

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-139 改 14
提出年月日	平成 30 年 7 月 19 日

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	5
3.1 設計基準事故時における設計条件	5
3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度	5
3.1.2 漏えい率に対する設計条件	8
3.1.3 最低使用温度	8
3.1.4 使用材料	8
3.1.5 耐圧試験圧力	10
3.1.6 開口部	10
3.1.7 配管貫通部	10
3.1.8 電線配線貫通部	10
3.1.9 原子炉格納容器隔離弁	11
3.1.10 原子炉格納容器体積	21
3.1.11 原子炉格納容器安全設備	21
3.1.12 許容外圧	21
3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	21
3.1.14 ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差	23
3.1.15 真空破壊装置	23
3.1.16 原子炉建屋原子炉棟	24
3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備	24
3.1.18 放射性物質濃度制御設備	24
3.1.19 原子炉格納容器調気設備	24
3.1.20 原子炉冷却材喪失時の荷重	25
3.1.21 逃がし安全弁作動時の荷重	32
3.2 重大事故等時における設計条件	35
3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	35
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器の熱の輸送機能	37
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	38
3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	39
3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	40
3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	43
3.2.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	43
3.2.8 原子炉格納容器外面への放水設備等	44

4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	45
4.1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	45
4.1.1 評価方針	45
4.1.2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	45
4.1.3 評価方法	48
4.1.4 評価結果	52
4.2 その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認	58
4.2.1 確認内容	58
4.2.2 確認結果	58

別添 1 原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について

別添 2 コリウムシールド及びペデスタル排水系の設計

別添 3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別添 4 代替循環冷却系の設計

下線：本日説明

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3-3
2.1 設計方針	別添3-3
2.2 設計条件	別添3-6
2.3 格納容器圧力逃がし装置	別添3-6
2.3.1 系統構成	別添3-6
2.3.2 フィルタ装置	別添3-10
2.3.3 配置	別添3-20
2.4 付帯設備	別添3-30
2.4.1 計装設備	別添3-30
2.4.2 電源設備	別添3-37
2.4.3 給水設備	別添3-40
2.4.4 可搬型窒素供給設備	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排気筒排水設備	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 ガス状放射性よう素の除去原理	別添3-50
3.2 運転範囲	別添3-53
3.3 性能検証試験結果	別添3-54
3.3.1 性能検証試験の概要	別添3-54
3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果	別添3-59
3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果	別添3-66
3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響	別添3-70
4. 設備の維持管理	別添3-74

別紙

別紙1	可燃性ガスの爆発防止対策について	別添3-82
別紙2	流量制限オリフィスの設定方法について	別添3-100
別紙3	移送ポンプの設定根拠について	別添3-104
別紙4	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3-106
別紙5	金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について	別添3-118
別紙6	ベント実施時の放射線監視測定の考え方について	別添3-119

別紙7	エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について	別添3-130
別紙8	ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について	別添3-134
別紙9	よう素除去部におけるよう素の再揮発, 吸着材の容量減少及び変質について	別添3-141
別紙10	スクラビング水の保有水量の設定根拠について	別添3-146
別紙11	よう素除去部へのスクラビング水の影響について	別添3-159
別紙12	格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について	別添3-163
別紙13	スクラビング水のpHについて	別添3-168
別紙14	ステンレス構造材, 膨張黒鉛パッキンの妥当性について	別添3-175
別紙15	エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について	別添3-186
別紙16	エアロゾルの粒径と除去係数の関係について	別添3-194
別紙17	JAVA試験及びJAVAPLUS試験の適用性について	別添3-196
別紙18	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3-204
別紙19	窒素供給装置の容量について	別添3-218
別紙20	エアロゾルの保守性について	別添3-221
別紙21	スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について	別添3-222
別紙22	ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価	別添3-226
別紙23	格納容器圧力逃がし装置格納槽への水素漏えいについて	別添3-270
別紙24	FPの再揮発による影響	別添3-277
別紙25	FPの放射性壊変による被ばく評価への影響	別添3-287
別紙26	よう素除去部への放射線照射の影響について	別添3-291

