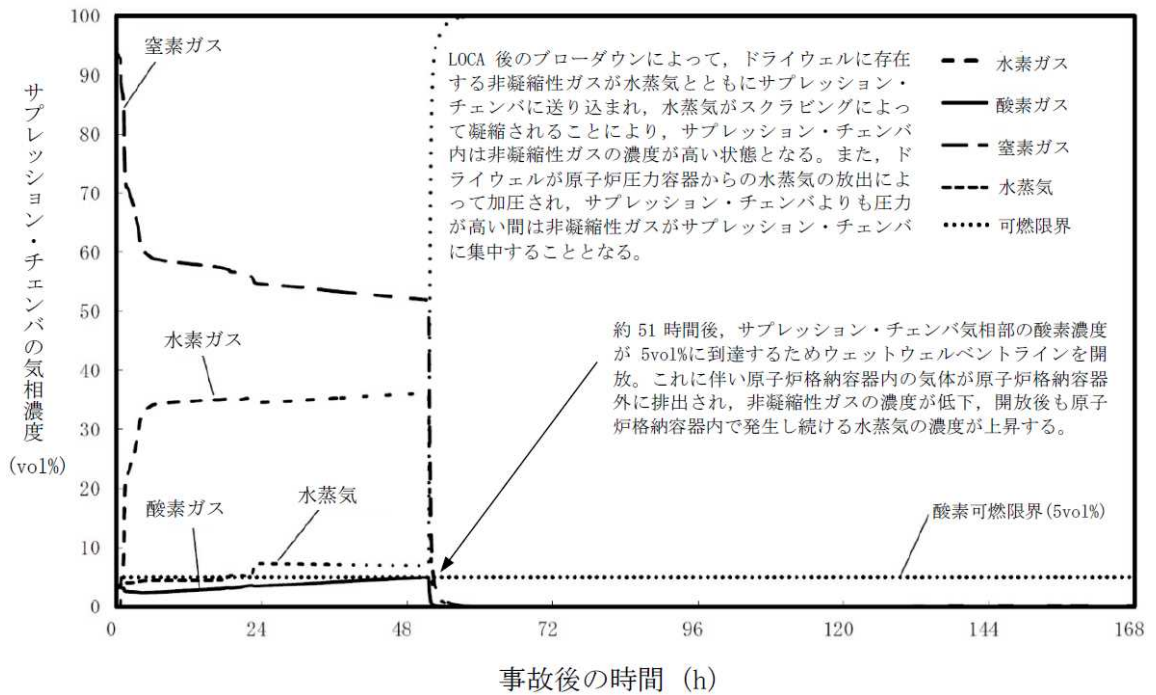


図1.2-10 事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）
 におけるG値を設計基準事故ベースとした場合の
 サプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）*

注記*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類
 十7.2.4 水素燃焼 7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(3)有効性評価の結果における第7.2.4-13図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(4) 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. 水素燃焼防止対策

ベント実施に伴うサプレッションチェンバ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、水素燃焼は発生しない。

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、水素燃焼は発生しない。

この系統状態における水素燃焼防止対策概要は図1.2-7と同様である。

(5) ベント停止後

a. 水素燃焼防止対策

ベント停止後、スクラバ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、フィルタ装置の上流から可搬型窒素供給装置等による窒素ガス供給を間欠的に実施し、系統のパージを継続することで、水素燃焼を防止する。

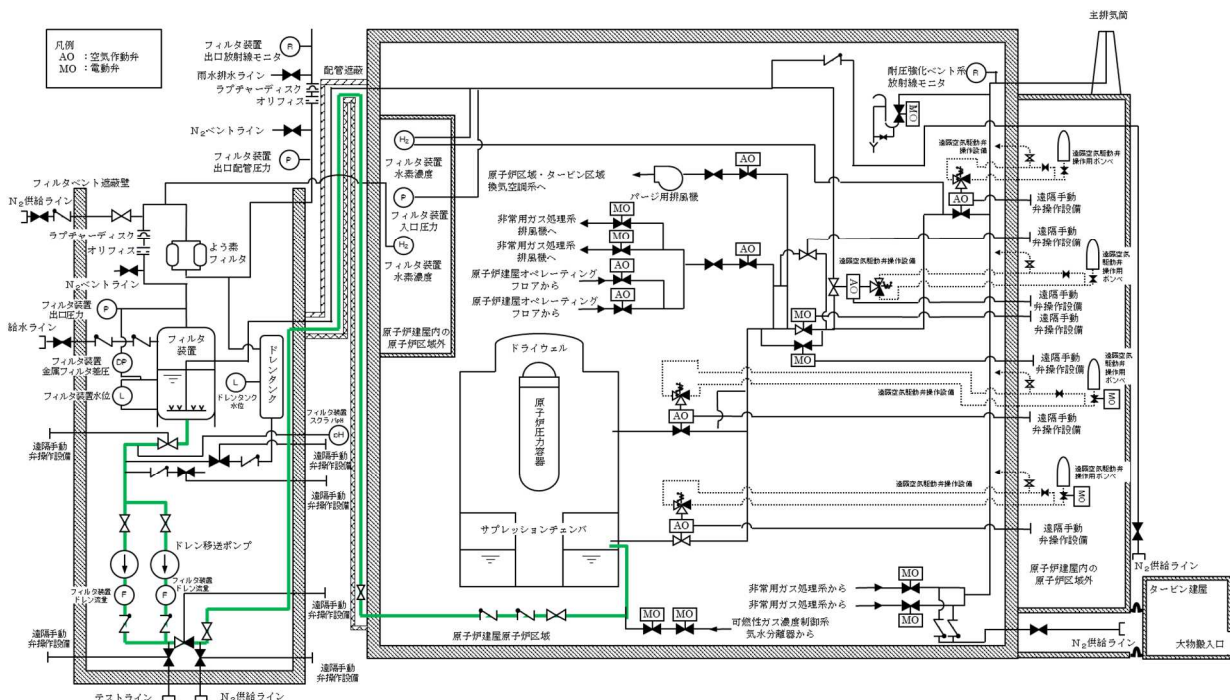
窒素ガス供給を実施する場合、可燃限界濃度に到達するまでに十分な時間があることを確認している（3.可搬型窒素供給装置 参照）。

b. 系統における水素濃度監視

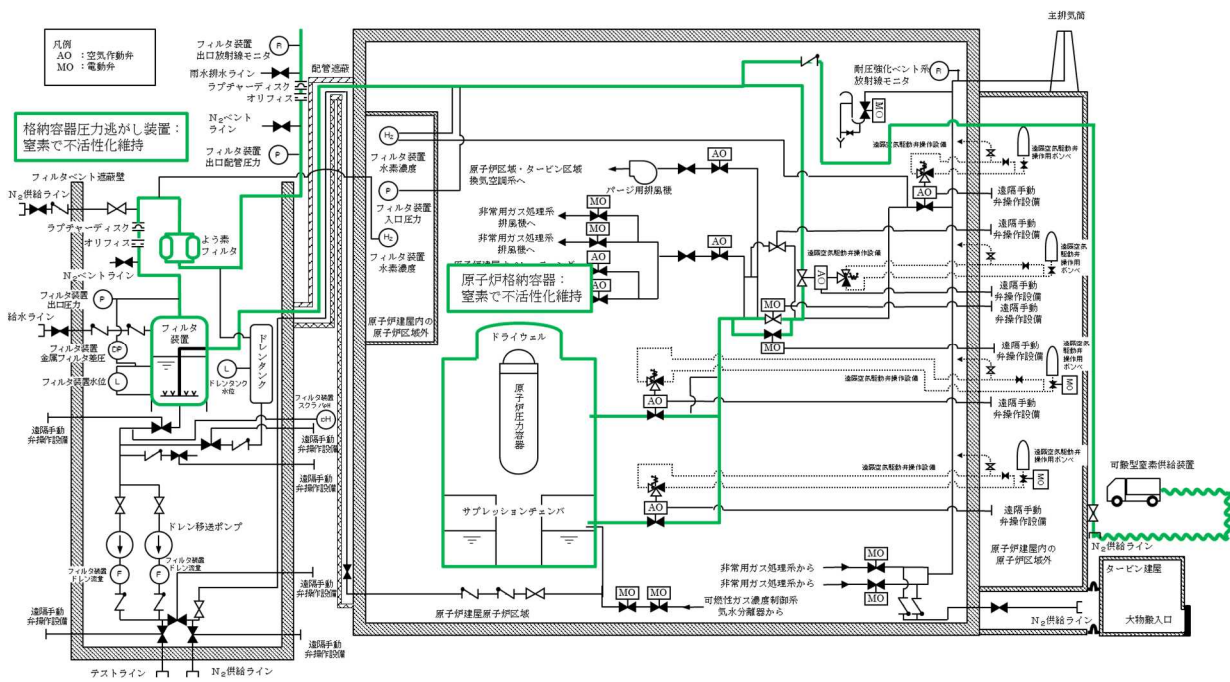
系統における水素濃度に関しては、窒素ガス供給による系統パージ停止後において、水素ガスが長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

c. ドレン移送ライン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1.2-11に示すとおり、ドレン移送ポンプを用いてスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することとしている。ベント実施中、スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送した後は、ドレン移送ポンプ下流側配管は可搬型窒素供給装置によって窒素ガスを封入することとしている。そのため、ドレン移送ラインに酸素ガスは存在しないことから、ベント停止後にスクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することにより、原子炉格納容器に空気が流入することはない。



この系統状態における水素燃焼防止対策概要を図 1.2-12 に示す。



2. フィルタベント遮蔽壁

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素ガスが、フィルタ装置に設置するフランジ部から漏えいするリスクが考えられる。しかしながら、フィルタ装置を設置しているフィルタベント遮蔽壁は側壁のみの構造であり大気開放されていることから、フィルタベント遮蔽壁内で水素燃焼が発生することはない。

3. 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素ガスの供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4vol%（水素ガスの可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5vol%（水素ガスを燃焼させる下限濃度）未満に維持することを考慮して設定している。

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を表3-1に示す。

表 3-1 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	70Nm ³ /h以上
窒素純度	99vol%
窒素供給圧力	0.5MPa 以上 (可搬型窒素供給装置出口にて)

以下に、可搬型窒素供給装置による窒素置換の考え方について示す。

3.1 スクラバ水で発生する水素ガス・酸素ガスにより系統内が可燃限界となるまでの評価

ベント実施時において、スクラバ水内に蓄積された放射性物質の影響により、水の放射線分解にて発生する水素ガス・酸素ガスの生成速度及び積算生成量について評価を行った。事故シーケンスとしては大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失とし、38 時間後に W/W 及び D/W よりベントを行った条件とした。

評価結果を図 3.1-1 及び図 3.1-2 に示す。

なお、スクラバ水は沸騰しているものと想定し、水素ガス発生量の G 値は 0.4*、酸素ガス発生量の G 値は 0.2*を用いた。

注記*：電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 63 年 3 月）に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機の可燃性ガス濃度制御系の評価に採用している沸騰状態の G 値である。なお、G 値は重大事故等時の環境下では上記の値よりも低いという実験結果が得られている。このため、今回の評価において上記の G 値を用いることは保守的な扱いになっているものと考ええる。

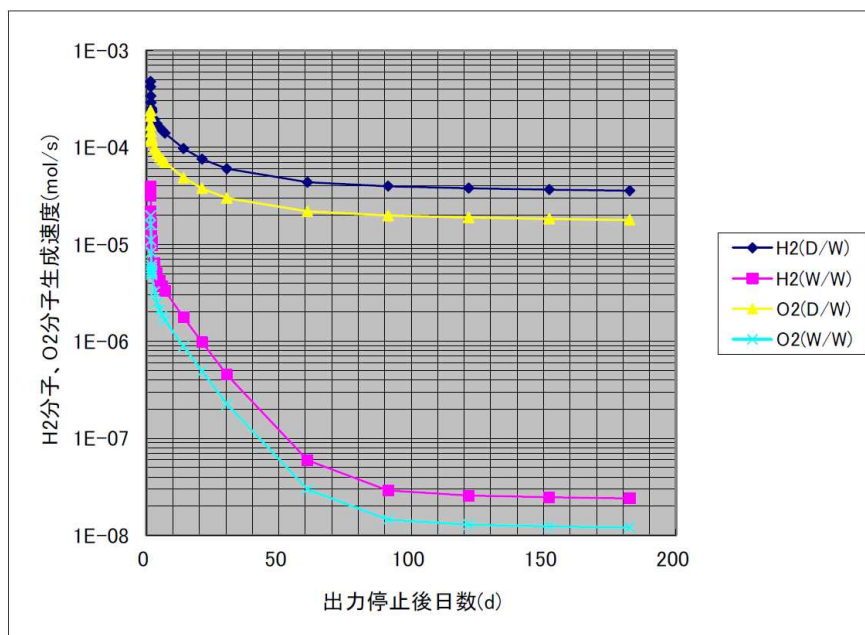


図 3.1-1 スクラバ水内での水素・酸素分子の生成量速度

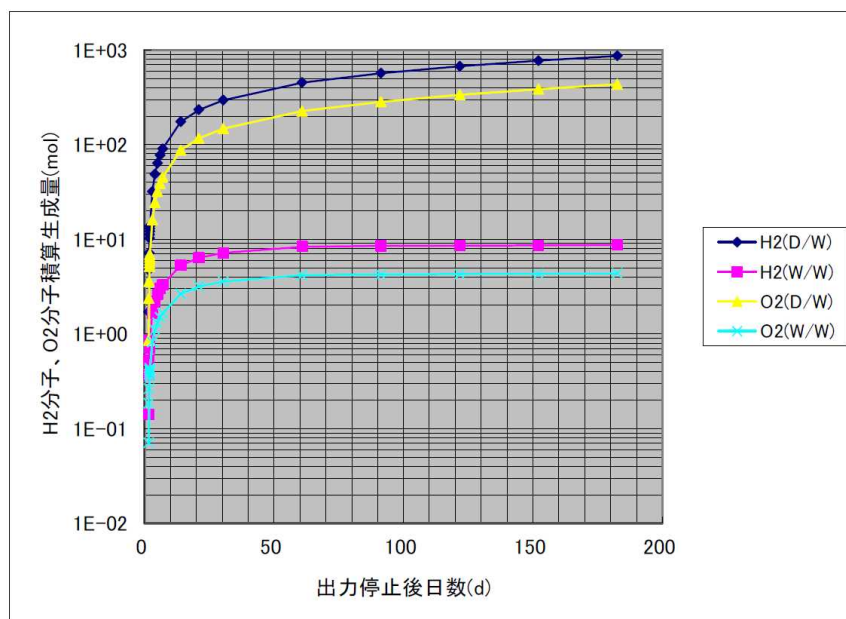


図 3.1-2 スクラバ水内での水素・酸素分子の積算生成量

上記をもとに、ベント停止後に系統内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界濃度となるまでの概略時間について計算を行った。可燃限界の基準としては、NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual に示されている水素-空気-水蒸気の燃焼、爆轟限界の関係及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈の「水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合」の判断基準（水素濃度 4vol%以上、かつ酸素濃度 5vol%以上）に基づき、水素ガス 4vol%以上、酸素ガス 5vol%以上、水蒸気 60vol%以下とした。なお、保守

的な条件として，系統内の水蒸気が外気温度まで冷却されて凝縮する時間は考慮せず，ベント停止後直ちに水蒸気は凝縮するものとする。

NUREG/CR-2726 Light Water Reactor Hydrogen Manual の水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係を図 3.1-3，評価条件を表 3.1-1，評価結果を図 3.1-4 及び図 3.1-5 に示す。

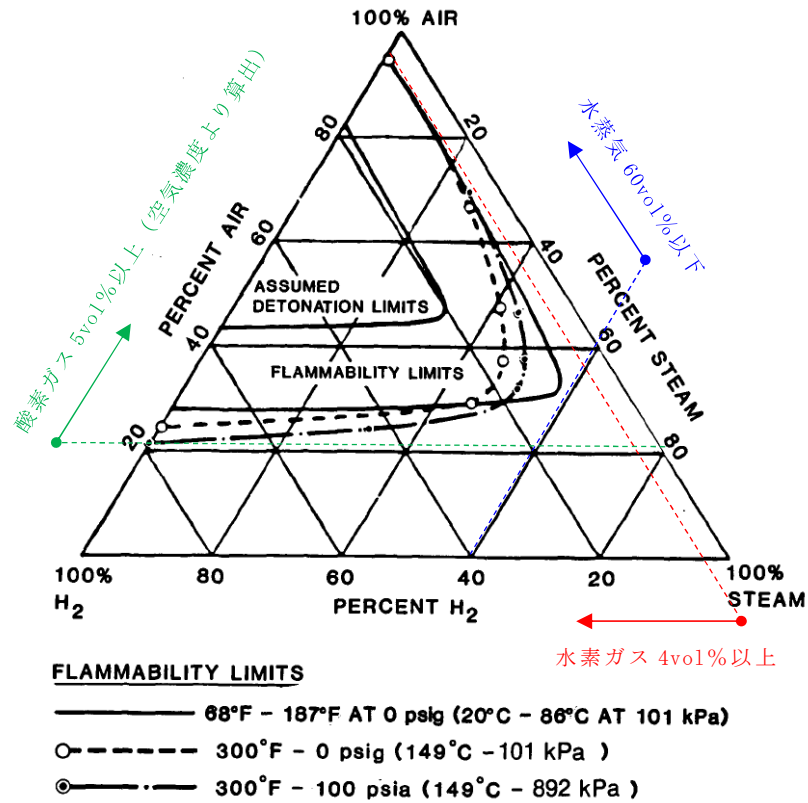


図 3.1-3 水素-空気-水蒸気の燃焼，爆轟限界の関係

表 3.1-1 評価条件一覧

評価対象	主な評価条件
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行わな い場合)	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁を閉止後に窒素置換を行わず，系統内配管での放熱によってベントガスに含まれていた水蒸気が凝縮してフィルタ装置上流側配管が負圧（46℃で約 0.1atm）になることにより，スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に約 9m 吸い上げられたと仮定した。 ・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて水蒸気と仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol% が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はノズル上端から 0.5m と仮定し，吸い上げにより下限水位を下回らないものとした。 ・水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置 上流側 (ベント停止 後直ちに窒素 置換を行う場 合)	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁を閉止後に窒素置換を行い，フィルタ装置上流側配管が窒素ガスで置換（1atm）されたと仮定した。（スクラバ水がフィルタ装置上流側配管に吸い上げられることはない。） ・系統内の気体のモル組成として，水素ガスと酸素ガス以外はすべて窒素ガスと仮定した。また，初期の系統内の気体条件として，水素ガス 1vol%，酸素ガス 1vol% が系統内に存在すると仮定した。 ・スクラバ水に蓄積された FP によって水素ガス・酸素ガスが発生する範囲としては，フィルタ装置内の配管からフィルタ装置上流側配管の水面までの範囲とした。 ・スクラバ水位はスクラバノズル上端部から 2.2m（上限水位）と仮定し，水素ガス，酸素ガスが蓄積する範囲としては，保守的に水面から真上の第一エルボまでの小さな空間で評価した。
フィルタ装置 下流側	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁を閉止した後に窒素置換を行わないことと仮定した。 ・スクラバ水位はノズル上端から 2.2m（上限水位）と仮定した。 ・保守的に狭い空間体積への水素ガス・酸素ガスの蓄積を評価することとし，フィルタ装置気層部から下流側配管への水素・酸素ガスの拡散が起こらないものと仮定して評価を行った。 ・フィルタ装置下流はラブチャーディスクが開放されていることから，初期ガス組成としては，空気 1atm とした。

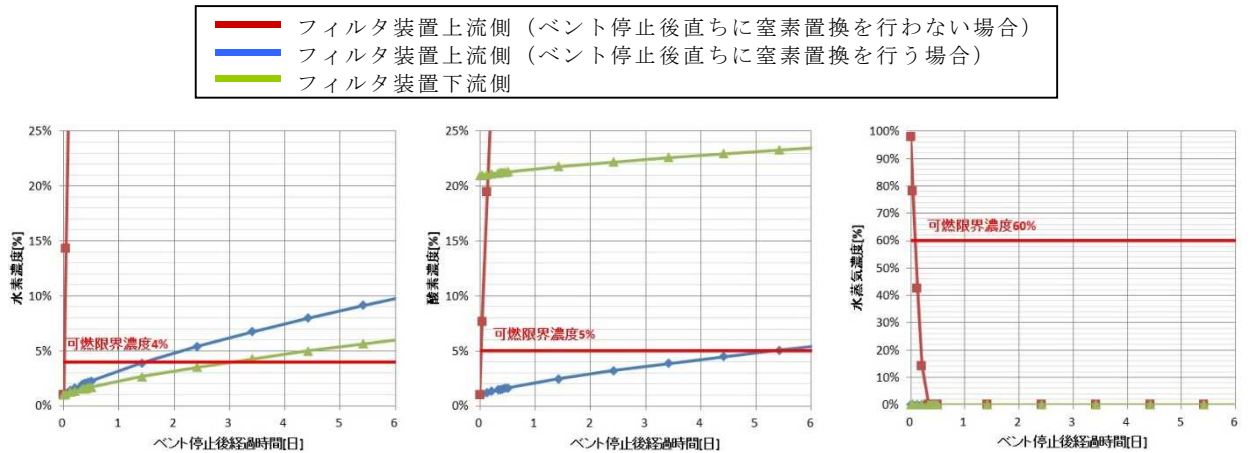


図 3.1-4 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (D/W ベント時)