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、原子炉格納容器破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するため、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、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）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の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破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。

1.2 基本性能

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、原子炉格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100 TBq を下回ることができる性能を有したものとする。

フィルタ装置としては、上述した Cs-137 の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率 99.9 % 以上の性能を有する装置を採用する。

また、当該装置は、ガス状放射性よう素の除去効率として、無機よう素は 99 % 以上、有機よう素は 98 % 以上の性能を有する。

1.3 系統概要

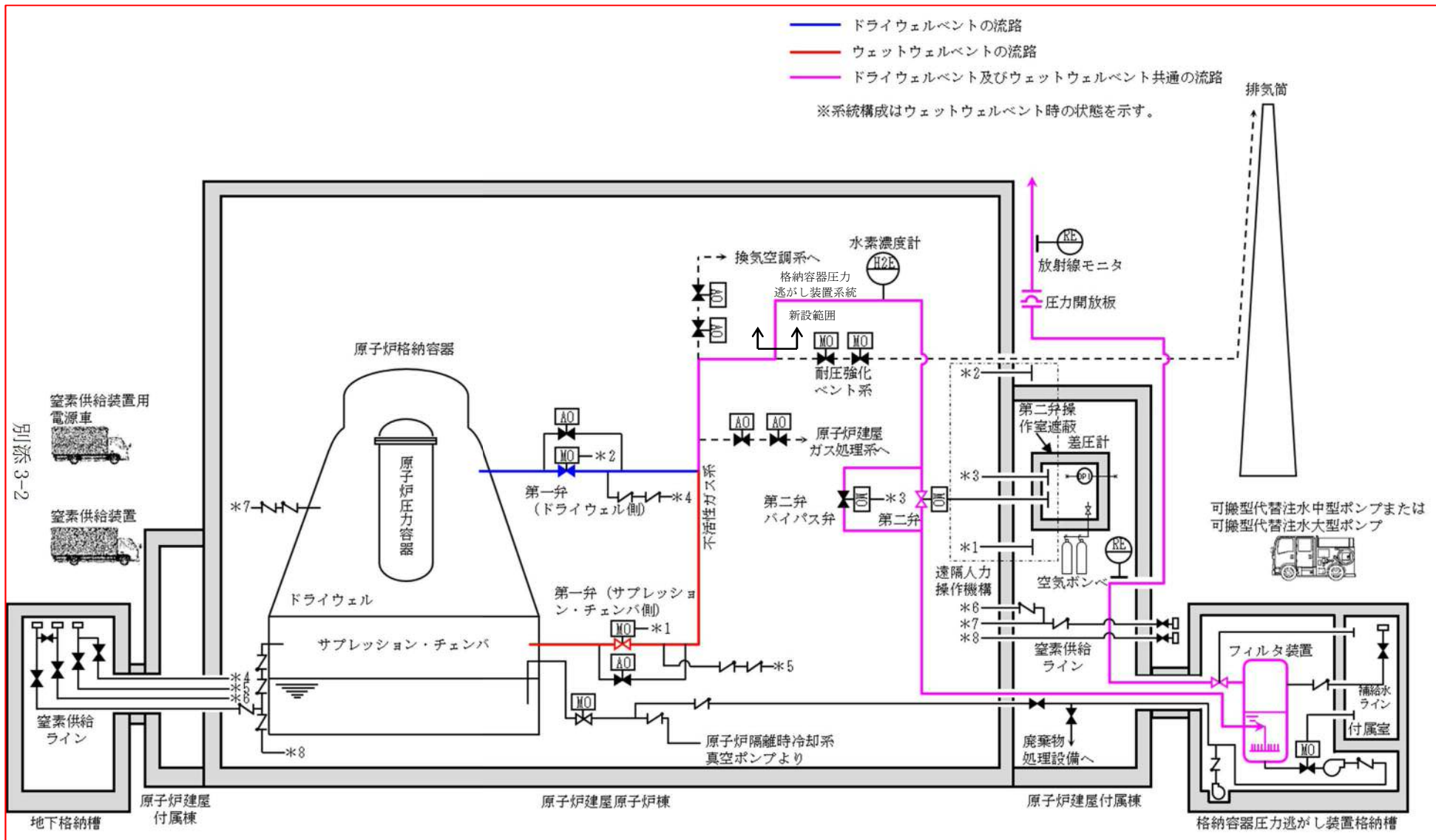
第 1.3-1 図に系統概要を示す。

本システムは、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本システムは、中央制御室からの操作で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（EL. 約 65 m）で放出する。

本システムは、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。

本システムは、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となる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。



第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

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原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。

① 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量13.4 kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

② フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13以上）に維持する設計とする。放射線物質除去能力の設計条件を第2.1-1表に示す。

第2.1-1表 放射線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	100以上	50以上

③ 格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

④ 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）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とする。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。

- ⑤ 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。
- ⑥ 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。
- ⑦ 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、遠隔人力操作機構（個数4）により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。
- ⑧ 系統内に設ける圧力開放板は、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。
- ⑨ 格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）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。
- ⑩ 格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。
- ⑪ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける設計とする。
- ⑫ 原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量13.4 kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出

できる設計とする。

- ⑬ 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）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを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。
- ⑭ 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第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とし、また、駆動源喪失時であっても人力により容易かつ確実に操作が可能な遠隔人力操作機構（個数4）を有する設計とする。
- ⑮ 窒素ガス代替注入系は、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。
- ⑯ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素供給装置を設ける設計とする。
- ⑰ 窒素供給装置は、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成し、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

2.2 設計条件

本システムにおける設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。

第 2.2-1 表 設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620 kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し，2Pd（最高使用圧力 310 kPa[gage]の 2 倍）とする。
最高使用温度	200 °C	原子炉格納容器の限界温度を考慮し，200 °C とする。
設計流量	13.4 kg/s (格納容器圧力 310 kPa[gage]において)	原子炉定格熱出力 1 %相当の飽和蒸気量を，ベント開始圧力が低い場合（310 kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500 kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み，原子炉定格熱出力の 0.015 %に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400 kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38 kg）に対して十分な余裕を見込み，400 kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4 kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR※）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果，約 24.4 kg とする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

※：炉心比出力が高いほど炉心内蔵量が高くなることから，炉心比出力が高いABWRを代表させ，1 MW 当りの炉心内蔵量を評価している。また，ORIGEN2コードでは，保守的に1サイクル13カ月（395日）に対して，1サイクル10,000時間（416日）の燃焼期間を仮定している。

2.3 格納容器圧力逃がし装置

2.3.1 システム構成

本システムは，屋外地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するフィルタ装置，原子炉格納容器からフィルタ装置までの入口配管，フィルタ装置から大気開放される出口配管，圧力開放板，計装設備，電源設備，給水設備，窒素供給装置及び排水設備で構成される。

(1) 配管等の構成

入口配管は，原子炉格納容器のサプレッション・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が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。

出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。

フィルタ装置には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ）に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。

第2.3.1-1図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、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。