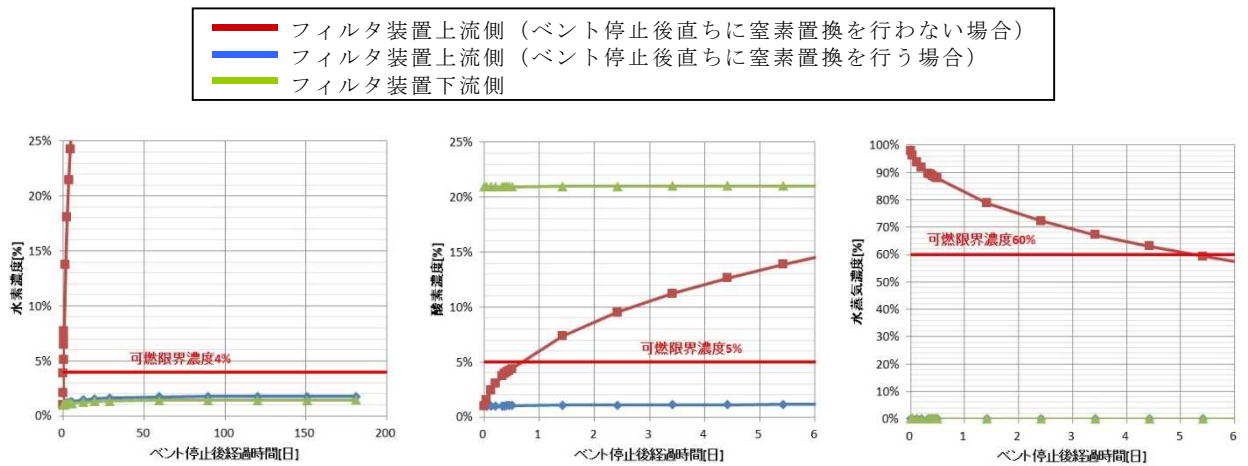


図 3.1-5 水素・酸素・水蒸気濃度のベント停止後の時間経過 (W/W ベント時)

評価を行った結果、ベント停止後直ちに窒素置換を行わない場合では、D/W ベントの場合は約 2 時間後、W/W ベントの場合は 5 日後以降にフィルタ装置上流側の水蒸気濃度が 60vol%以下となり、可燃限界に達した。

一方で、ベント停止後直ちに窒素置換を行う場合では、D/W ベントの場合では 3 日後以降にフィルタ装置下流側の水素濃度が 4vol%以上（酸素濃度は大気開放のため 5vol%以上）となり、可燃限界に達した。W/W ベントの場合では、180 日後でも可燃限界に到達することはなかった。

3.2 窒素置換完了までの所要時間について

格納容器圧力逃がし装置の簡略化したモデルにおいて、可搬型窒素供給装置を用いて系統内に蓄積した水素ガスを窒素置換し、水素濃度が可燃限界濃度以下となるのに必要な時間を評価した。

評価条件を表 3.2-1、評価モデルを図 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 評価条件

項目	値
解析コード	S T A R - C C M +
可搬型窒素供給装置 流量	70 Nm ³ /h*
可搬型窒素供給装置 ガス組成	窒素ガス 99vol%，酸素ガス 1vol%
系統内初期ガス組成	窒素ガス 91vol%，酸素ガス 5vol%，水素ガス 4vol%
FV 系統モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 図 3.2-1 参照 ・ 強制対流と濃度差に伴う混合ガスの相互拡散を考慮する。

注記*：可搬型窒素供給装置の窒素供給能力としては、純度 99vol%以上の窒素ガスを、70Nm³/h の流量にて供給可能である。

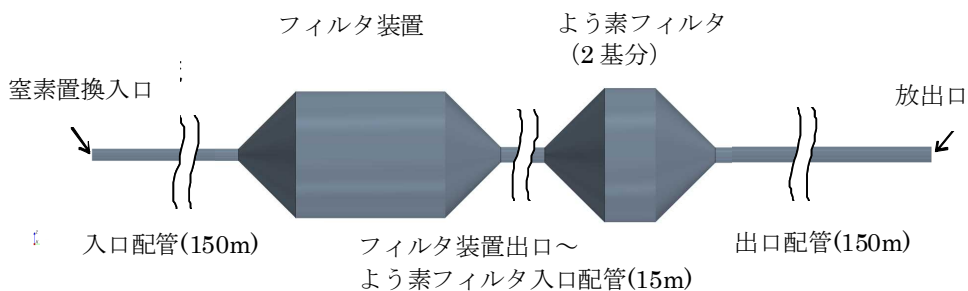


図 3.2-1 窒素置換評価モデル

上記条件にて系統内の水素濃度の時間的変化の評価を行った結果を図 3.2-2 及び図 3.2-3 に示す。窒素置換開始から約 3 時間程度で系統内全域の水素濃度が 1 vol%を下回った。以上より、可搬型窒素供給装置は系統内が可燃限界に達した状態から約 3 時間程度で水素濃度を 1vol%以下に下げる能力を有している。

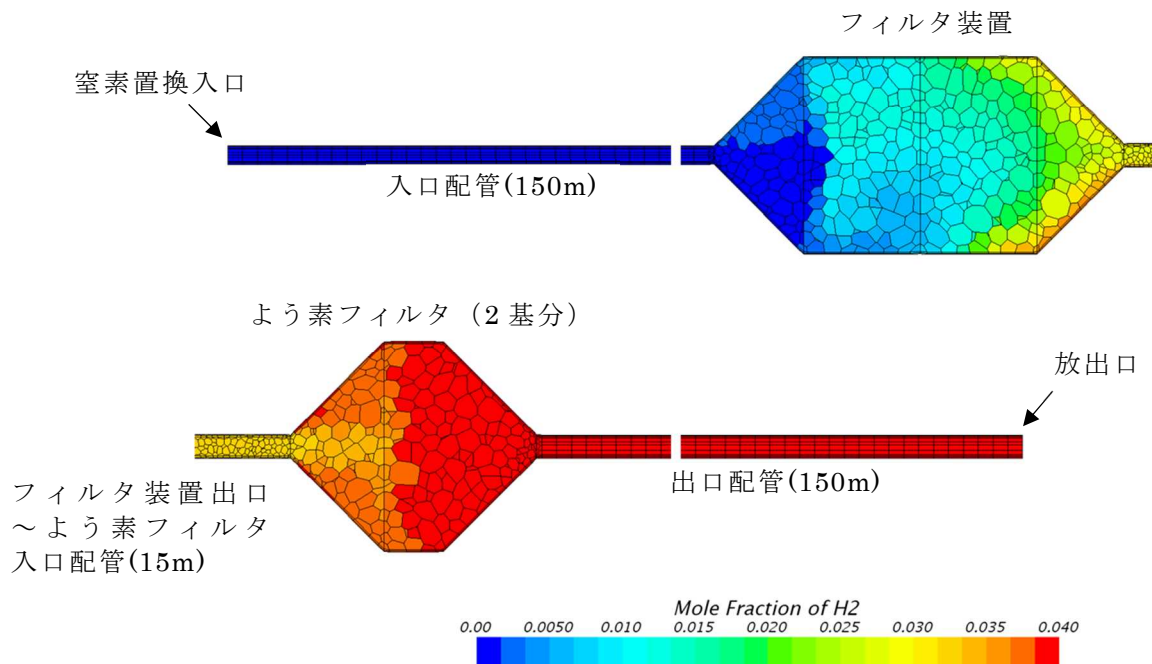


図 3.2-2 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布 (窒素置換開始から 1 時間後)

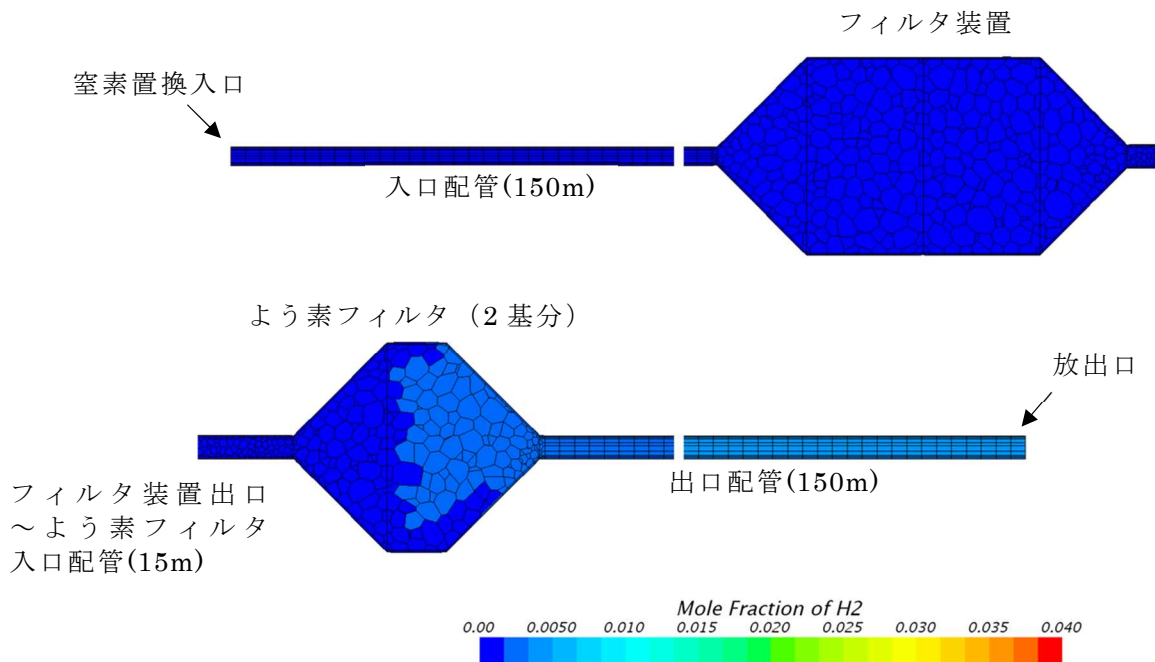


図 3.2-3 格納容器圧力逃がし装置の水素濃度分布 (窒素置換開始から 3 時間後)

3.3 窒素置換を間欠的に行う場合の妥当性について

窒素置換が完了後に窒素置換作業を停止し、次回窒素置換を開始するまでの時間余裕について評価を行った。その結果、3.1に示すとおり D/W ベントの場合は3日後以降に可燃限界に達したが、W/W ベントの場合は180日以上可燃限界に達することはなかった。したがって、間欠的に窒素置換を行うことは可能である。

間欠的に窒素置換を行う際の、窒素置換を停止する際の判断基準としては、3.2の評価に基づき、系統内配管頂部に設置されているフィルタ装置水素濃度により監視を行い、可搬型窒素供給装置の窒素供給能力(70Nm³/hにおいて窒素濃度99vol%)、及びフィルタ装置水素濃度の誤差を考慮して、規定時間窒素置換を実施し、その上で水素濃度が可燃限界未満になった時点で窒素置換を停止する。

窒素置換を間欠的に実施する運用のイメージを図3.3-1に示す。ベント停止時には、直ちに窒素置換を開始できるように、予め可搬型窒素供給装置の配備を行い、ベント停止後直ちに窒素置換を開始する運用とする。また、窒素置換完了後にはフィルタ装置水素濃度の誤差(±2.0vol%)を考慮して水素濃度を監視しつつ、水素濃度が4vol%に到達する前に間欠的に窒素置換を行うこととする。

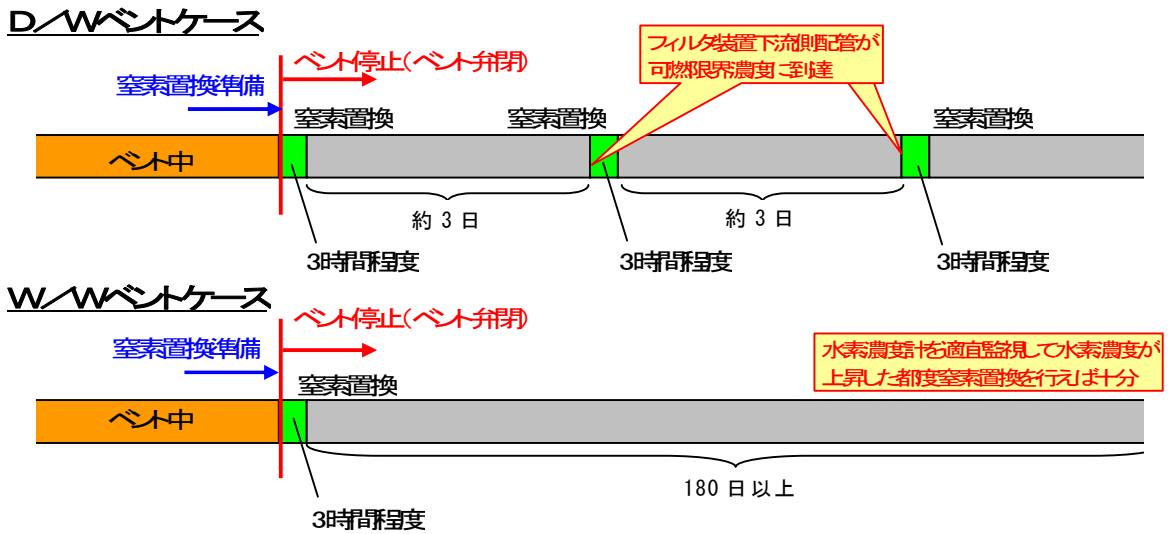


図 3.3-1 ベント停止後の間欠的な窒素置換運用

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

1. 系統設計条件

格納容器圧力逃がし装置については，想定される事故事象での使用条件下において，性能を発揮できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件を表1-1に示す。

表1-1 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) まで)	原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力 (原子炉格納容器最高使用圧力 310kPaの2倍) にて適切なベントが実施できるよう，620kPaとする。
	250kPa (ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降)	格納容器圧力逃がし装置の系統の圧力損失を評価した結果から，ラプチャーディスク (フィルタ装置出口側) 以降に発生しうる最大の圧力を考慮し，250kPaとする。
最高使用温度	200 °C	原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200°Cとする。
設計流量 (ベントガス流量)	31.6kg/s	原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に，原子炉定格熱出力の2%相当の飽和蒸気を排出可能な設計とする。
機器クラス	重大事故等クラス2 容器	常設の重大事故等対処設備であることから，「重大事故等クラス2 容器」とする。
耐震クラス	—	基準地震動 S_s による地震力により，格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失しないよう，「基準地震動 S_s にて機能維持」とする。

格納容器圧力逃がし装置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

格納容器圧力逃がし装置は、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620kPa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、格納容器圧力逃がし装置のうち、原子炉格納容器からラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）までの範囲については、最高使用圧力を620kPaとする。また、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）から放出口までの範囲については、格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPaとする。一方、最高使用温度については、原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。

原子炉格納容器の圧力が620kPa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。格納容器圧力逃がし装置各部の圧力は圧力損失により徐々に小さくなり、ラプチャーディスク（フィルタ装置出口側）の下流側では約210kPaとなる。また、有効性評価のうち事故シーケンス（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温度の推移は図2-2に示すとおり、ベント開始後の原子炉格納容器内雰囲気温度は200℃以下となる。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用時の各部の圧力及び温度は、最高使用圧力及び最高使用温度以下となる。

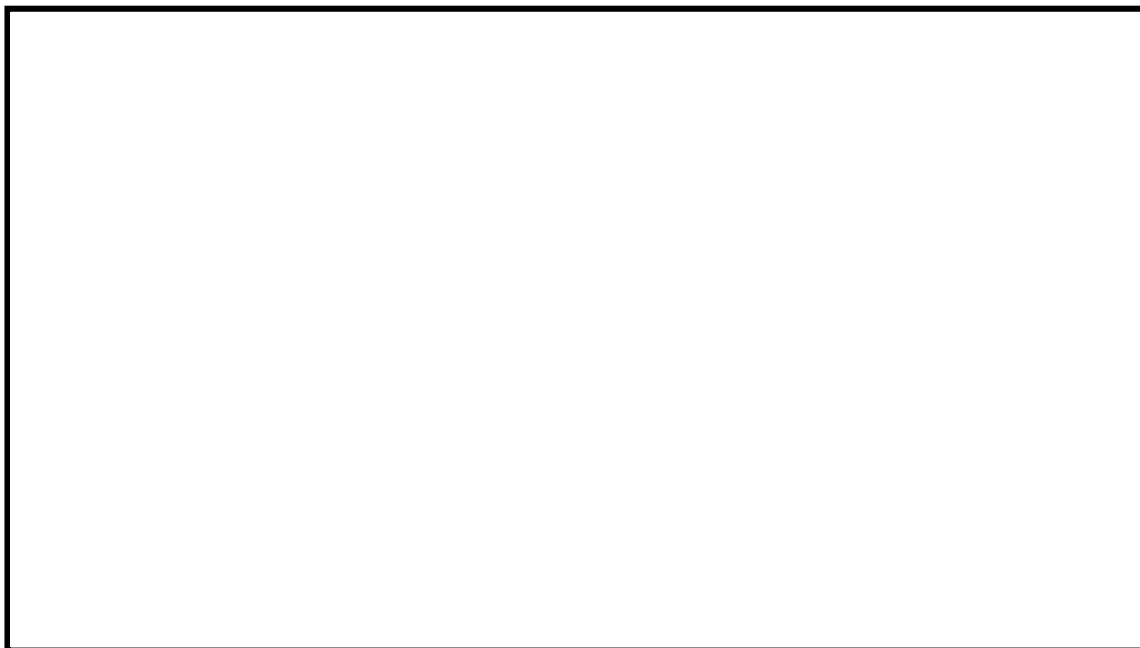


図2-1 格納容器圧力逃がし装置 各部の圧力

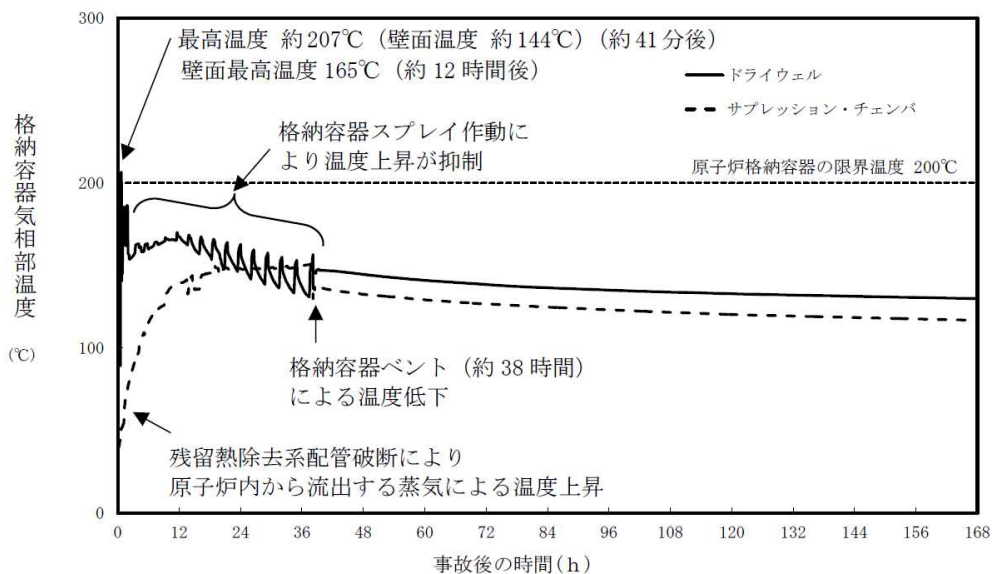


図2-2 原子炉格納容器温度推移

事故シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失) *

注記* : 令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4)有効性評価の結果における第 7.2.1.3-11 図 格納容器相部温度の推移

3. 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は，原子炉定格熱出力の2%相当の蒸気流量を，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力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

重大事故発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後2～3時間後に格納容器圧力逃がし装置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，さらに原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍でベントする場合を想定し，2倍の2%相当の蒸気流量を排出できる設計とする。

(2) 系統流量の設定

系統流量は，保守的に原子炉の崩壊熱が全て注水された水を蒸発させるエネルギーとして寄与するものと評価し，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り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り凝縮することは考慮せず，すべて格納容器圧力逃がし装置の系統流量として扱うこととする。

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

ここで，

W_{vent}	:	系統流量 (kg/s)
Q_R	:	原子炉定格熱出力 (3926×10 ³ kW)
h_s	:	1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピー (2739 kJ/kg)
h_w	:	60℃における飽和水の比エンタルピー (251 kJ/kg) *

以上より，原子炉定格熱出力1%における系統流量は15.8 kg/sであることから，その2倍の31.6 kg/sを格納容器圧力逃がし装置における系統流量とする。なお，この系統流量は，配管設計やオリフィス設計の条件として使用される。

注記*：有効性評価において原子炉注水温度は，以下のとおり設定している。

- ・ 事象発生～12時間後：50℃
- ・ 12時間後～24時間後：45℃
- ・ 24時間以降：40℃

ここでは，それよりも保守的に，水温を60℃として評価を実施している。

流量制限オリフィスの設定方法について

1. オリフィスの設定方法

格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力である620kPaにてベントを実施した際に、原子炉定格熱出力の2%に相当する31.6kg/sの蒸気を排出可能な設計としている。

一方、格納容器圧力逃がし装置のよう素フィルタは、流入するガスの露点温度差が大きいほど、また体積流量が小さいほど、有機よう素除去性能が向上する特性を有している。そのため、フィルタ装置出口側にオリフィス（フィルタ装置出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの露点温度差を大きくするとともに、よう素フィルタ出口側にもオリフィス（よう素フィルタ出口側）を設け、よう素フィルタ部に流入するガスの体積流量を小さくする設計としている。

これらのオリフィスについては、原子炉格納容器圧力が620kPaにてベントを実施したときに、31.6kg/sの蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。

- ① オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ② オリフィス（フィルタ装置出口側）の上流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）上流の圧力を算出する。
- ③ オリフィス（よう素フィルタ出口側）の流出断面積を仮決めする。
- ④ オリフィス（フィルタ装置出口側）の下流の流路の圧力損失を計算し、オリフィス（フィルタ装置出口側）下流の圧力を算出する。
- ⑤ ②及び④で算出したオリフィス（フィルタ装置出口側）の上流及び下流の圧力条件下で、31.6kg/sの蒸気を排出できるオリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積を算出する。
- ⑥ よう素フィルタに流入するガスの露点温度差および体積流量が、よう素フィルタの性能を確保できる範囲に入っていることを確認する。性能を確保できる範囲に入っていない場合は③に戻り評価を繰り返す。

オリフィス（フィルタ装置出口側）の流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{オリフィス}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \cdots \cdots \text{式 (4)}$$

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



2. オリフィス以外の圧力損失

オリフィス以外の圧力損失を，以下に示す。また，格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失を表2-1，圧力勾配図を図2-4に示す。

(1) 入口配管，出口配管

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



ここで



(2) フィルタ装置

フィルタ装置のスクラバノズル部と気泡細分化装置部の圧力損失特性については，フィルタ装置試験装置にて計測する。スクラバノズル部の圧力損失特性を図2-1，気泡細分化装置部の圧力損失特性を図2-2に示す。圧力損失はスクラバノズル部，気泡細分化装置部合わせても，31.6kg/sを通気した場合の体積流量にて□kPa程度であるが，ここでは保守的に，スクラバノズル部と気泡細分化装置部合わせて□kPaの圧力損失を見込むこととする。また，フィルタ装置スクラバ水位については，最大水位（スクラバノズル上端+2.2m）として，その水頭圧を見込むこととする。さらに，金属フィルタについては，運用上限差圧である□kPaを見込むこととする。

そのため，フィルタ装置としては，これら合わせて□kPaの圧力損失を見込むこととする。



図2-1 スクラバノズル部圧力損失特性

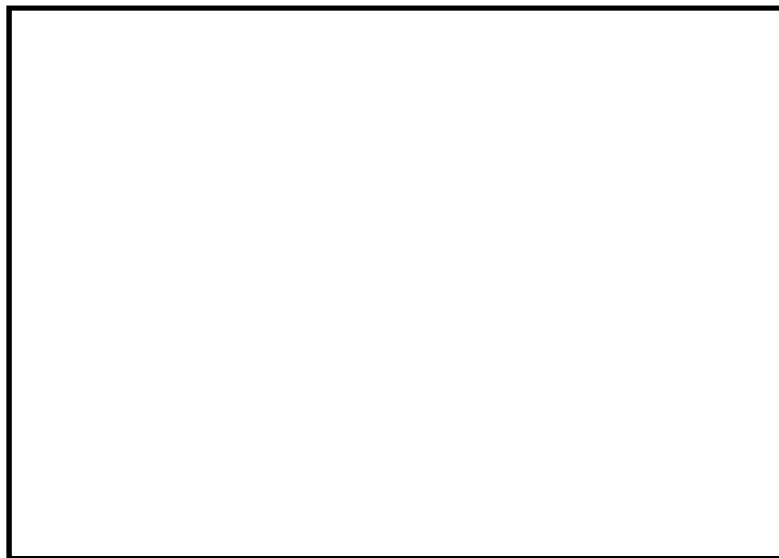


図2-2 気泡細分化装置部圧力損失特性

(3) よう素フィルタ部

よう素フィルタのキャンドルユニット部の圧力損失特性については，よう素フィルタ試験装置にて計測する。キャンドルユニット部の圧力損失特性を図2-3に示す。キャンドルユニット部の圧力損失は□kPa程度であるが，ここでは保守的に□kPaを見込むこととする。



図2-3 キャンドルユニット部圧力損失特性

表2-1 原子炉格納容器圧力に対する格納容器圧力逃がし装置各部の圧力損失

原子炉 格納容器 圧力 (kPa)	二次 隔離弁 開度	ガス 流量 (kg/s)	各部圧力損失 (kPa)				
			フィルタ 装置 入口配管	フィルタ 装置	よう素 フィル タ 入口配 管	よう素 フィル タ	よう素 フィル タ 出口配 管

注記*1：事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における，ベント開始時の S/C の圧力。大破断 LOCA 時は，S/C よりも D/W の方が圧力が高い状態で推移する。そのため，D/W が 2Pd に到達して原子炉格納容器ベントを開始する時の S/C の圧力は，2Pd よりも小さな値となる。

*2：事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

*3：事故発生 1 ヶ月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量



図2-4 圧力勾配図

スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について

水スクラバのスクラバ水について、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

スクラバ水の水位は、以下の理由から下限水位/上限水位（スクラバノズル上端から0.5m～2.2m）を設定し、フィルタ装置使用中は、スクラバ水位が下限水位から上限水位までの範囲を逸脱しないよう水位の確認、調整を行う。

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

1.1 下限水位について

スクラバ水は、水位が高い方がDFは大きくなる。スクラバ水位がスクラバノズル上端から0.5m以上であれば、DFが目標性能を満足できることを下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験により確認している。そのため、水スクラバの下限水位を、スクラバノズル上端から0.5mに設定する。

1.2 上限水位について

スクラバ水位が上昇し、ベントガスによるスクラバ水の吹き上がりが金属フィルタに到達すると、金属フィルタの有効面積が減少し、金属フィルタの差圧が上昇する。

金属フィルタの差圧が上昇すると、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、最悪の場合、金属フィルタドレン配管から金属フィルタ二次側へスクラバ水を噴出する。

スクラバ水の噴出は、金属フィルタドレン配管下端が気相に露出するまで継続する。

金属フィルタドレン配管下端の位置は、図1-1のとおり、スクラバノズル上端よりも低いため、水スクラバは機能喪失する。また、金属フィルタドレン配管を通じて、金属フィルタをバイパスしてガスが流れることから、金属フィルタも機能喪失する。そのため、フィルタ装置の機能が喪失する。

スクラバ水の吹き上がり量及びスクラバ水吹き上がりに伴う金属フィルタの差圧上昇については、スウェル試験により確認しており、その結果より、上限水位をスクラバノズル上端から2.2mに設定する。

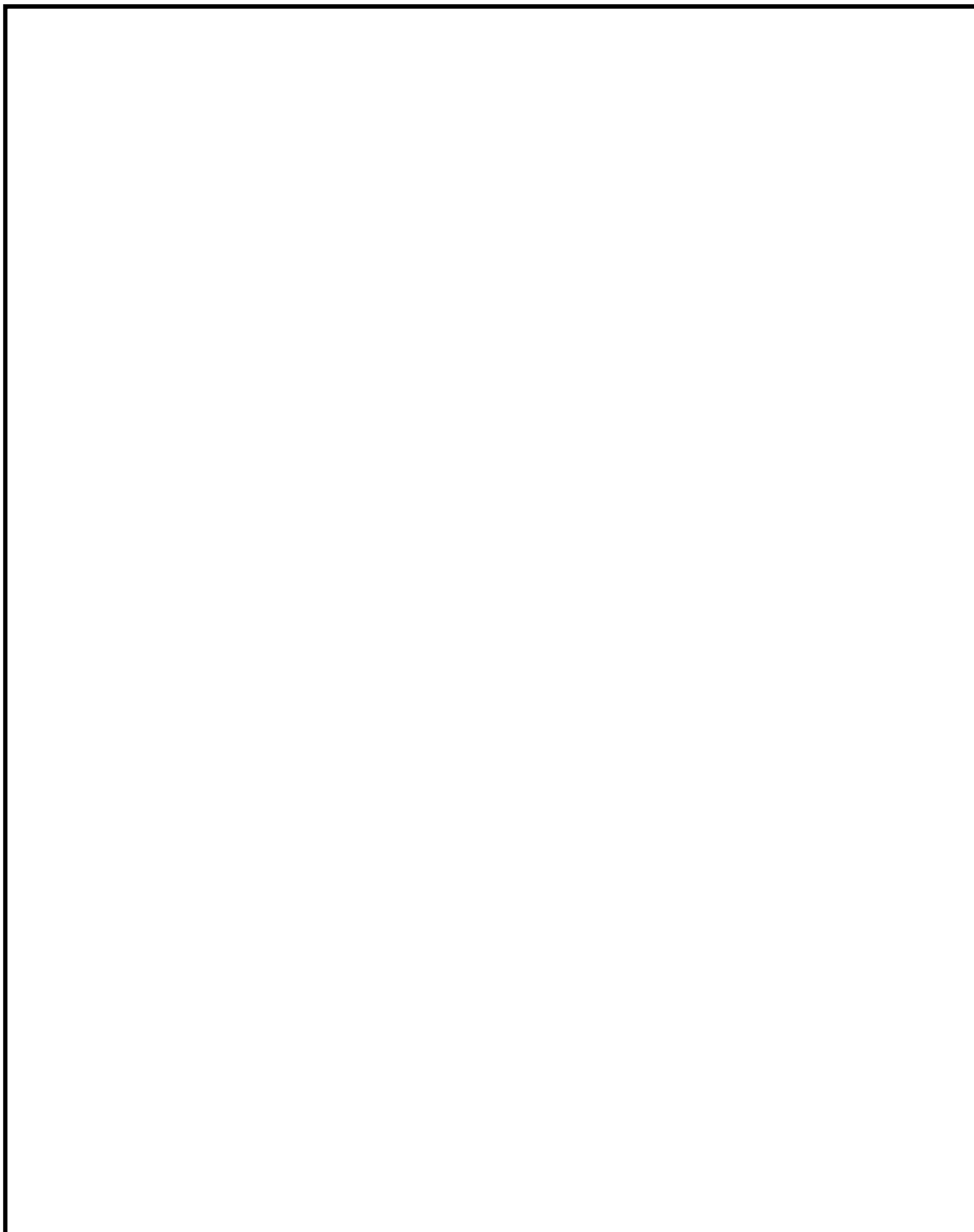


図1-1 フィルタ装置水位の概略図

(1) 下限水位におけるエアロゾルの除去性能試験

3.3.1で示した試験装置を用いて、下限水位（スクラバノズル上端から0.5m）におけるエアロゾル除去性能試験を実施した。

なお、ガスの流量は実機における2Pd相当流量と最小流量相当の2ケースについて

試験を実施した。試験結果を図1.2-1，図1.2-2に示す。

また，DFデータが存在しない大粒径側のDFを保守的に計測できた最大粒径におけるDFとした場合の各試験条件でのオーバーオールDFを表1.2-1に示す。なお，オーバーオールDFの算出には，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））を使用した。これは，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，W/Wベント））の方が，エアロゾル粒径分布（事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失，D/Wベント））より捕捉しづらい小粒径側に分布しているため，オーバーオールDFが小さくなり，保守的な評価となるためである。

試験結果より，スクラバ水位が下限水位であっても，DF1000以上を確保できることが確認できた。

以上より，水スクラバの下限水位は，スクラバノズル上端から 0.5m に設定する。

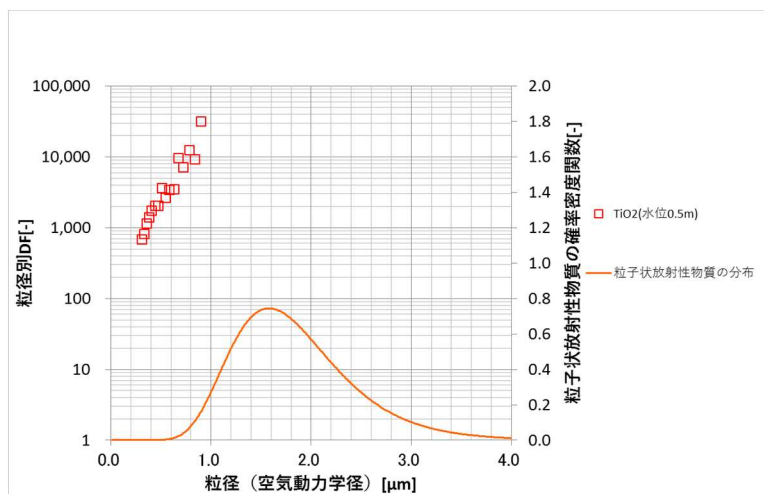


図1.2-1 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（2Pd相当流量）

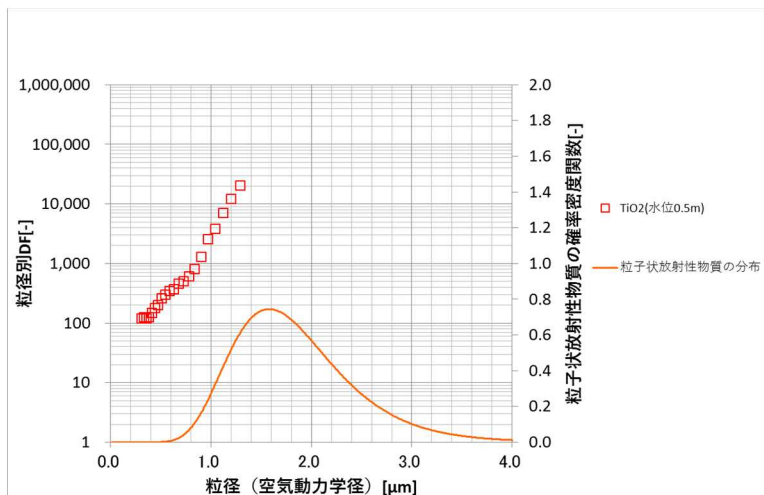


図1.2-2 下限水位におけるエアロゾル除去性能試験結果（最小流量相当）

表 1.2-1 オーバーオール DF (下限包絡性能線)

スクラバ水位	ガス流量	オーバーオール DF
下限水位 (スクラバノズル上端から 0.5m)	2Pd 相当流量	19424
	最小流量相当	9335

(2) スウェル試験

水スクラバにガスを噴射した際の、スクラバ水の吹き上がり高さ（以下、「スウェル高さ」という。）と金属フィルタの差圧を確認する試験を実施した。

試験条件は表 1.2-2 に記載のとおり、実機と同じ高さの試験装置を用い、スクラバ水の水位を徐々に高くし、スウェル高さを目視にて確認し、同時に金属フィルタの差圧を計測した。水の粘度が大きい方が、スウェル高さも高くなることから、保守的にスクラバ水を常温の状態とし、試験ガスは室温の空気を用いた。また、薬液による影響を考慮するため、スクラバ水に実機と同じく wt% の NaOH を溶解した。

表 1.2-2 スウェル試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	<ul style="list-style-type: none"> 実機高さ試験装置 スクラバノズル本数は 1 本（実機は 140 本）、断面積は実機の 1/140
試験ガス	<ul style="list-style-type: none"> 空気
ガス・スクラバ水温度	<ul style="list-style-type: none"> 常温
スクラバ水位	<ul style="list-style-type: none"> 1m, 2m, 2.1m, 2.2m, 2.3m, 2.4m, 2.5m (2Pd 相当流量試験時) 2m, 2.5m (最小流量相当試験時)
ガス体積流量	<ul style="list-style-type: none"> 2Pd 相当流量 最小流量相当
薬液濃度	<ul style="list-style-type: none"> NaOH <input type="text"/> wt%

試験の結果、スクラバ水のスウェル高さは図 1.2-3、図 1.2-4 のとおりとなった。図 1.2-3 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、スクラバ水位 2.3m で吹き上がった水は金属フィルタ下端に到達し、それより高い水位では金属フィルタの一部が水没した。また、図 1.2-4 のとおり、最小流量相当ではスクラバ水位 2.5m でも吹き上がった水は金属フィルタ下端には到達しなかった。

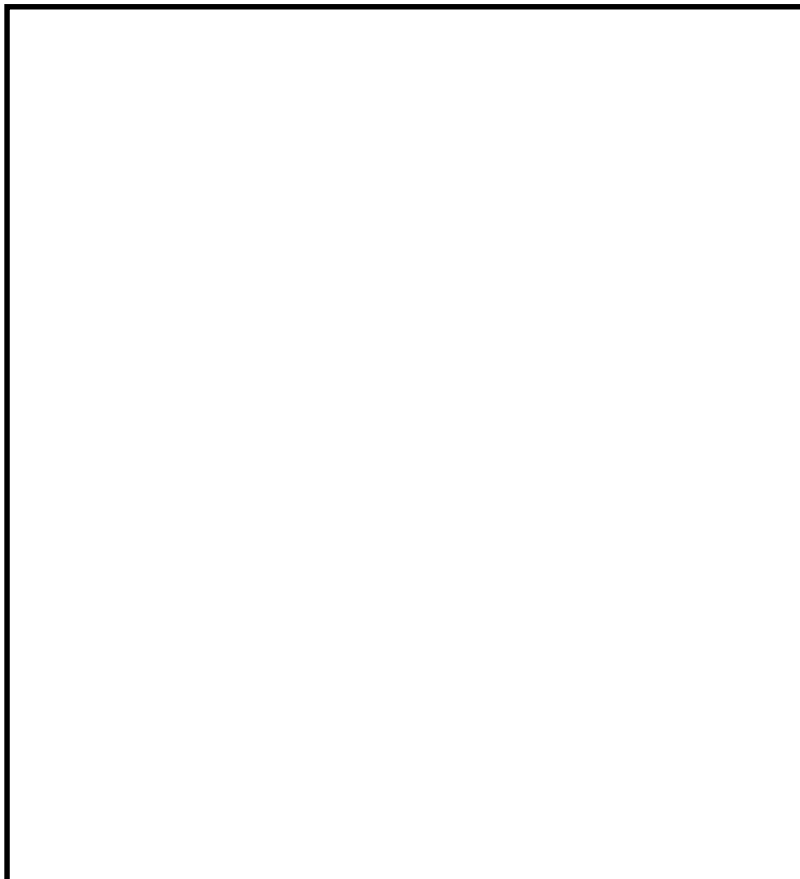


図 1.2-3 スウェル高さ目視確認試験結果 (2Pd 相当流量)

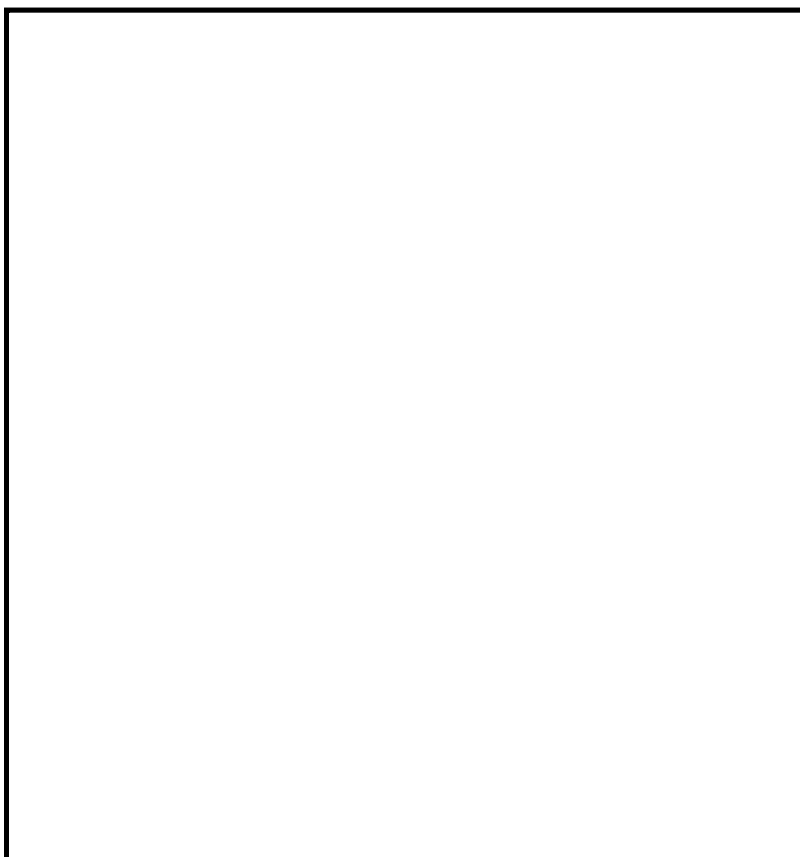


図 1.2-4 スウェル高さ目視確認試験結果 (最小流量相当)

また、金属フィルタの差圧は図 1.2-5 のとおりとなった。図 1.2-5 に示すとおり、2Pd 相当流量（実機最大流量）においては、水位が 2.3m 以上となると金属フィルタの差圧が急上昇していることがわかる。そのため、金属フィルタの一部が水没により金属フィルタの差圧が上昇することを確認した。一方、最小流量相当では、スクラバ水位 2.5m でも金属フィルタの差圧上昇は認められなかった。