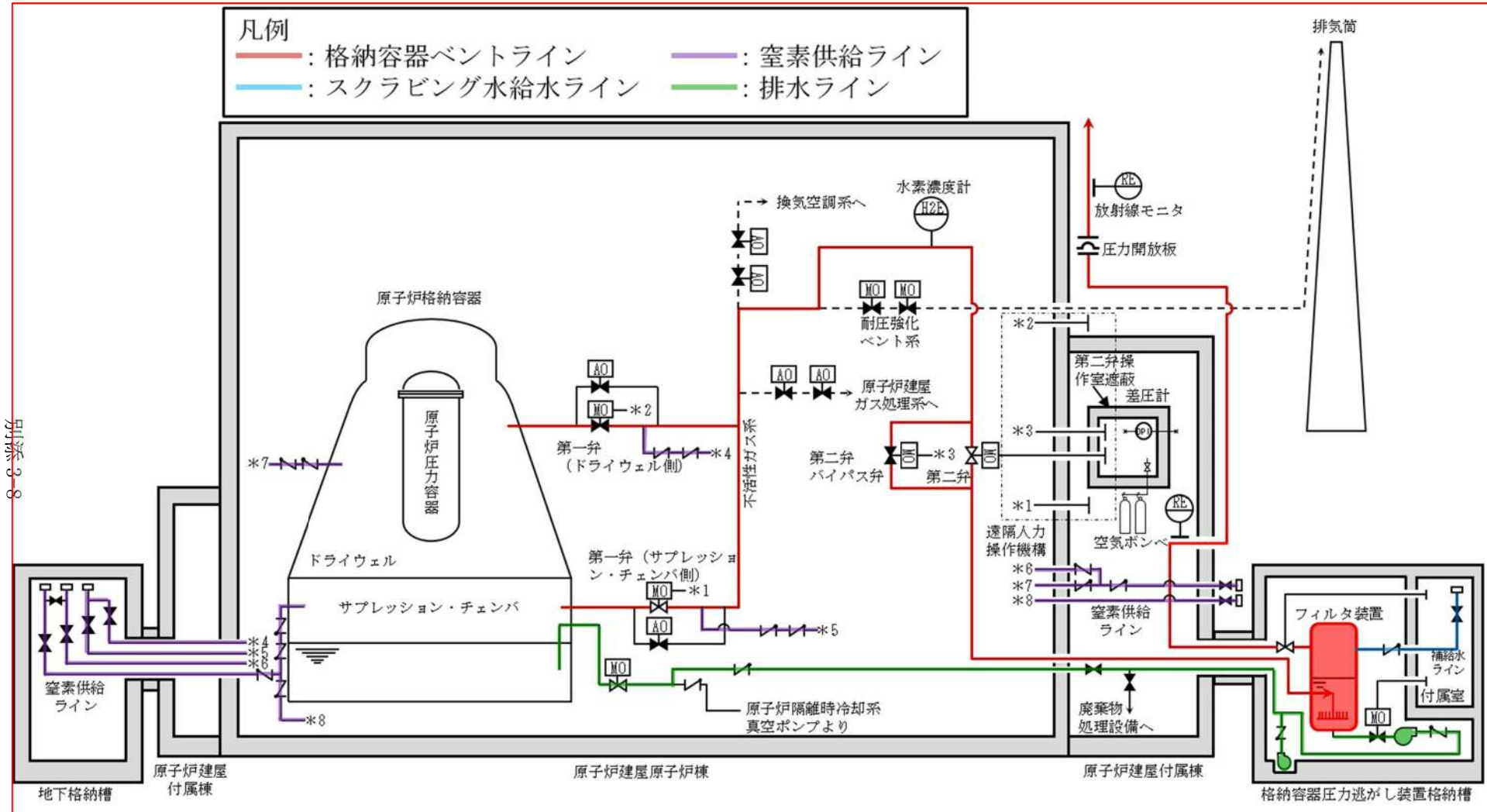
系統を構成する主要な機器の仕様を第2.3.1-1表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第2.3.1-2図に示す。

(3) 系統の切替性

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

原子炉建屋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駆動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。

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



別添 3-8

第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 2.3.1-1 表 主要系統構成機器の仕様

(1) 配管

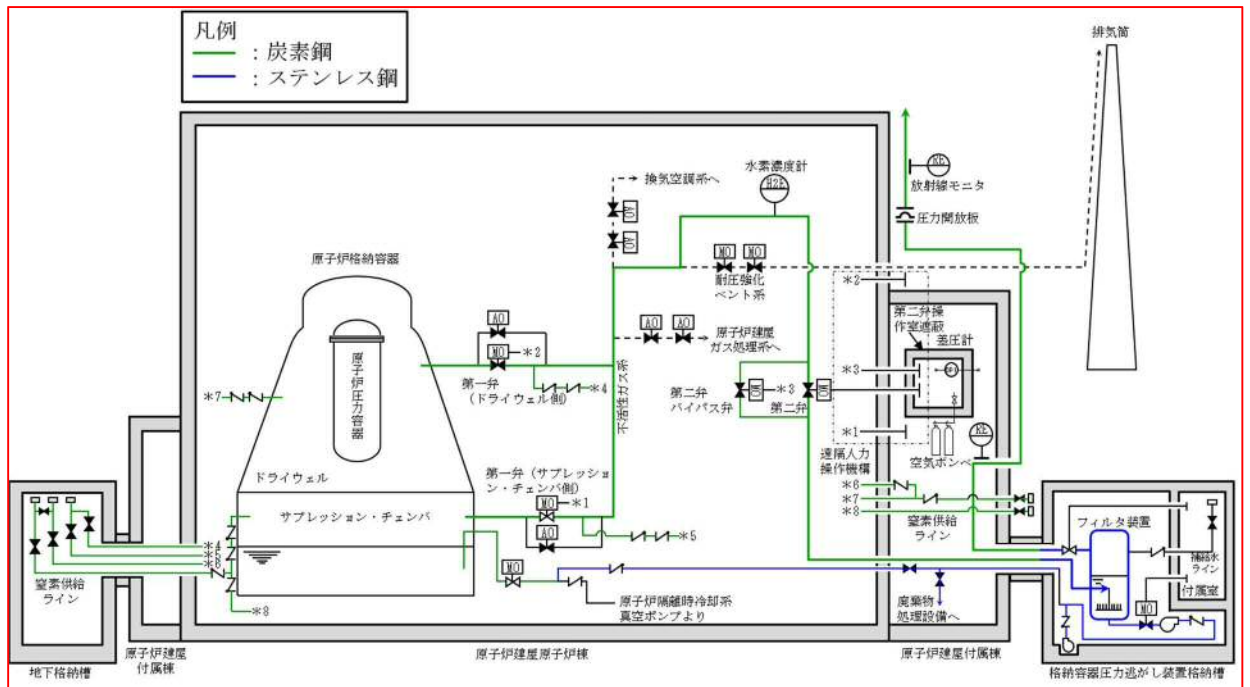
	口径	材質
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450 A ~ 600 A	炭素鋼
b. フィルタ装置周辺配管 (格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する範囲)	450 A (入口側) , 350 A ~ 600 A (出口側)	ステンレス鋼
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600 A	炭素鋼

(2) 隔離弁

	型式	駆動方式	口径
a. 第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600 A
b. 第一弁 (ドライウエル側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	600 A
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450 A
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) + 遠隔人力操作機構	450 A

(3) 圧力開放板

型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャ ディスク	0.08 MPa	600 A	ステンレス鋼	1



第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

2.3.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、スカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