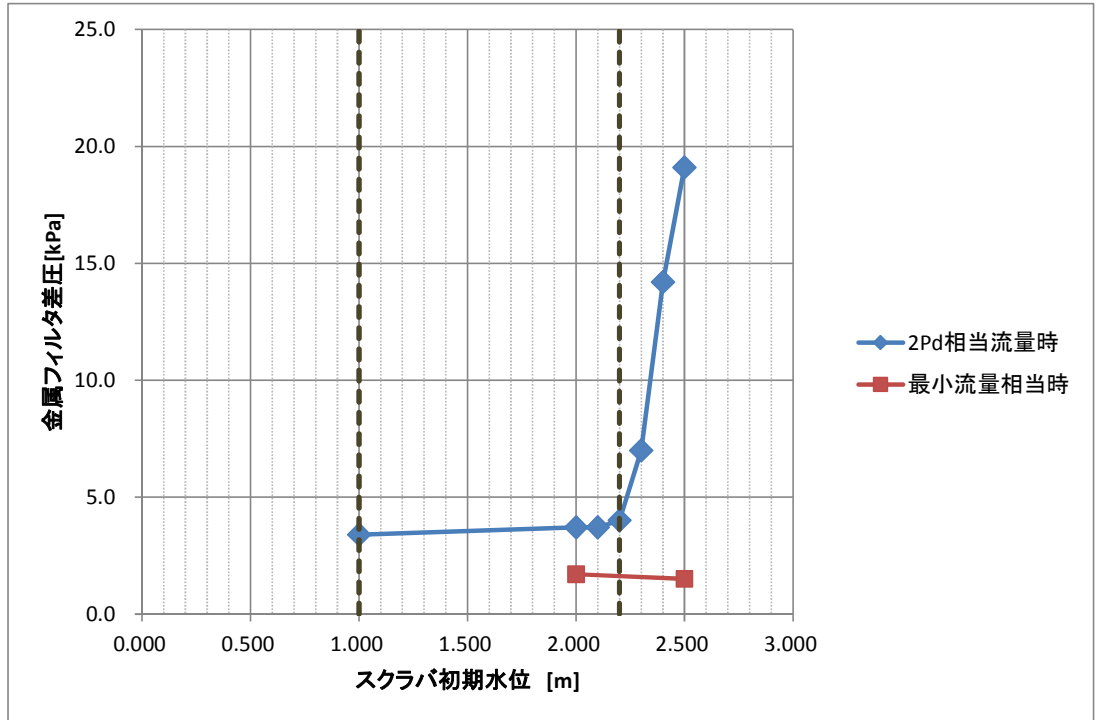


図 1.2-5 金属フィルタ差圧計測結果

以上より、水スクラバの上限水位は、実機最大流量時のスウェル高さを考慮して、スクラバノズル上端から 2.2m に設定する。

(3) 薬液添加によるスクラバ水のスウェル変化

スクラバ水に薬液である水酸化ナトリウムを添加した場合としない場合でのスウェル試験を行い、薬液添加によるスクラバ水のスウェル高さへの影響を確認した。

(2)と同様の試験装置を用いて、水酸化ナトリウム濃度を wt%まで変化させた場合のスクラバ水のスウェル高さを目視にて確認した。

試験結果を図 1.2-6 に示す。なお、図 1.2-6 のスウェル高さは水酸化ナトリウムを添加しない場合のスウェル高さで規格化した値である。図 1.2-6 に示すとおり、水酸化ナトリウムを添加した場合の方が、添加しない場合に比べてスウェル高さが高くなり、水酸化ナトリウム濃度が高いほどスウェル高さが高くなることがわかる。これは、スクラバ水に水酸化ナトリウムを添加したことで粘性が上がったためと考えられる。そのため、(2)のスウェル試験は薬液である水酸化ナトリウムを添加した状態で実施した。

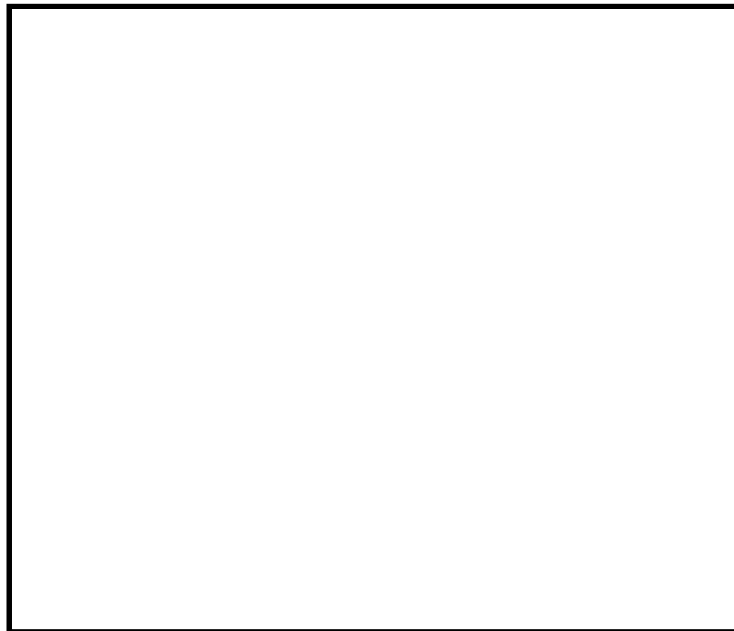


図 1.2-6 水酸化ナトリウム濃度とスウェル高さの関係

1.3 スクラバ水の水位変化の影響について

事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるフィルタ装置の水位評価を解析コード「MAAP」を用いて実施した。スクラバ水を減少させる要因としては、スクラバ水中に捕捉された放射性物質の崩壊熱や、ベントガスの過熱度によりスクラバ水が蒸発することが考えられる。そのため、フィルタ装置へ流入する崩壊熱量が異なるW/WベントとD/Wベントそれぞれについて評価を実施した。一方、スクラバ水を増加させる要因としては、ベントガス中の水蒸気が配管やフィルタ装置表面からの放熱により凝縮することが考えられる。放熱量は外気温度により変わることから、柏崎市における1978年～2012年に計測した最低気温（-11.3℃）が継続した場合と、柏崎市における1978年～2012年に計測した夏（6月～8月）の平均気温（23.1℃）に保守性を持たせて設定した30.0℃が継続した場合の評価をそれぞれ実施した。

評価結果を図1.3-1～図1.3-4に示す。いずれのケースにおいても、スクラバ水位は単調低下となる。

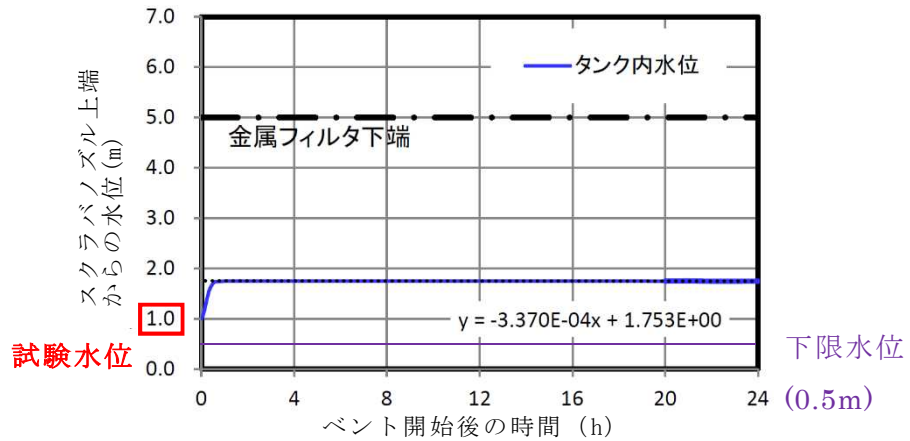


図 1.3-1 外気温度-11.3℃における評価結果（W/Wベント）

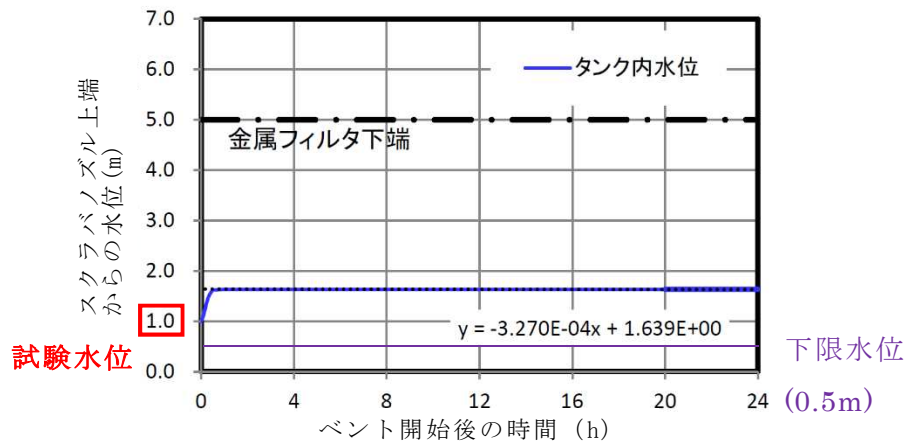


図 1.3-2 外気温度 30.0℃における評価結果（W/Wベント）

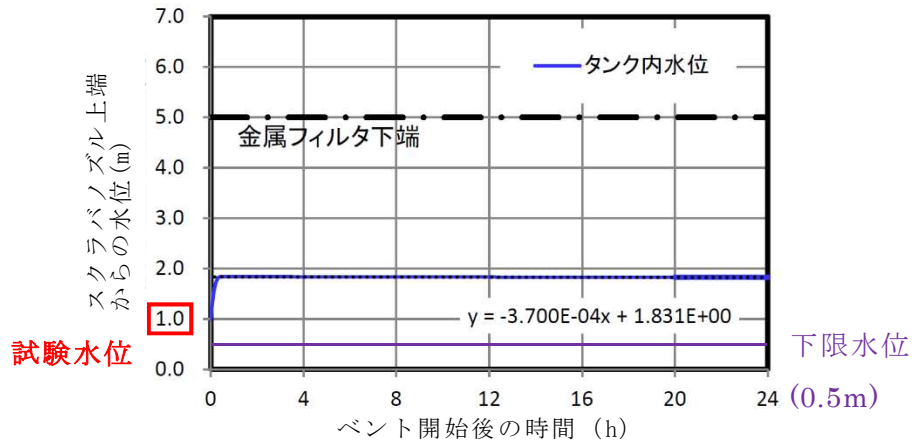


図 1.3-3 外気温度-11.3°Cにおける評価結果 (D/W ベント)

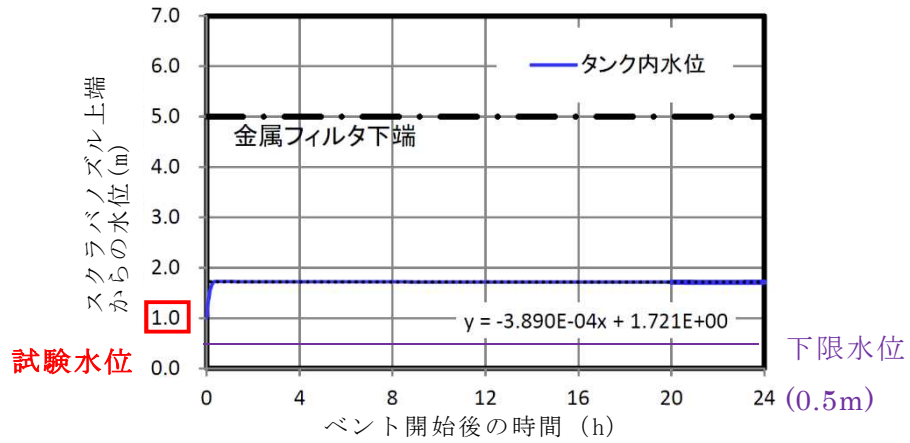


図 1.3-4 外気温度 30.0°Cにおける評価結果 (D/W ベント)

各評価において、スクラバ水位がベント開始から下限水位に到達するまでの時間は表 1.3-1 に示すとおりである。いずれのケースにおいても下限水位に到達し水張り操作が必要になるのは、ベント開始から 7 日後以降である。

表 1.3-1 スクラバ水下限水位到達時間

事故シーケンス	外気温度 [°C]	下限水位到達時間 [日]
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, W/W ベント	-11.3	154
	30.0	145
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失, D/W ベント	-11.3	149
	30.0	130

2. スクラバ水の健全性

2.1 スクラバ水のpH

スクラバ水は、無機よう素をスクラバ水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH 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）等の酸が放出され，ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ水）に移行するため，pHが低下する可能性がある。また，フィルタ装置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，スクラバ水は，重大事故等時にフィルタ装置に流入する可能性のある酸の量並びに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，ベント実施時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，確実に必要なpHを確保することとしている。なお，ドレン移送操作後には，薬液を補給した上でpH計によりpHを確認することで，ベント実施期間中を通して，必要なpHを確保することとしている。

スクラバ水のpHについては，pHが規定の値以上となっていることを通常待機時に適宜確認する。

(1) 原子炉格納容器内からフィルタ装置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/CR-5950において検討が実施されており，その発生源として燃料（核分裂生成物），サプレッションプール水及び溶存窒素，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毎に表2.1-1に示す。

表2.1-1 原子炉格納容器内で発生する主な酸性物質

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及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）
原子炉格納容器内の被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）
原子炉格納容器下部コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）
原子炉格納容器内塗料	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酸性物質，サプレッションプール水で発生する硝

酸，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ついて検討を行い，スクラバ水への酸性物質の流入量を評価する。

a. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の熱分解及び放射線分解による酸の発生量

原子炉圧力容器が破損し，炉心溶融物が下部ドライウエルに落下した場合は，下部ドライウエルが局所的に高温になり，下部ドライウエル内にあるケーブルの被覆材が熱分解することで酸性物質が発生する可能性がある。熱分解により発生した酸性物質は，原子炉格納容器内スプレイにより気相部から除去されるとともに，原子炉格納容器内に保持されている間に水蒸気と共にサブプレッションチェンバに移行し，複数回スクラビングを受ける。

また，原子炉格納容器内が高線量となった場合には，ケーブルの被覆材が放射線分解することで酸性物質が発生すると考えられる。放射線分解により発生した酸性物質についても，熱分解により発生した酸性物質同様，原子炉格納容器内での除去に期待できる。

このことを踏まえ，スクラバ水への酸性物質の流入量については，保守的に原子炉格納容器内のケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した上で，原子炉格納容器内スプレイによる除去効果及びサブプレッションチェンバでのスクラビング効果を考慮し，以下の式を用いて評価した。なお，ケーブルの被覆材の全量が分解されるものと仮定した場合，ケーブル内含有元素量の調査結果から，酸性物質の発生量は HCl で 33000mol と評価される。

評価の結果，原子炉格納容器内のケーブルから発生する酸性物質のスクラバ水への移行量は 330mol となった。

$$\begin{aligned} Q &= q_1 \times 1 / (DF_1 \times DF_2) \\ &= 33000 \times 1 / (10 \times 10) \\ &= 330 \text{mol} \end{aligned}$$

Q : HCl の流入量 [mol]

q_1 : 熱分解による HCl 発生量 (33000) [mol]

DF_1 : 格納容器内スプレイによる除去係数 (10: CSE 試験に基づき設定) [-]

DF_2 : サブプレッションチェンバでのスクラビングによる除去係数

(10: Standard Review Plan 6.5.5 を参照し設定) [-]

b. サプレッションプール水での放射線分解による硝酸の発生量

サプレッションプール水中に放射性物質が移行し、サプレッションプール水中が高線量となった場合は、サプレッションプール水及び溶存窒素への放射線の照射により硝酸が生成される。

事故シーケンス（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失）においては、サプレッションプール水中での硝酸の発生量は7日間で1000mol程度と評価しているが、①生成される場所がサプレッションプール水中であること、②硝酸は揮発しにくい性質を持つことから、原子炉格納容器気相部への硝酸の移行量は小さいものと考えられる。

このことから、スクラバ水への硝酸の移行量は小さく、前述のHClの移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

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。

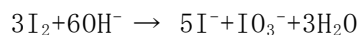
柏崎刈羽原子力発電所第7号機の事故進展解析においては、仮に熔融炉心・コンクリート相互作用により、ペDESTALのコンクリートが床面で約8cm及び壁面で約7cm侵食した場合でも、二酸化炭素の発生量は1kg未満（二酸化炭素の分子量44.01g/molを踏まえると22.7mol未満）であり、熔融炉心・コンクリート相互作用発生時においても、二酸化炭素の発生量は無視し得る程度と評価*している。このことから、スクラバ水への二酸化炭素の流入量は小さく、前述のHClの移行量と比べて無視し得る程度と考えられる。

注記*：令和元年6月19日付け「原規規発第1906194号」をもって許可を受けた

「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十
7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

d. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載のとおり、1molの無機よう素を捕捉するためには、2molの水酸化物イオンが消費される。



フィルタ装置に流入する無機よう素量は、0.53mol*と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化物イオン1.06molが消費される。

注記*：無機よう素のフィルタ装置への流入量は、原子炉格納容器内での自然沈着を考慮し、以下の式により評価する。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_0 \times F \times g \times 1 / DF \times 1 / M \\
 &= 29100 \times 1 \times 0.91 \times 1 / 200 \times 1 / 254 \\
 &\sim 0.53 \text{ mol}
 \end{aligned}$$

Q：無機よう素のフィルタ装置への流入量[mol]

q₀：よう素の停止時炉内内蔵量(29100)[g]

F：よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g：無機よう素の組成構成比 (0.91: R.G.1.195) [-]

DF：原子炉格納容器内での自然沈着による除去係数
(200:CSE 実験に基づき設定) [-]

M：無機よう素の分子量 (254) [g/mol]

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

スクラバ水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【塩基の消費量 (約331.06mol)】

- ・ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 約330mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 約1.06mol

(3) ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

通常待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1m まで水を張っており、水量は 23766L である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2m であることから、水量は 38846L へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23766/38846=0.61 倍に希釈される。

(4) スクラバ水のpH評価結果

通常待機時のスクラバ水薬液濃度を wt% とする。スクラバ水の初期量は 23766L であるため、添加する NaOH の量は $23766 \times \text{} = \text{ kg} = \text{ mol}$ となる。

フィルタ装置での塩基の消費量は(2)のとおり 331.06mol であるため、これらの反応後、水酸化物イオンの残存量は $\text{} - 331.06 = \text{ mol}$ となる。

一方、最大水位におけるスクラバ水の量は(3)のとおり 38846L である。そのため、水酸化物イオン濃度は $\text{} / 38846 = \text{ mol/L}$ となり、pHは となる。

よって、通常待機時のスクラバ水薬液濃度を wt% とすると、スクラバ水の pH は となり、無機よう素の DF を 1000 以上とするために必要なスクラバ水の pH である よりも十分に大きい。そのため、通常待機時のスクラバ水薬液濃度は wt% (NaOH) とする。また、その時の pH は となる。

(5) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラバ水に添加する NaOH の水系の相平衡については、「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、図 2.1-1 のとおり示されている。図 2.1-1 より、フィルタ装置スクラバ水の添加濃度である NaOH wt% では、水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置はヒータ及び保温材を敷設してあり、スクラバ水は 0°C 以上となる。よって、通常待機時に NaOH が析出することはない。

また、NaOH は非常に安定な化学種であり、通常待機時、フィルタ装置はラプチャーディスク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、薬液が変質することはない。

また、ベント時には、スクラバノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。

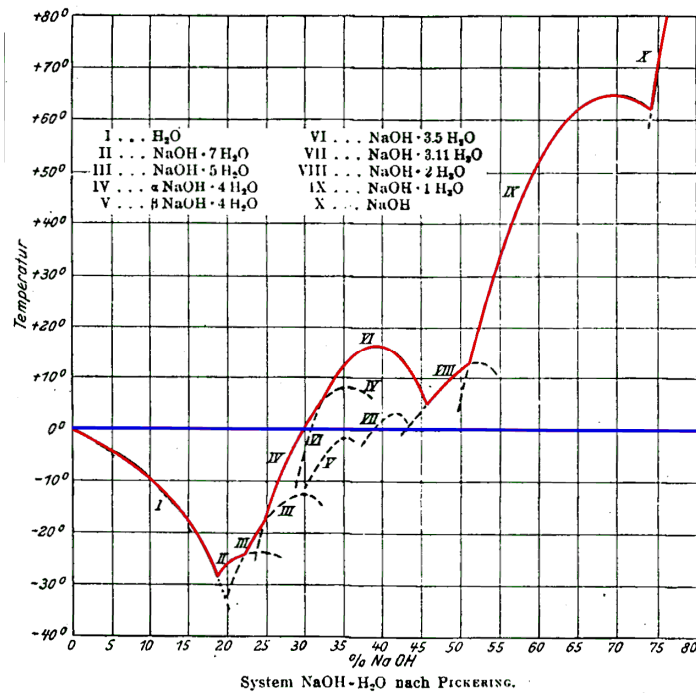


図2.1-1 NaOHの水系相平衡図

(6) ラジオリシス（放射線分解）によるpHの変化

フィルタ装置内のスクラバ水は、スクラバ水に捕捉された放射性物質による放射線により放射線分解する。放射線分解により pH が低下し、酸性側にシフトした場合、期待する無機よう素除去性能を達成できなくなる可能性があるが、スクラバ水への放射線照射効果に関する研究⁽¹⁾において 100℃、200℃で pH を仮定した放射線分解シミュレーションを実施しており、吸収線量率 10kGy/h のベータ/ガンマ線照射を 1 週間受けたとしても、pH がほとんど変化しないことを確認している。

よって、スクラバ水の放射線分解がフィルタ装置の無機よう素の捕捉性能に与える影響はない。

参考文献

- (1) 堂前雅史, 小野昇一 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果
日本原子力学会 2016 年春の年会

(7) スクラバ水の管理について

(4)に記載したとおり、スクラバ水は通常待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ水はpH 以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ水の管理について以下に示す。

a. 通常待機時の管理

- ・施設定期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 以上であることを確認する。
- ・スクラバ水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント実施時の管理

- ・スクラバ水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。
- ・スクラバ水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、ドレン移送操作を実施する。
- ・ドレン移送操作実施後には薬液を補給し、薬液補給後にpHを計測することで、所望のpHまで回復していることを確認する。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラバ水の移送後を除く）を確認する。