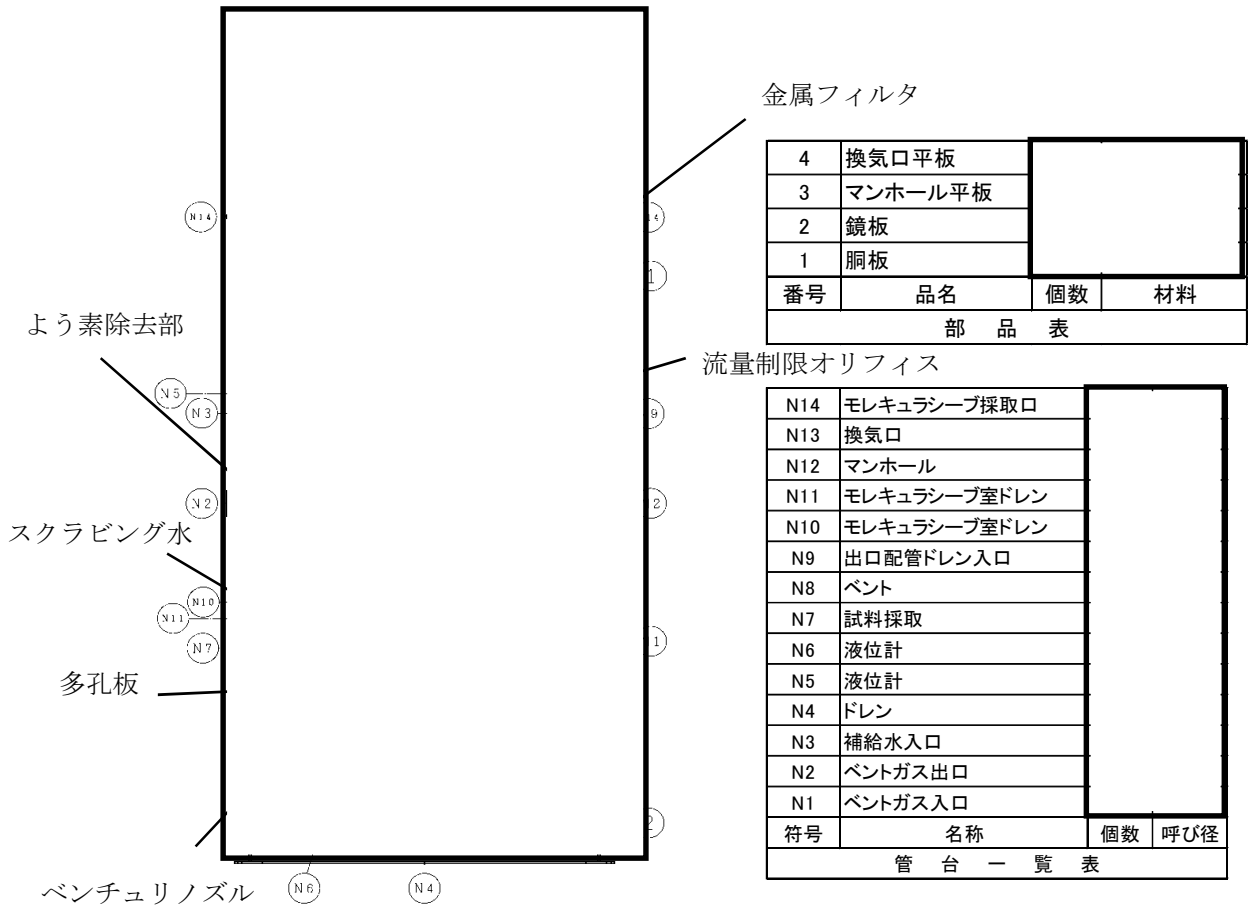
さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。

- a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。
- b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量500 kWに対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。
- c. 容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。
- d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズルを設ける。
- e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。
- f. 容器内部には、よう素除去部を設け、銀ゼオライトを収納する。

- g. 金属フィルタとよう素除去部の連絡管には、流量制限オリフィスを設け、原子炉格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。

フィルタ装置の仕様を第 2.3.2-1 表に、構造を第 2.3.2-1 図に示す。



第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成され、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集し、スクラビング水中に保持する。

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ノズル中低部の一番流路断面が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズルスロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

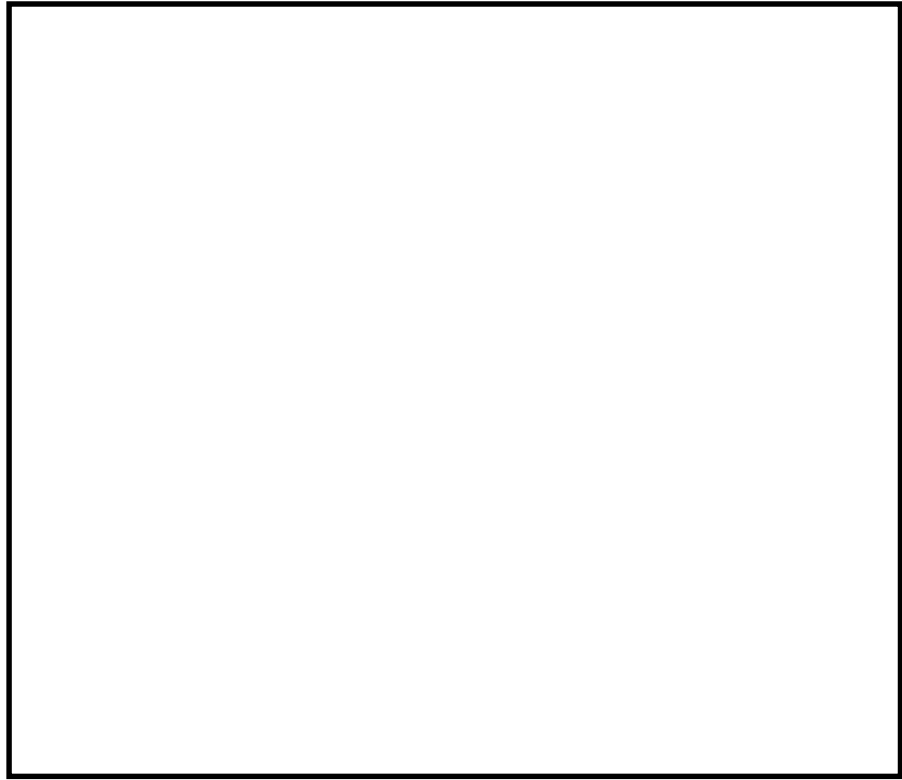
ベンチュリノズルは、分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは、分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に斜め下方方向に排出されたの



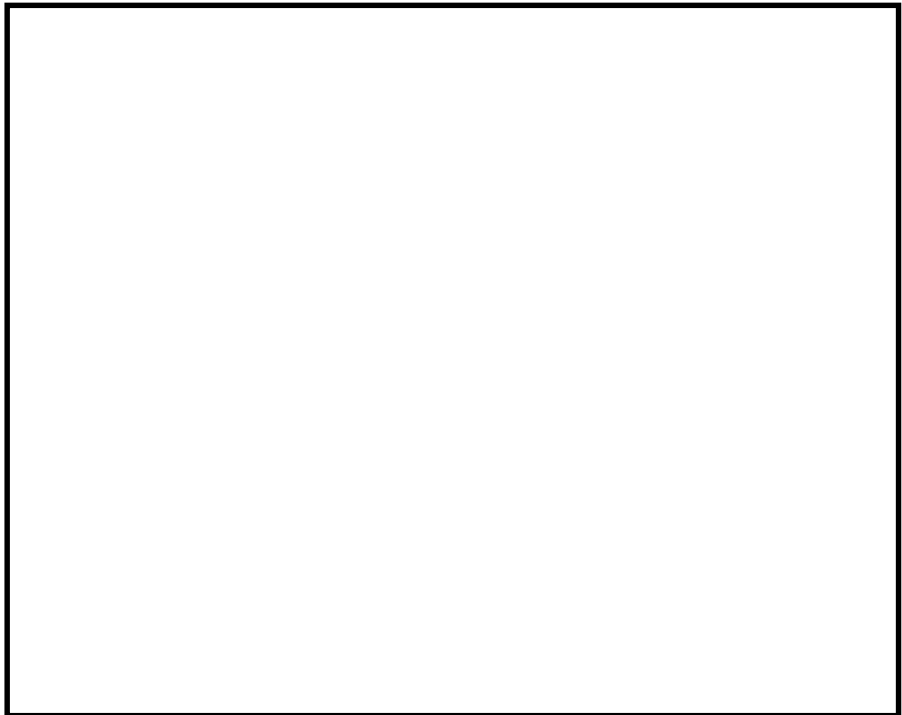
変化させ、水酸化ナトリウムは、チオ硫酸ナトリウムの効果を安定させるために、スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持する。

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れた とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、スクラビング水の仕様を第 2.3.2-2 表に、概略図を第 2.3.2-2 図に、配置を第 2.3.2-3 図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第 2.3.2-4 図に示す。