2.2 スクラバ水の性状変化

水スクラバには、ベントに伴い飛来するエアロゾルが大量に捕捉される。エアロゾルには、水溶性のエアロゾルと非水溶性のエアロゾルがあり、エアロゾルを捕集することによりスクラバ水の性状が変化する。このスクラバ水の性状の変化がDFに与える影響を確認するため、水溶性エアロゾルとしてCsI*¹を、非水溶性エアロゾルとしてTiO₂*²それぞれをスクラバ水に大量に投入して、水スクラバ単体のDF試験を行い、エアロゾルを投入しない場合のDF試験の結果と比較した。

試験は図2.2-1に示すアクリル試験装置を用いて実施した。試験条件を表2.2-1に示す。また、実機に換算したエアロゾルの投入量を表2.2-2に示す。

注記*1：CsIは、事故シーケンス（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）において、フィルタ装置への流入量が多く、水への溶解度が他の水溶性エアロゾルに比べて非常に高いエアロゾルであることから、水溶性エアロゾルの代表として選定した。

*2：非水溶性エアロゾルはスクラバ水に溶け込まず、性状への影響は軽微と考えられることから、エアロゾルの除去試験で使用している非水溶性エアロゾルのうち、TiO₂を代表として選定した。

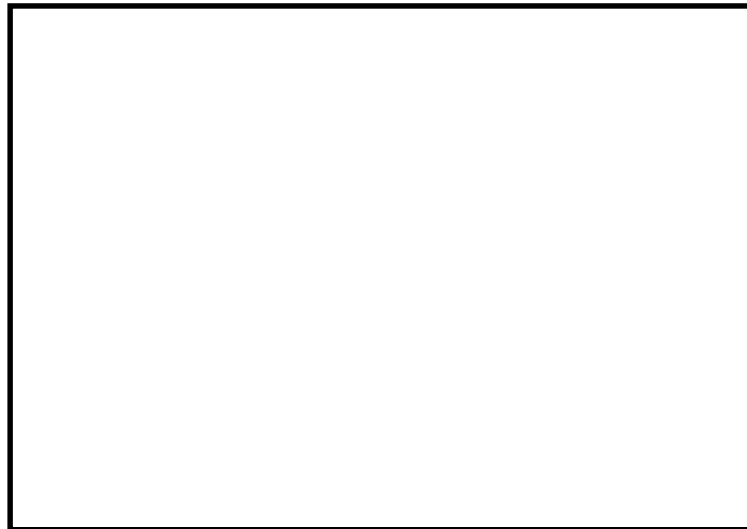


図 2.2-1 試験概要図（スクラバ水性状影響確認試験）

表 2.2-1 スクラバ水性状影響確認試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ アクリル試験装置
試験ガス	・ 空気
スクラバ水位	・ 1m
ガス・スクラバ水温度	・ 常温
ガス体積流量	・ 2Pd 相当流量 ・ 最小流量相当
スクラバ水への エアロゾル投入濃度	【CsI】 ・ 0.019wt% ・ 3.67wt% 【TiO ₂ 】 ・ 0.018wt% ・ 3.46wt%
試験エアロゾル	・ PSL

表 2.2-2 エアロゾル投入量実機換算値

試験投入濃度		実機換算量*
CsI	0.019wt%	4.52kg
	3.67wt%	872.21kg
TiO ₂	0.018wt%	4.28kg
	3.46wt%	822.30kg

注記* : エアロゾル移行量が最も多くなる事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失，D/Wベント，原子炉格納容器下部への事前水張り無し）の場合でも，フィルタ装置に流入するエアロゾルの総重量は約26kgであるため，スクラバ水性状影響確認試験で設定したエアロゾル投入量実機換算値は非常に保守的な値である。

上記の条件にて試験を実施してDFを算出し，スクラバ水にエアロゾルを投入しない場合のDFとの比を算出した結果，図2.2-2～図2.2-5のとおりとなった。

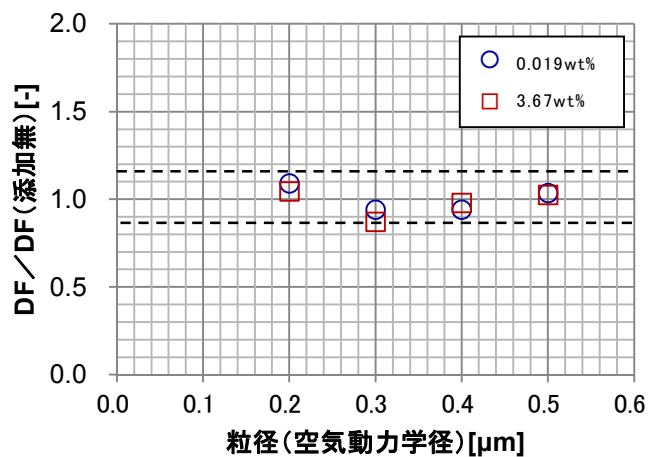


図 2.2-2 DF 比 (CsI 投入, 2Pd 相当流量)

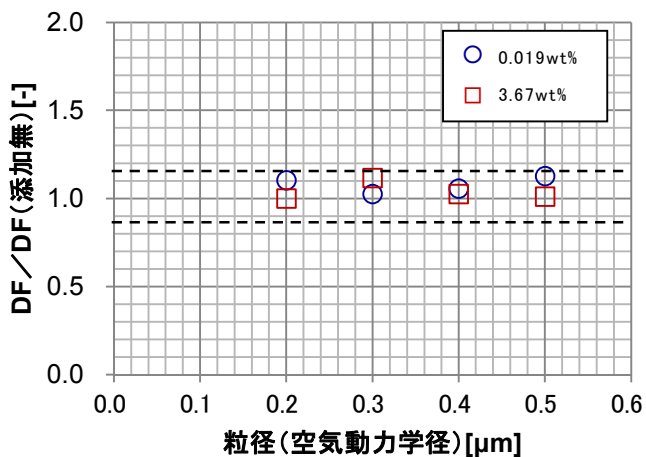


図 2.2-3 DF 比 (CsI 投入, 最小流量相当)

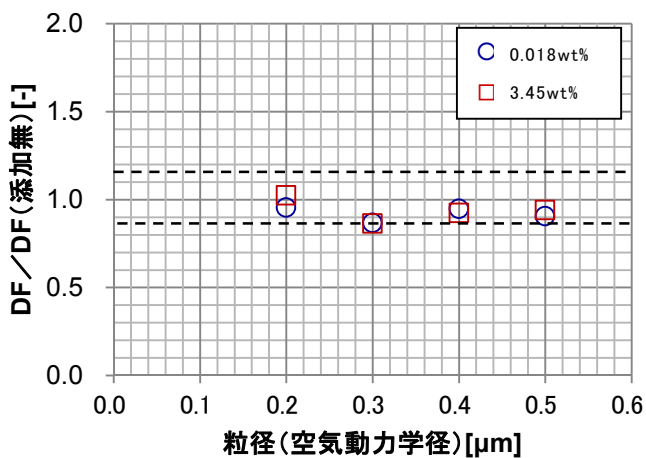


図 2.2-4 DF 比 (TiO₂ 投入, 2Pd 相当流量)

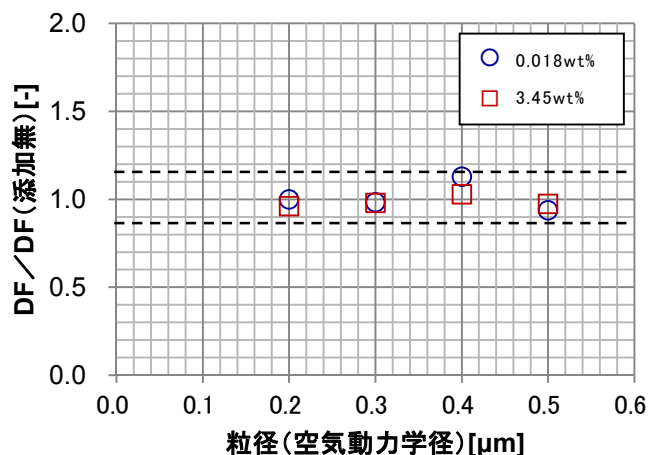


図 2.2-5 DF 比 (TiO₂ 投入, 最小流量相当)

試験の結果より、エアロゾルを投入する場合としない場合で、DFに顕著な増減はなく、またDFの増減に一定の傾向は認められなかった。そのため、実機においてエアロゾルがスクラバ水に大量に流入したとしても、水スクラバのDFに影響はないと考える。

2.3 スクラバ水の逆流防止

フィルタ装置内の金属フィルタの差圧が大きい場合、金属フィルタドレン配管内の水位が上昇し、金属フィルタにスクラバ水が流入する可能性がある。

金属フィルタにスクラバ水が到達すると、金属フィルタの通気有効表面積が減少し、フィルタ装置金属フィルタ差圧がさらに上昇する。

そのため、フィルタ装置金属フィルタ差圧が急上昇し、さらに金属フィルタドレン配管よりスクラバ水が吸い上げられ、スクラバ水は金属フィルタの二次側に吸い出されてしまう。

フィルタ装置の設計では、金属フィルタの設計上限差圧は kPaに設定しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧が kPaの時、金属フィルタドレン配管内水位はスクラバ水位 mとなる。

そのため、ドレン配管から金属フィルタにスクラバ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（スクラバノズル上端+2.2m）にスクラバ水の水位上限を設定している。

なお、通常待機時、ベント実施時を通して、フィルタ装置の水位はフィルタ装置水位により監視し、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 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。

フィルタ装置のスクラバ水位の概要を図2.3-1に示す。

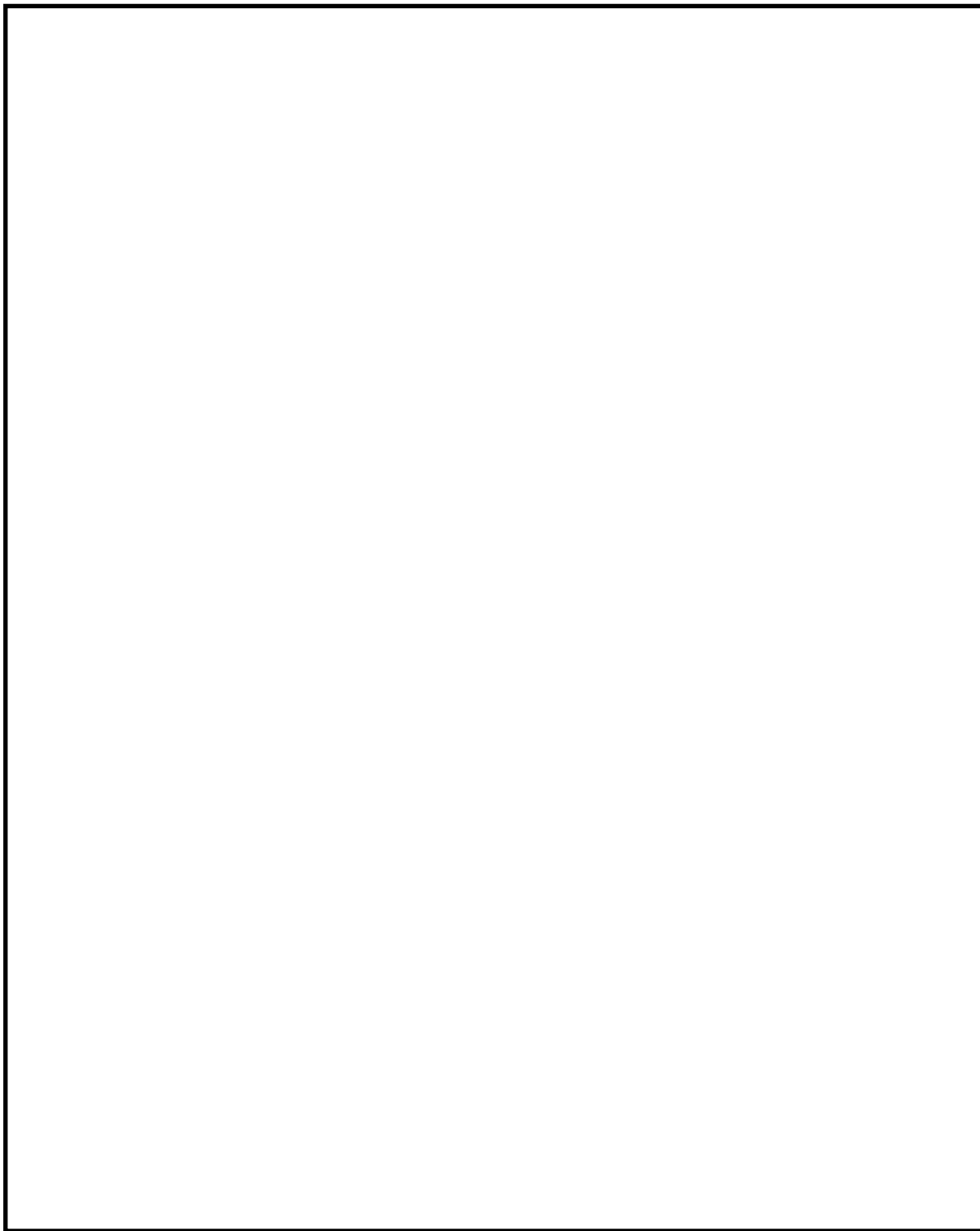


図2.3-1 フィルタ装置のスクラバ水位

格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

1. 格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図1-1に示す。

空気駆動弁については、遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。また、遠隔空気駆動弁操作設備によりポンベの空気を手動で駆動シリンダへ供給することで容易に遠隔操作ができる設計とする。

電動駆動弁については、駆動部に遠隔手動弁操作設備を設け、人力にて容易に遠隔操作ができる設計とする。

なお、遠隔手動弁操作設備及び遠隔空気駆動弁操作設備による操作は、原子炉建屋内の原子炉区域外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。

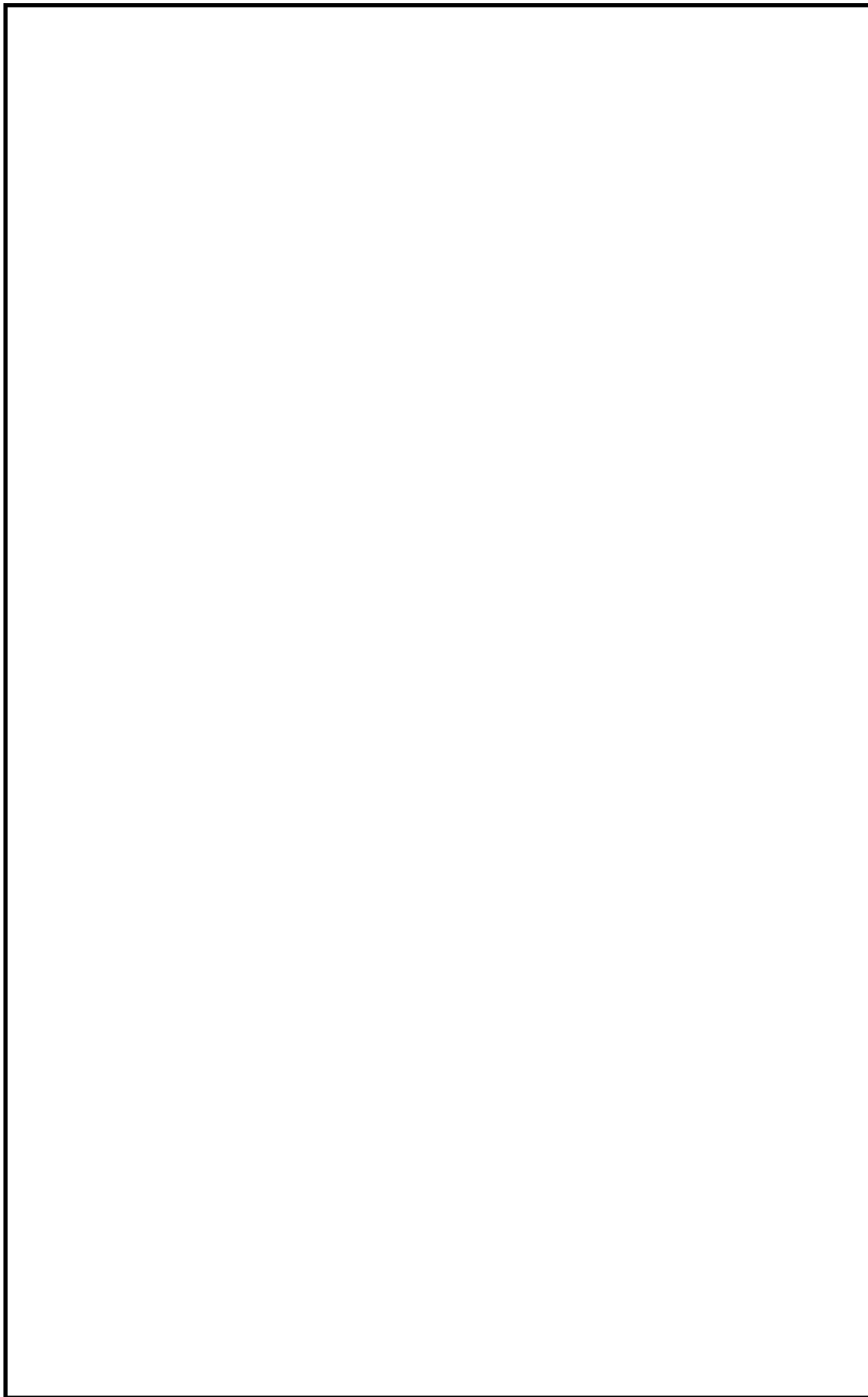


図1-1 隔離弁の操作場所 (1/3)

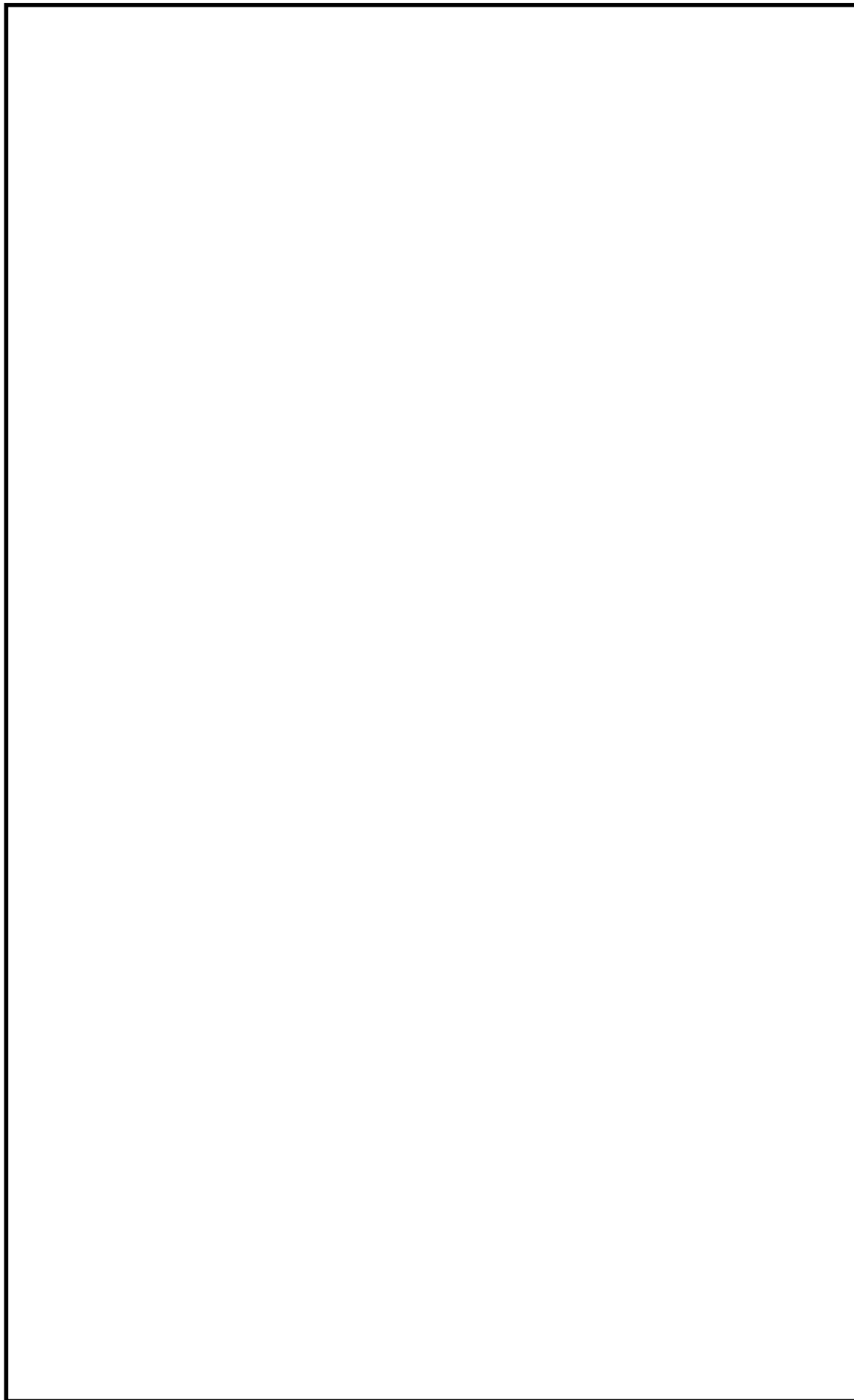


図1-1 隔離弁の操作場所 (2/3)

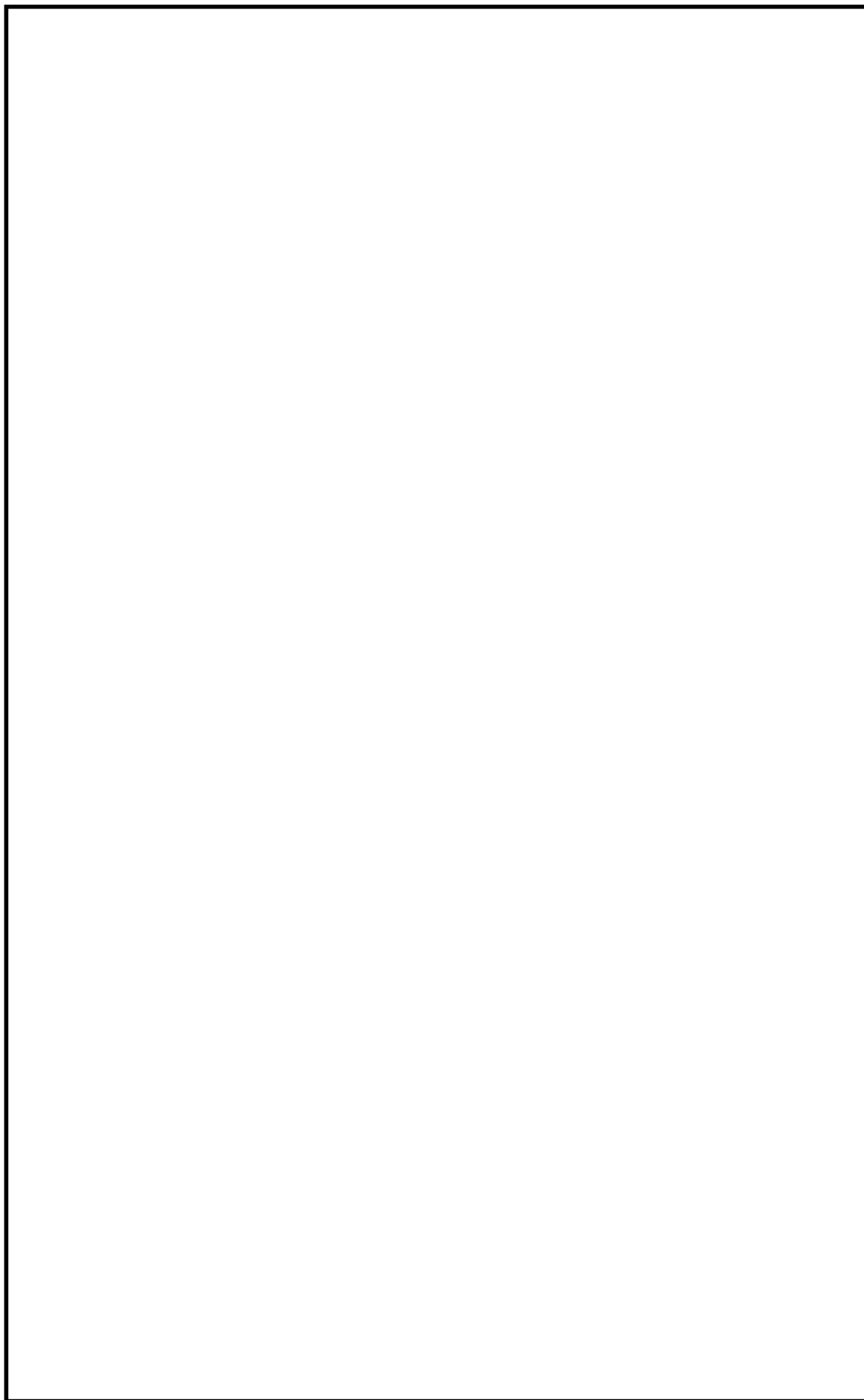


図1-1 隔離弁の操作場所 (3/3)

ベント実施に伴う現場作業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（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 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。ベントの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～図 1-11 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。

ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所を評価点とした。

ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては、移動時間も含めて、作業場所を代表評価点とした。ただし、フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては、移動中は屋内、作業中は屋外にいるものとして評価した。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：7 号機
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 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 38 時間後に W/W ベントを実施するケース
 - 事象発生約 38 時間後に D/W ベントを実施するケース

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、V-1-7-3「中央制御室の居住性に係る説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、D/W ベント時においては、ベントライン経由で放出される無機元素に対し、サプレッションプールのスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を表 3-1 から表 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、実効放出継続時間を除き、V-1-7-3「中央制御室の

居住性に係る説明書」と同じとした。V-1-7-3「中央制御室の居住性に係る説明書」との差異となる評価条件を表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。

なお、表4-2で示した評価結果は、着目方位を全方位（16方位）とし、評価距離を放出点から10m刻みとした大気拡散評価において、最大の評価結果を与えた距離の評価結果である。このため、表4-2に示す相対濃度及び相対線量は、作業エリア全域に対し、保守的な結果を与えることとなる。

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) 原子炉建屋外での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋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、原子炉建屋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. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、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を、作業エリアの位置、線源の位置及び形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」を用い、スカイシャインガンマ線の評価には、解析コード「QAD-CGGP2R」及び解析コード「G33-GP2R」を用いた。

線源としては、よろ素フィルタ、金属フィルタ、スクラバ水、主配管（フィルタ装置入口

側)、ドレン移送ライン及び pH 計装配管内の放射性物質を考慮した。各線源の評価で想定する放射性物質の付着割合を表 6-1 に示す。

ここで、ドレン移送ラインと pH 計装配管による寄与については、作業者が当該線源に近接することを考慮して評価を実施した。具体的には、ドレン移送ラインによる寄与については、図 1-5 で示した評価点の結果と、評価点をドレン移送ラインの近接位置とした場合の評価結果を足し合わせて算出した。また、pH 計装配管による寄与については、pH 計装配管がフィルタベント遮蔽壁附室内の設備であることを考慮し、図 1-5 で示した評価点における被ばく線量は評価せず、評価点を pH 計装配管の近接位置とした場合の評価のみ実施した。各作業の内容を考慮し、ドレン移送ライン及び pH 計装配管への近接時間として評価上想定した時間を表 6-2 に示す。

なお、保守的に、ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、ベント後は常に放射性物質を含む水を内包すると想定した。

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、「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、7 号機の一次隔離弁、二次隔離弁及び SGTS 側 PCV ベント用水素ガスベント止め弁の作業エリア空間容積を包絡する値 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、原子炉建屋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、大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋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

原子炉建屋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、原子炉建屋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。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋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

たつては、解析コード「QAD-CGGP2R」を用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋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、原子炉建屋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。

注記*：ベント実施時に原子炉建屋屋上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屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（地上 39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/W ベント時： D/W ベント時：）は少なくとも 30m 程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋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

W/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 8-1 に示す。また、D/W ベントの実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表 8-2 に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においては約 81mSv 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、評価結果が大きくなる時間帯^{*1}で作業を実施した場合の被ばく線量となり、被ばく評価の保守性も踏まえると、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は可能であると考えられる^{*2}。

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開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。

注記*1： 支配的な被ばく経路の線量率トレンドを基に推測する。なお、ベント後においては、よう素フィルタからの寄与が支配的であり、ベントからの時間経過が短いほど、放射性物質の減衰が小さく、評価結果が大きくなる。

*2： 本被ばく評価では、非常用ガス処理系が停止した時点で、二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり、それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため、非常用ガス処理系の停止直後において、屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが、被ばく評価に当たって、この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって、非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。

表 1-1 ベント実施前後の作業

	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 ドレン移送 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレンタンク 水抜き
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間 (事象発生後)	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後*1 D/W ベント時 : 79 時間後*1	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降	168 時間後以降*2	
評価時間*3	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 35 分	移動 20 分 作業 40 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 5 分 3 班 : 移動 55 分 作業 25 分*4 4 班 : 移動 20 分 作業 15 分	1 班 : 移動 55 分 作業 15 分*4 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分

注記*1 : スクラバ水の制限水位到達時間に時間余裕を考慮し、また、ベント実施後の作業環境を考慮して設定。

*2 : ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照。

*3 : 図 1-6 から図 1-11 に各評価時間の設定根拠を示す。評価時間には作業場所への往復時間を含め、タイムチャートに記載がない場合は片道 10 分と仮定した。

*4 : 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

表 3-1 大気中への放出放射エネルギー (7 日間積算値)
(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

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

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.1×10^{15}	約 8.0×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 4.4×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{12}	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.4×10^{12}	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.4×10^{11}	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{11}	約 4.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.6×10^{10}	約 9.7×10^{11}

表 4-1 放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
実効放出 継続時間	<ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号機格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号機原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号機主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 	審査ガイドを参照
放射性物質 濃度の評価点	着目方位を全方位（16 方位）とし，放出点からの距離を 10m 刻みで変更した大気拡散評価を実施し，最大の評価結果を与える距離を選定。なお，評価点高さは，各放出源の高さと同じとする。	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定

表 4-2 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度[s/m ³]	相対線量[Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	7 号機格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7 号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7 号機主排気筒 (地上 73m)	6.8×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻¹⁸

注記*：放出点高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮。

表 6-1 配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合

項目	評価条件	選定理由
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【主配管（フィルタ装置入口側）】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10%/100m 粒子状放射性物質：10%/100m	NUREG/CR-4551*を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定。 配管 100m 当たり、配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【ドレン移送ライン及び pH 計装配管】 事故発生7日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m ³ と仮定）で除した濃度の水を内包すると想定	ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、フィルタ装置水位調整（水抜き）後に水を内包する設備であるため、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量を基に濃度を設定
	【スクラバ水】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：100% 粒子状放射性物質：100% 【金属フィルタ】 希ガス：0% 有機よう素：0% 無機よう素：10% 粒子状放射性物質：10% 【よう素フィルタ】 希ガス：0% 有機よう素：100% 無機よう素：100% 粒子状放射性物質：0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために、設計上フィルタで除去できる放射性物質については、事故発生 7 日後までにフィルタに流入する全量が付着するものとした。なお、フィルタへの流入量の評価に当たっては、配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。ただし、金属フィルタについては、スクラバ水で大部分が除去された後の粒子状放射性物質が付着する設計であることを踏まえた付着率を設定した。 なお、よう素フィルタと金属フィルタについて、設計では除去を考慮しない無機よう素も保守的に付着すると仮定した。

注記*：NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

表 6-2 各現場作業*1でドレン移送ライン及び pH 計装配管に
近接する時間として評価上想定する時間*2

作業	線源	近接する時間	備考
フィルタ装置 水位調整（水抜き）	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH 計装配管	1 班：1 分 30 秒 2 班：1 分 30 秒	ドレンポンプ操作のため附 室内に入り近接する
フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分 4 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒 3 班：0 分 4 班：0 分	サンプリングポンプの系統 構成・復旧等のため、附室 内に入り近接する
ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
ドレンタンク 水抜き	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作 で近接する
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒	系統構成・復旧やドレンポ ンプ操作のため附室内に入 り近接する

注記*1：ベント後の作業が対象となる。

*2：作業内容を基に仮定した。

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 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71* ¹ 及び ICRP Publication72* ² に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	安全評価審査指針* ³ に基づく成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	1000	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	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定

注記*1: ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

*2: ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

*3: 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日 原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂

表 8-1 7号機の W/W ベント実施に伴う被ばく評価結果 (単位 : mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作*1	SGTS 側 PCV ベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作*1	二次隔離弁の 開操作*1	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (W/W 側)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) *2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス パージ*1*2	ドレンタンク 水抜き*1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.0×10^0	約 6.4×10^0	約 6.4×10^0	約 2.7×10^0	約 1.5×10^1 *3	約 4.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^{-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	約 9.0×10^{-1}	0.1 以下	0.1 以下	約 1.0×10^1	約 4.7×10^0	約 1.0×10^0	約 2.7×10^0	約 2.4×10^0	約 2.7×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 5.5×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	0.1 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	約 4.2×10^0	—*5	—*5	約 2.3×10^1	—*5	約 5.6×10^0	約 1.5×10^1	約 1.3×10^1	約 2.9×10^0
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	0.1 以下	約 2.9×10^1	約 4.8×10^1	約 2.4×10^1	約 1.3×10^1
被ばく線量	約 13mSv	約 7.0mSv	約 7.0mSv	約 38mSv	約 21mSv	1 班 : 約 36mSv 2 班 : 約 36mSv	1 班 : 約 36mSv 2 班 : 約 22mSv 3 班 : 約 67mSv 4 班 : 約 49mSv	1 班 : 約 40mSv 2 班 : 約 35mSv 3 班 : 約 35mSv	1 班 : 約 17mSv 2 班 : 約 17mSv

注記*1 : 被ばく線量が比較的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 : 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

*3 : ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

*4 : マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

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

表 8-2 7号機のD/Wベント実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	ベント実施前の作業					ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作*1	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作*1	二次隔離弁の 開操作*1	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作 (D/W側)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)*2	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整*1*2	ドレン移送ライン 窒素ガス バージ*1*2	ドレンタンク 水抜き*1*2
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.1×10^0	約 6.5×10^0	約 6.5×10^0	約 2.8×10^0	約 $1.6 \times 10^{1*3}$	約 3.3×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 4.1×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 9.1×10^{-1}	0.1以下	0.1以下	約 1.0×10^1	約 2.8×10^0	約 2.3×10^0	約 5.6×10^0	約 4.8×10^0	約 2.4×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく*4	約 5.6×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 1.6×10^0	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1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	約 4.2×10^0	—*5	—*5	約 2.3×10^1	—*5	約 5.0×10^0	約 1.3×10^1	約 1.2×10^1	約 3.1×10^0
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—*5	—*5	—*5	—*5	約 5.5×10^0	約 5.3×10^1	約 6.2×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1
被ばく線量	約 13mSv	約 7.2mSv	約 7.2mSv	約 38mSv	約 25mSv	1班: 約 60mSv 2班: 約 60mSv	1班: 約 55mSv 2班: 約 38mSv 3班: 約 81mSv 4班: 約 60mSv	1班: 約 48mSv 2班: 約 43mSv 3班: 約 43mSv	1班: 約 42mSv 2班: 約 42mSv

注記*1: 被ばく線量が比較的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: 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

*3: ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

*4: マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

*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。

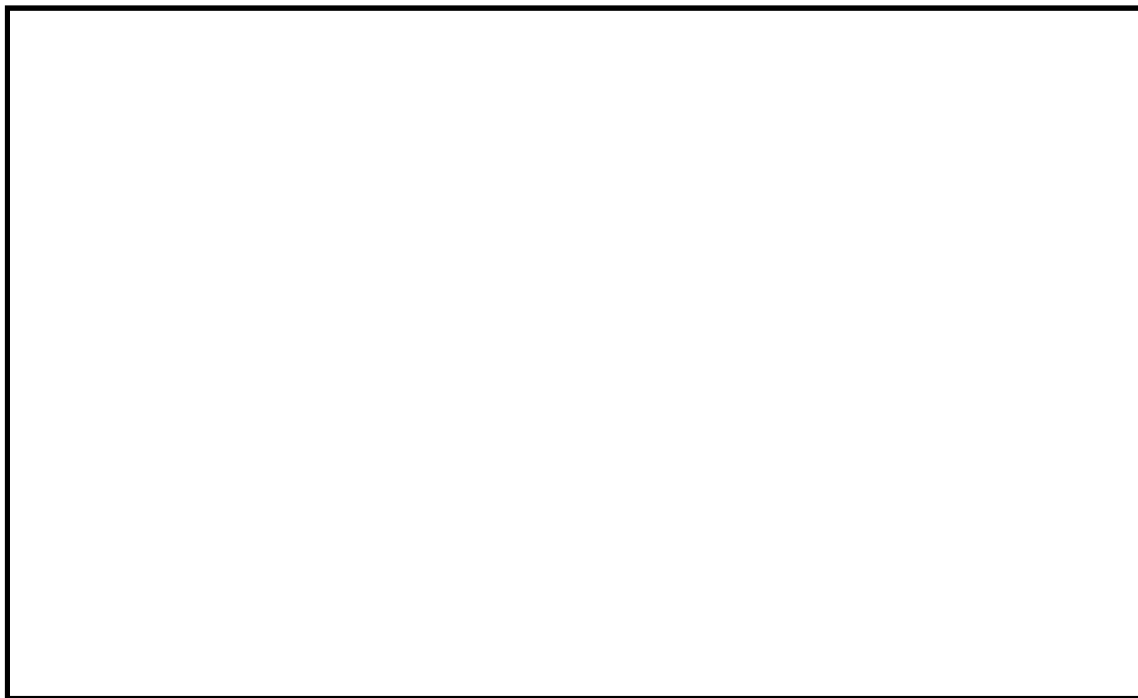


図 1-1 7号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階）

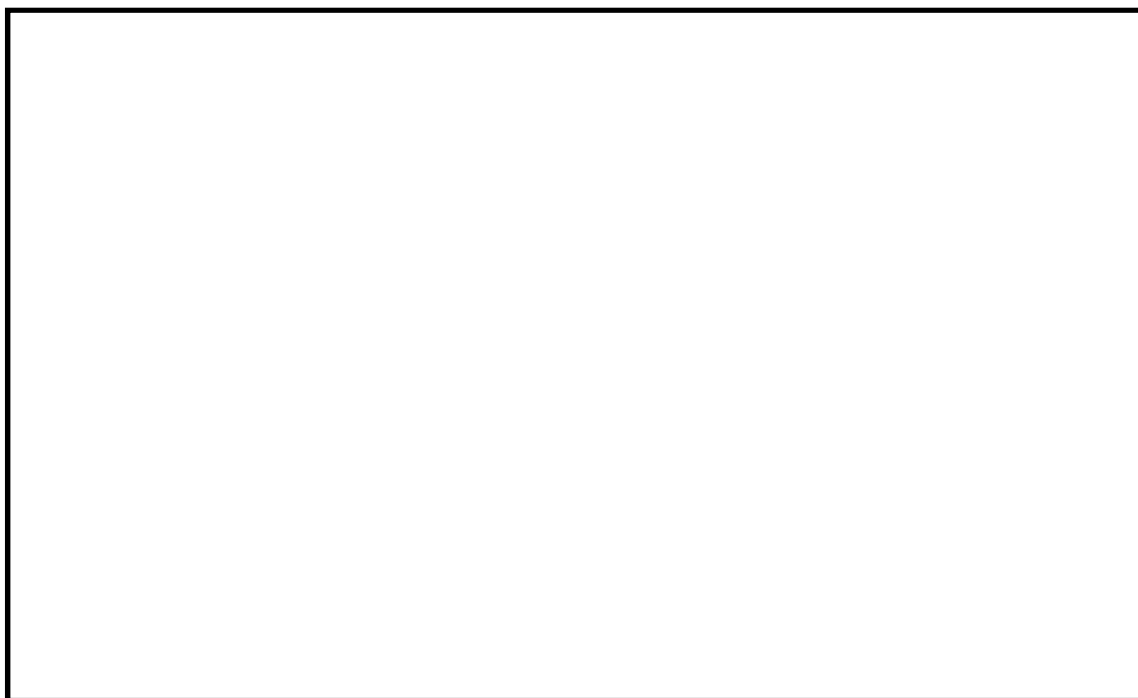


図 1-2 7号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下1階（中間階））

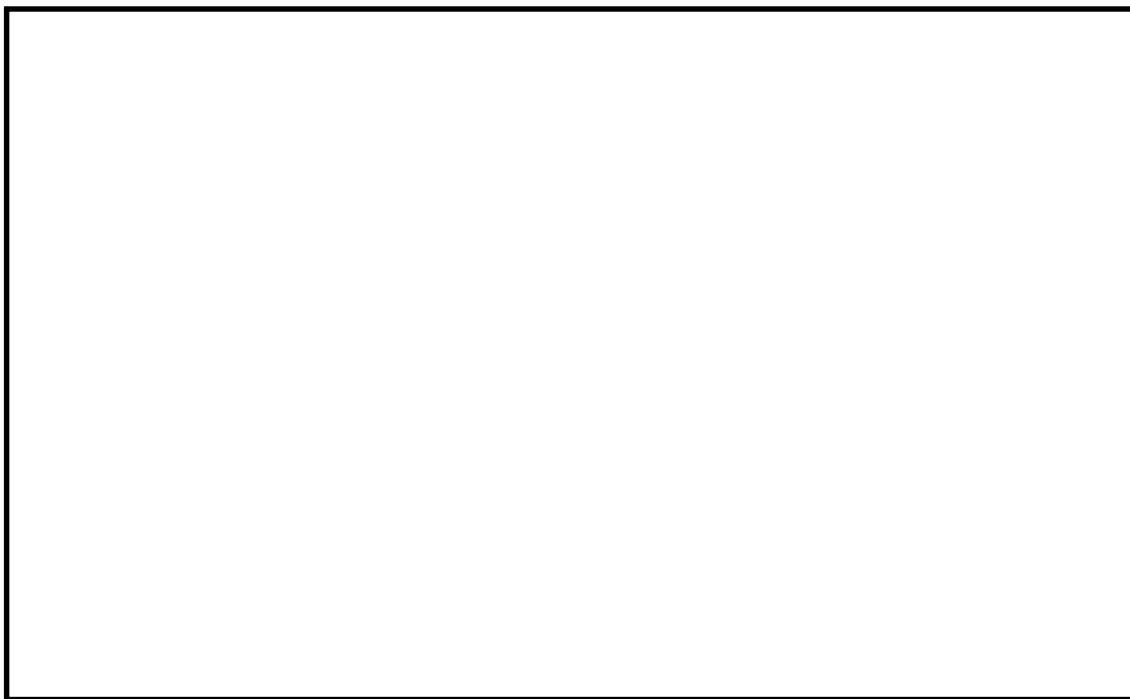


図1-3 7号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋2階）

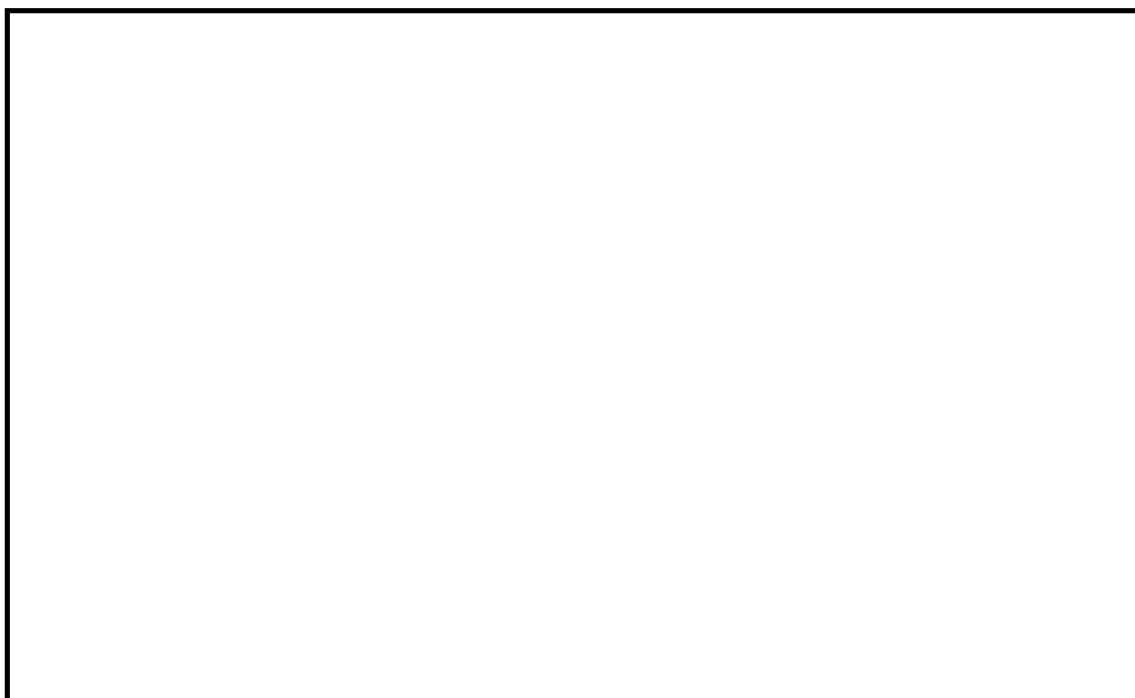


図1-4 7号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋3階（中間階））

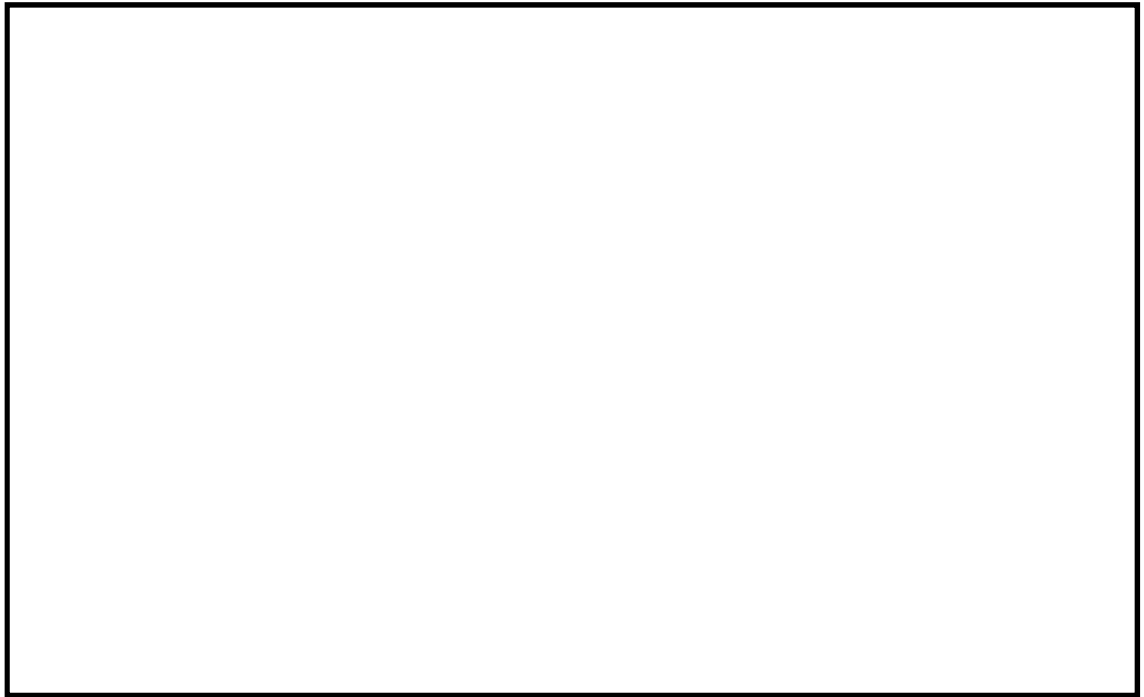


図 1-5 7号機屋外作業場所

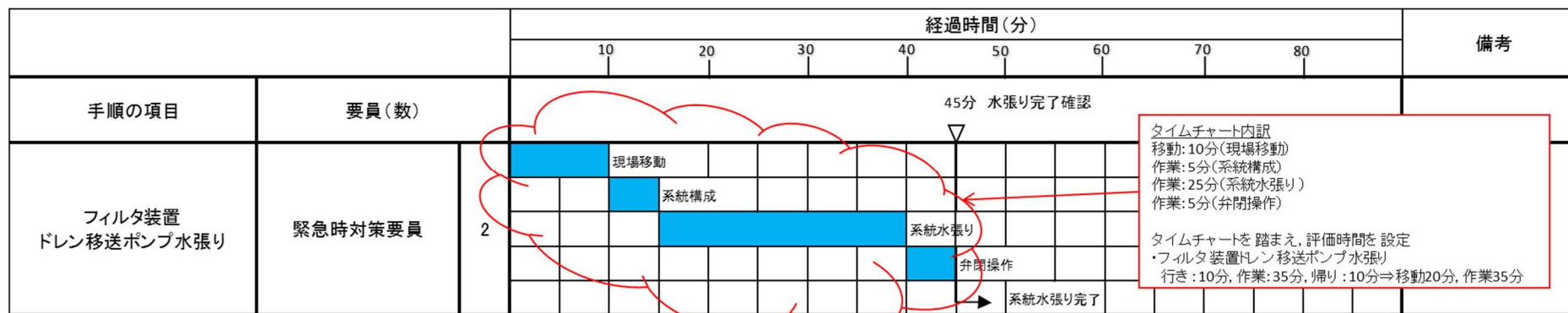


図 1-7 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート

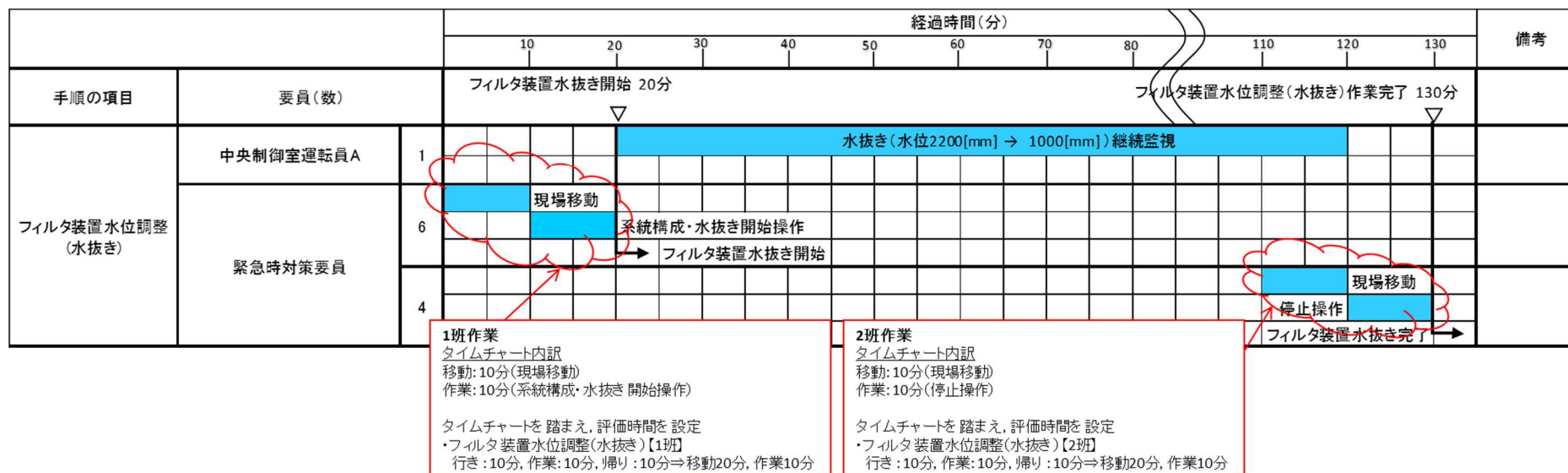
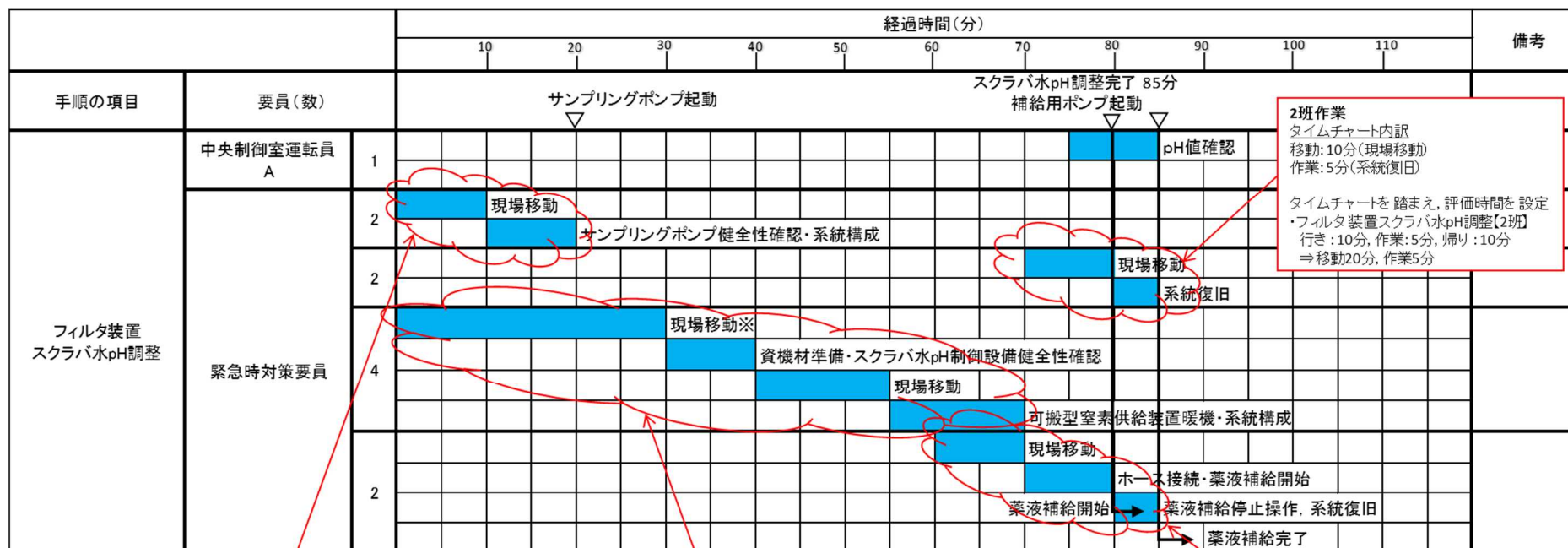


図 1-8 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート



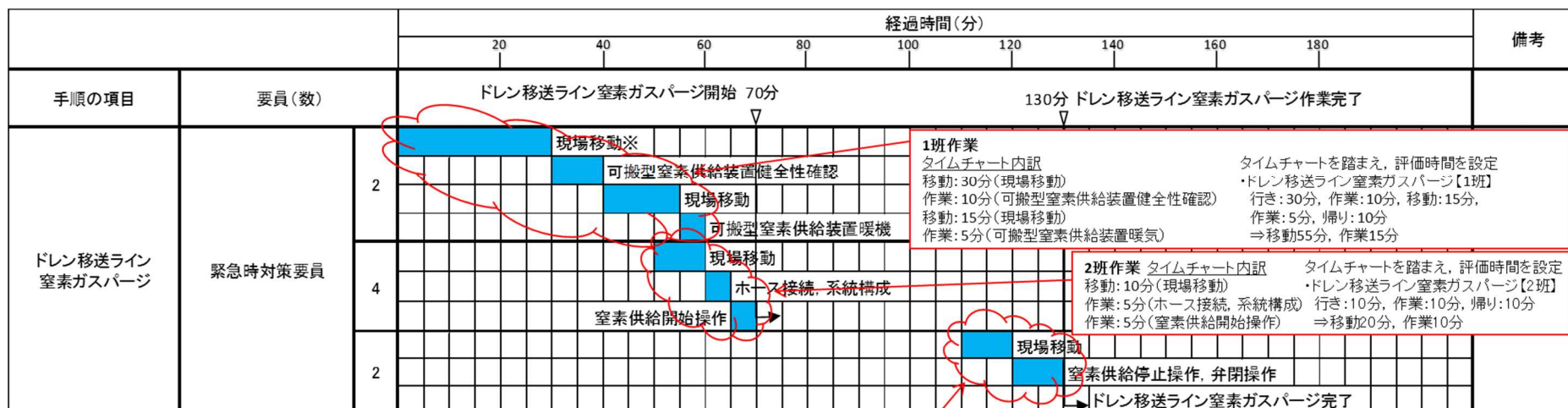
※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

1班作業
 タイムチャート内訳
 移動: 10分(現場移動)
 作業: 10分(サンプリングポンプ健全性確認・系統構成)
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【1班】
 行き: 10分, 作業: 10分, 帰り: 10分
 ⇒移動20分, 作業10分

3班作業
 タイムチャート内訳
 移動: 30分(現場移動)
 作業: 10分(資機材準備・スクラバ水pH制御設備健全性確認)
 移動: 15分(現場移動)
 作業: 15分(可搬型窒素供給装置暖気・系統構成)
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【3班】
 行き: 30分, 作業: 10分, 移動: 15分, 作業: 15分, 帰り: 10分⇒移動55分, 作業25分

4班作業
 タイムチャート内訳
 移動: 10分(現場移動)
 作業: 10分(ホース接続・薬液補給開始)
 作業: 5分(薬液補給停止操作, 系統復旧)
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【4班】
 行き: 10分, 作業: 15分, 帰り: 10分
 ⇒移動20分, 作業15分

図 1-9 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート



※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

図 1-10 排水ライン窒素ガスパーズ タイムチャート

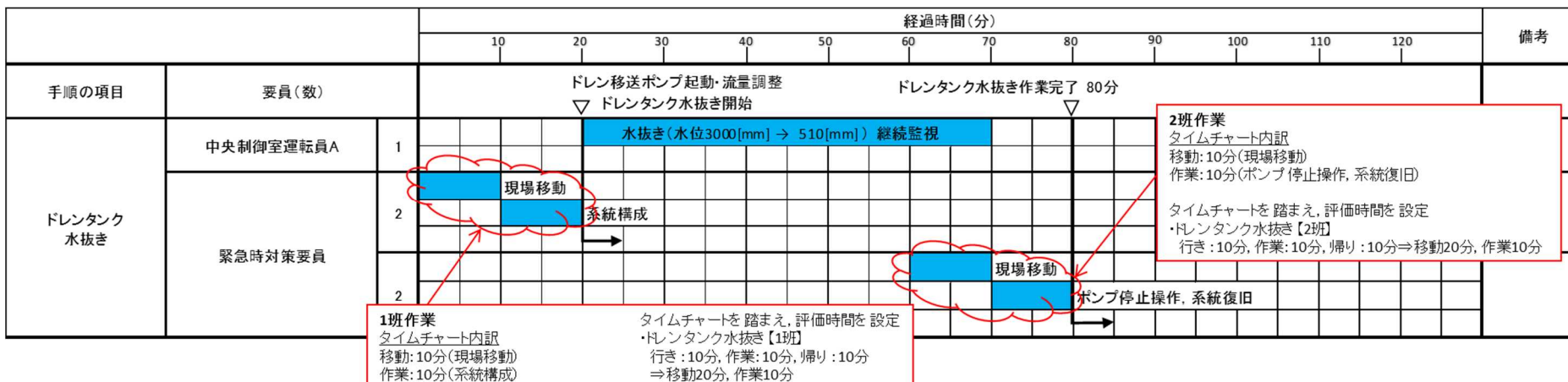
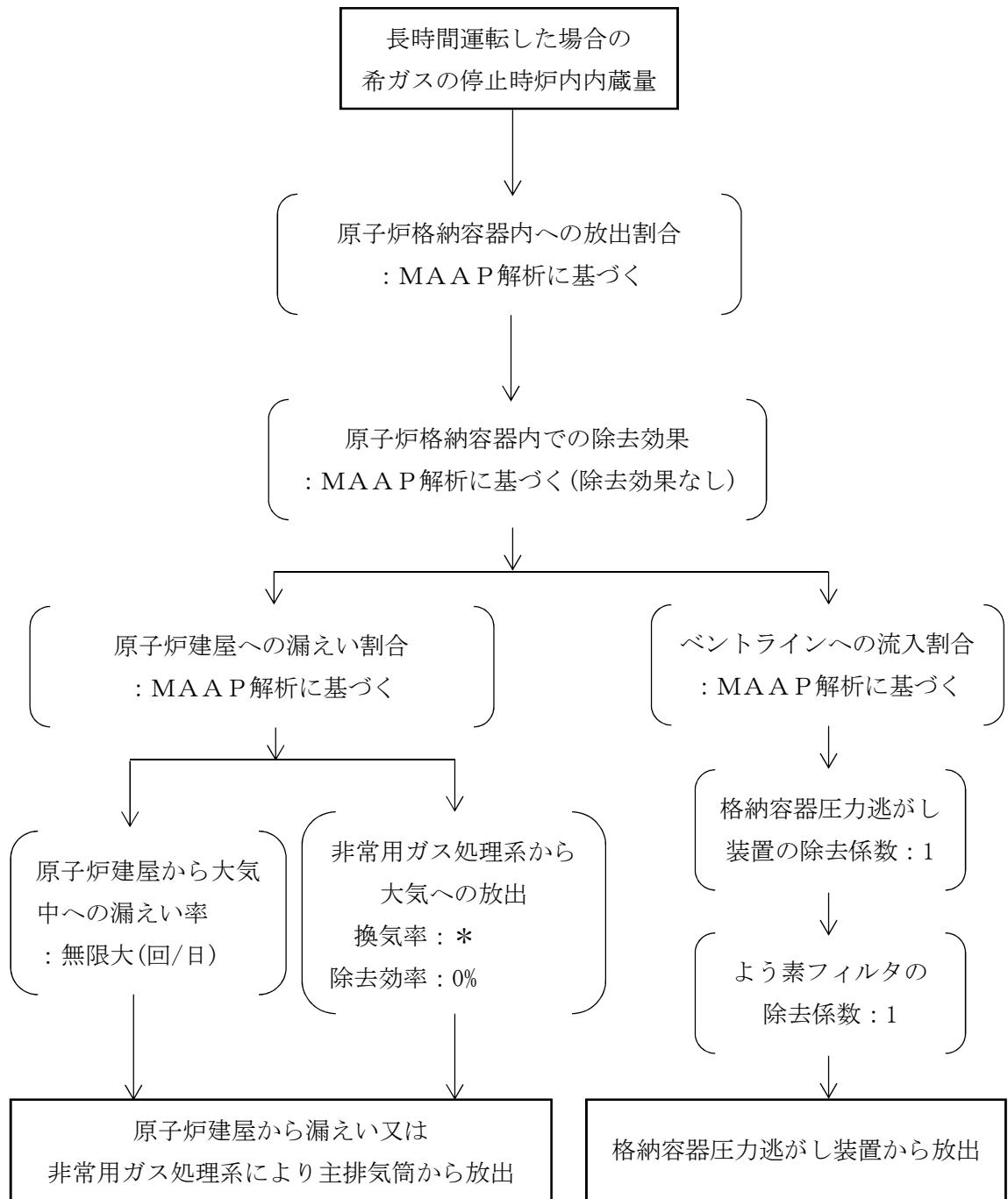
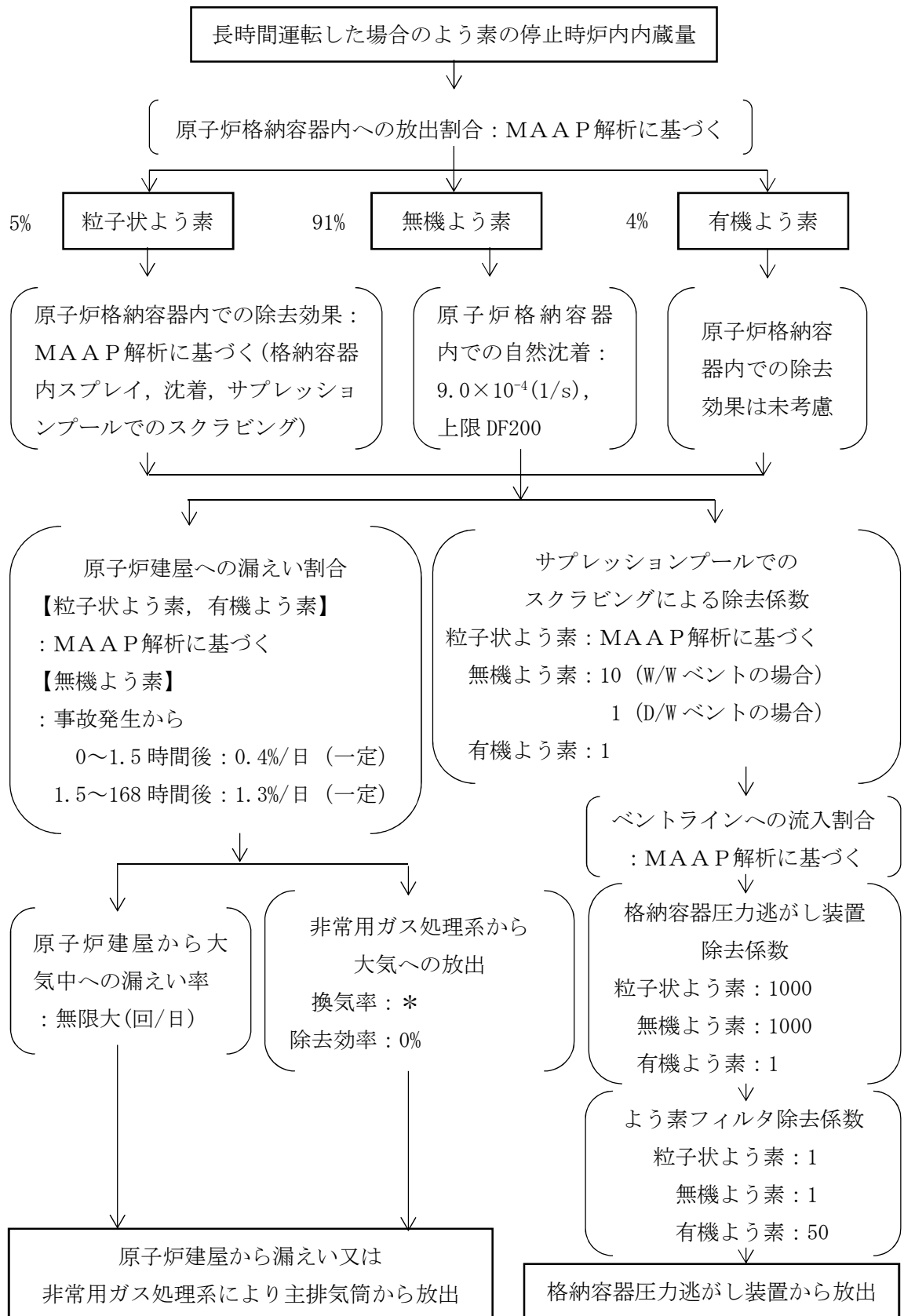


図 1-11 ドレンタンク水抜き タイムチャート



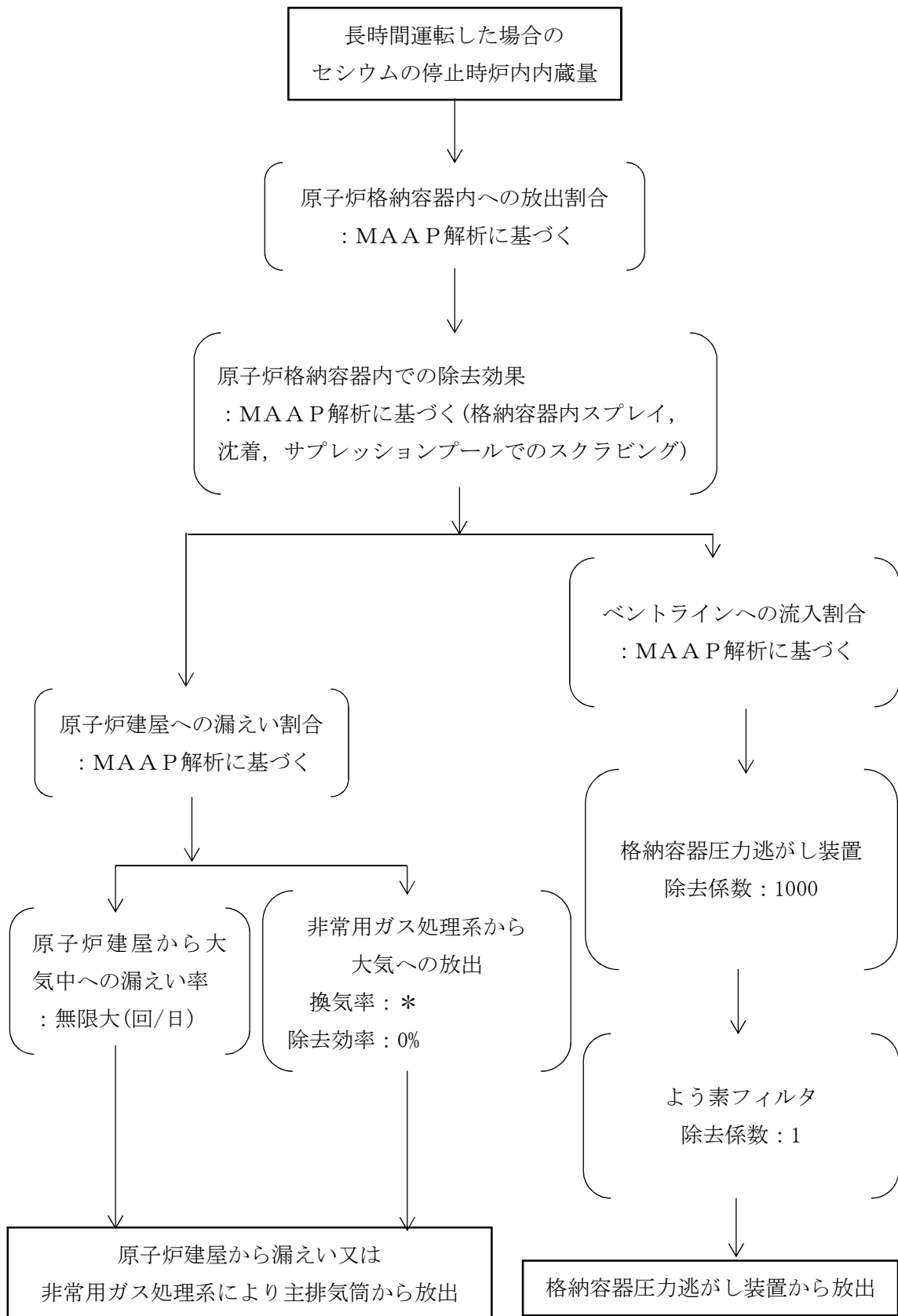
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-1 希ガスの大気放出過程



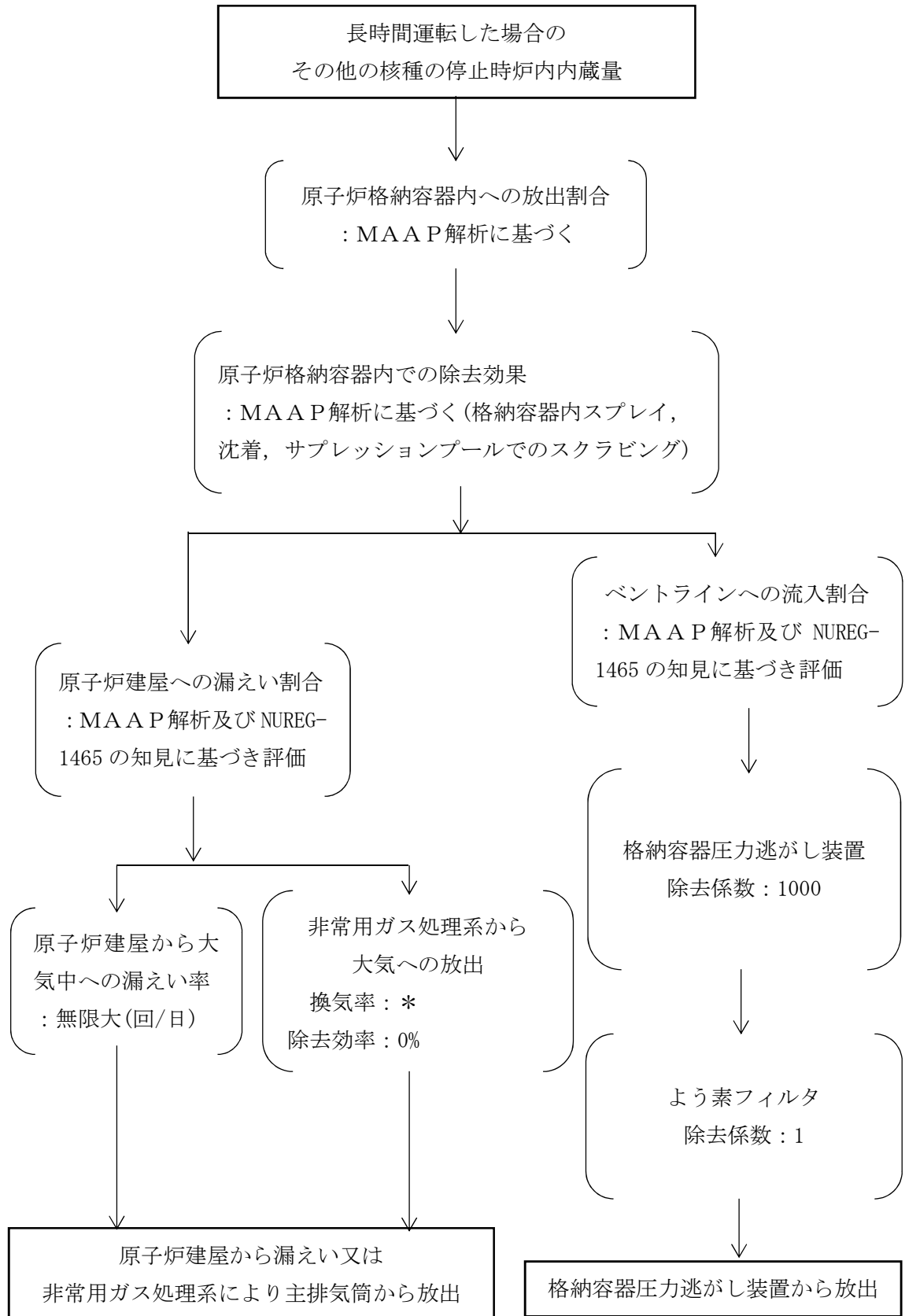
注記*：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-2 よう素の大気放出過程



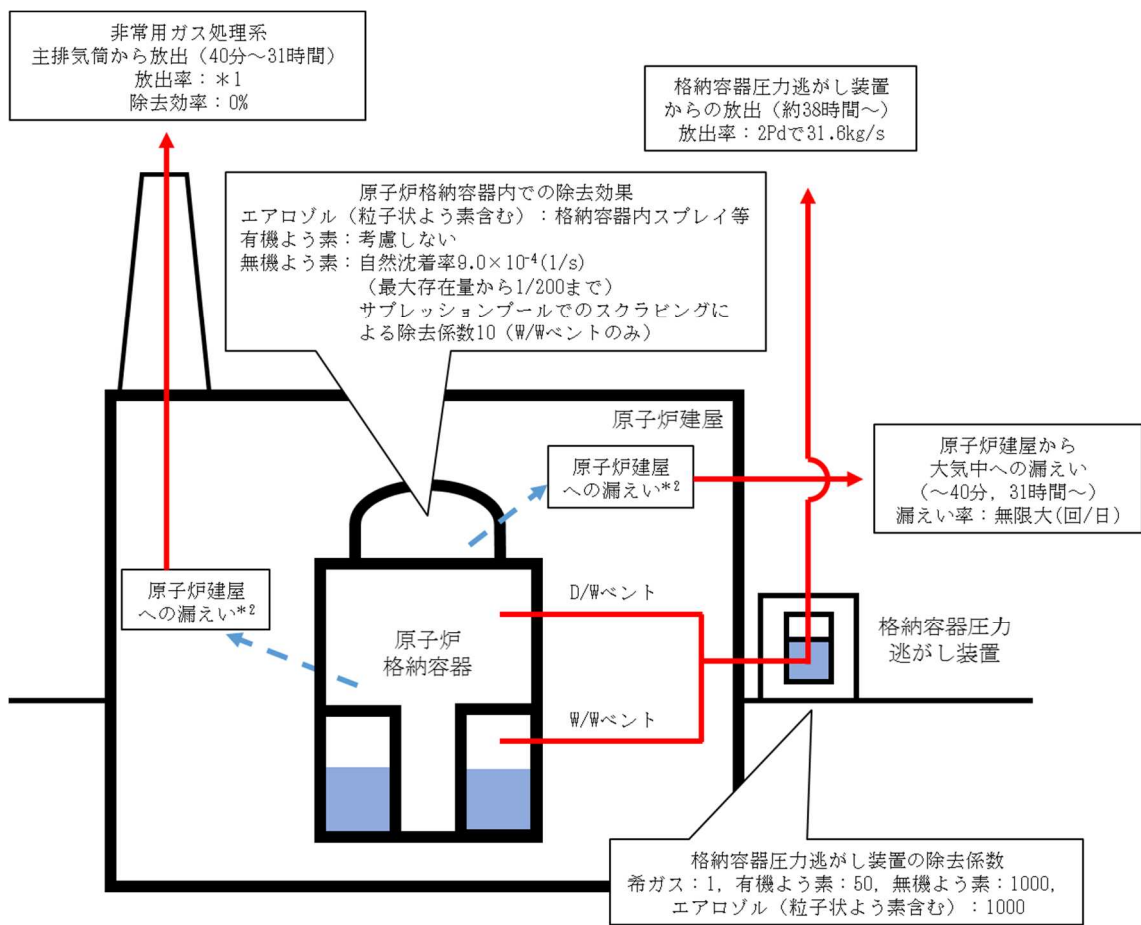
注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-3 セシウムの大気放出過程



注記* : 非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし, 原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

図 3-4 その他核種の大気放出過程



注記*1：非常用ガス処理系の定格風量 2000m³/h による換気率 () により屋外に放出 (ただし、原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内の放射性物質濃度変化は保守的に換気率 0.5(回/日)を用いて評価)

*2：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【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 0.4%/日, 1~2Pd：2.0Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

事故発生から 1.5 時間後まで：0.4%/日 (一定), 1.5 時間後以降：1.3%/日 (一定)

大気への放出経路	0 時間 ▼40 分*3	▼31 時間	▼38 時間	168 時間
原子炉建屋からの漏えい				
非常用ガス処理系放出				
格納容器ベント放出				

*3：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉区域 (二次格納施設) 内は負圧となるため、事象発生 40 分から 31 時間の期間は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

図 3-5 大気放出過程概略図 (イメージ)

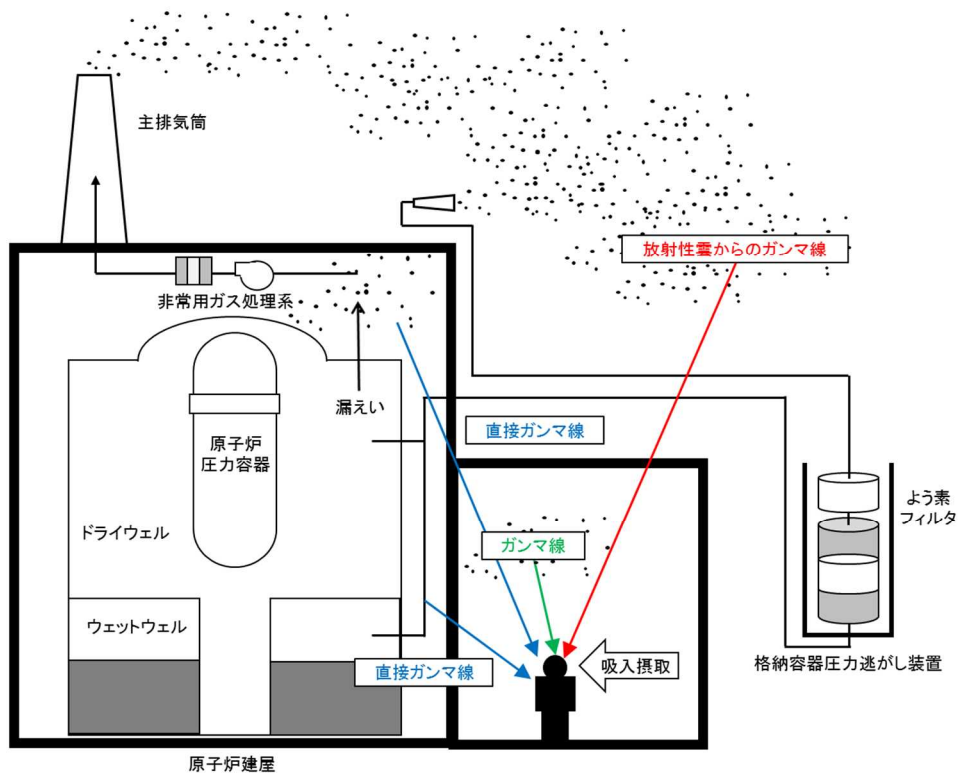


図 5-1 被ばく経路概念図 (原子炉建屋内)

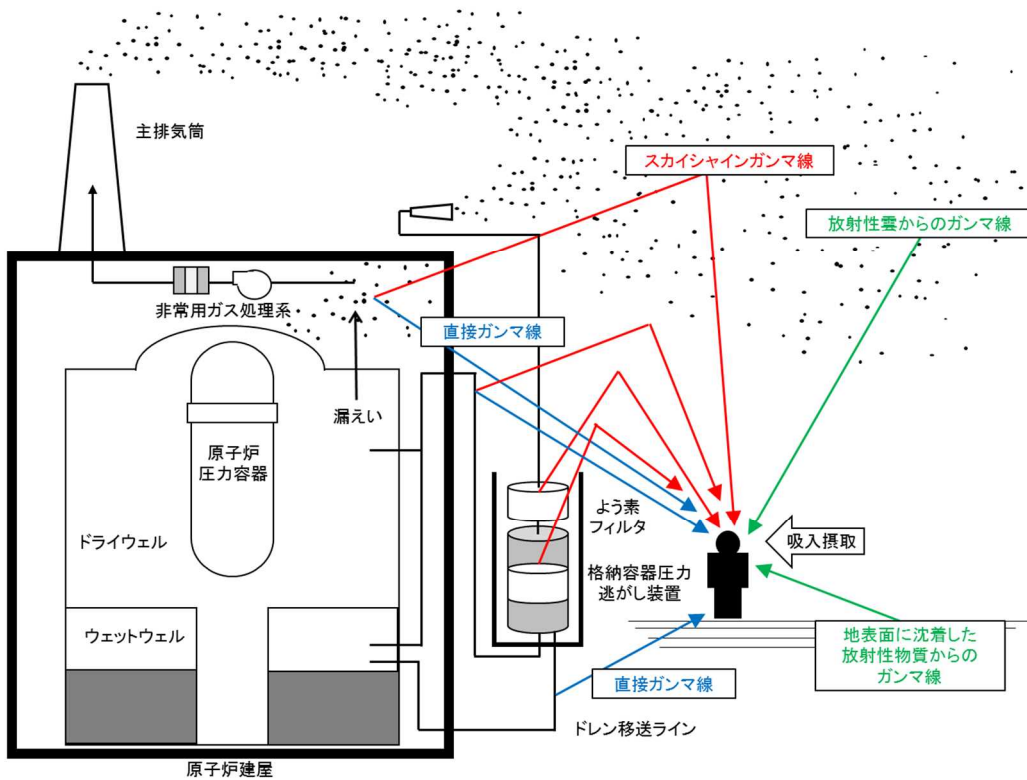


図 5-2 被ばく経路概念図 (原子炉建屋外)

フィルタ装置内スクラバ水のpH制御用NaOH水溶液の保有量について

1. フィルタ装置スクラバ水pHの低下要因について

別紙4「スクラバ水の水位の設定根拠及び健全性について」より、フィルタ装置のスクラバ水pHが低下する要因は下記に大別される。

① 原子炉格納容器内からフィルタ装置に移行する酸性物質による塩基の消費

- ・ ケーブルの熱分解及び放射線分解の塩化水素で消費される塩基量 約330mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基量 約1.06mol

② スクラバ水をサプレッションチェンバへ移送することによる塩基の消費*

- ・ 上限水位から通常水位までのスクラバ水移送で失われる塩基量 約 mol

2. スクラバ水pH制御用水酸化ナトリウム水溶液の保有量について

水酸化ナトリウム水溶液の保有量は、上記要因①、②を考慮して決定する。

要因①は発生時期や量の予測が困難なことから、保有量の検討にあたっては要因①は考慮しない。

よって、水酸化ナトリウムの保有量は、要因②による塩基消費を基に必要な量を算出し、かつ十分な余裕を考慮した容量を設定することとする。

フィルタ装置の水位上昇に伴うスクラバ水の移送（要因②）については、事故後7日間で3回発生することを想定する。スクラバ水移送1回につき失われる約 molと同量を濃度20[wt%]の水酸化ナトリウム水溶液で補給する場合、補給1回当たりに必要な水酸化ナトリウム水溶液の量は Lとなることから、3回合計の必要量は Lとなる。

よって水酸化ナトリウムの保有量は、上記の合計の Lに余裕を考慮し、1プラント当たり Lの6, 7号機共用で L並びに予備 Lを保有することとする。

注記*：ベントガス中の水蒸気凝縮に伴い、スクラバ水の水位が通常水位から上限水位まで上昇した場合、薬液濃度が0.61倍まで希釈される。また一方で、スクラバ水が上限水位に達する場合は、通常水位になるまでスクラバ水の水抜き（ドレン移送ポンプを用いたサプレッションチェンバへの移送）を実施することとしている。この際にフィルタ装置内から失われる塩基は約 molとなる。