第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図



第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

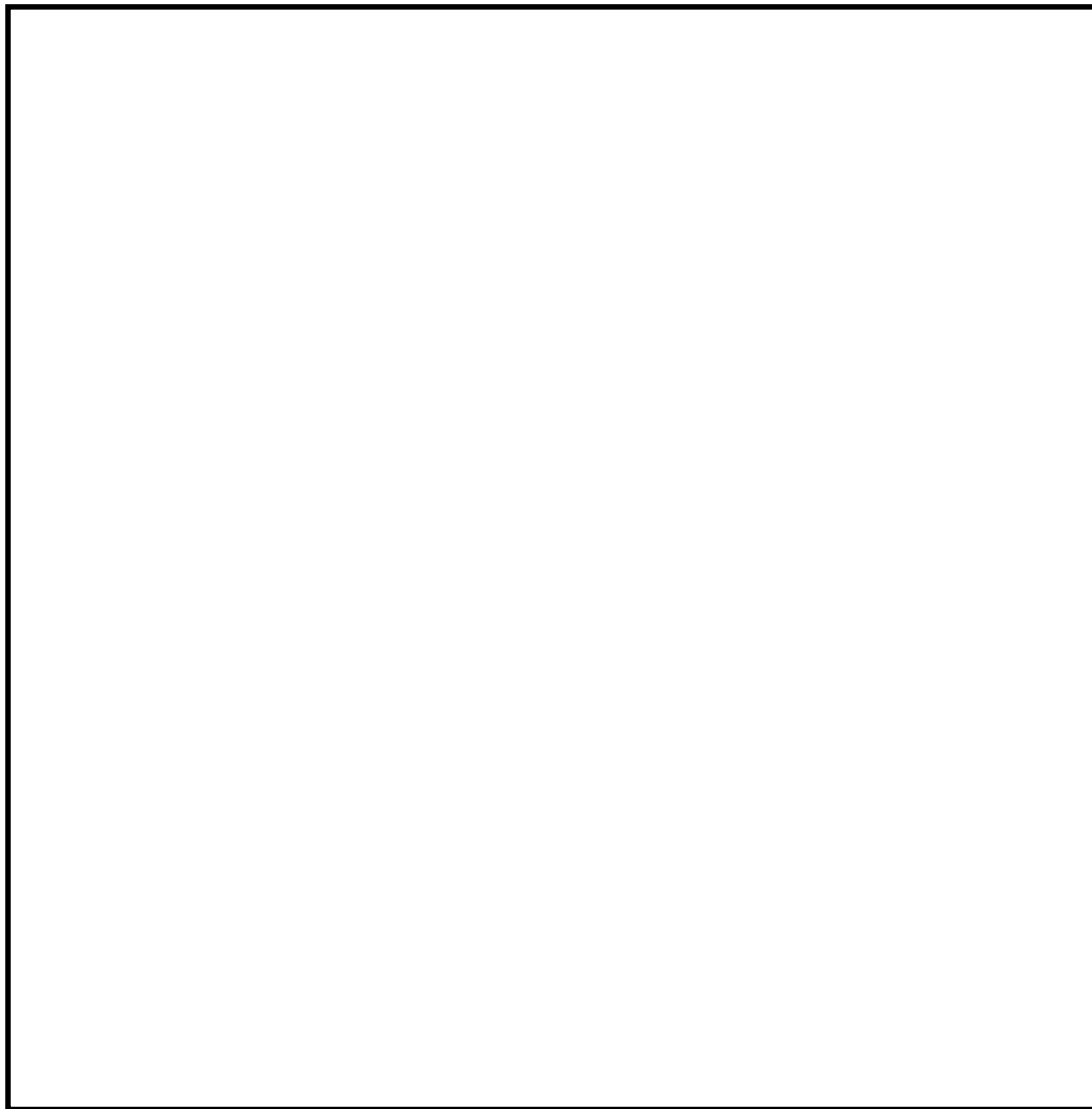
b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

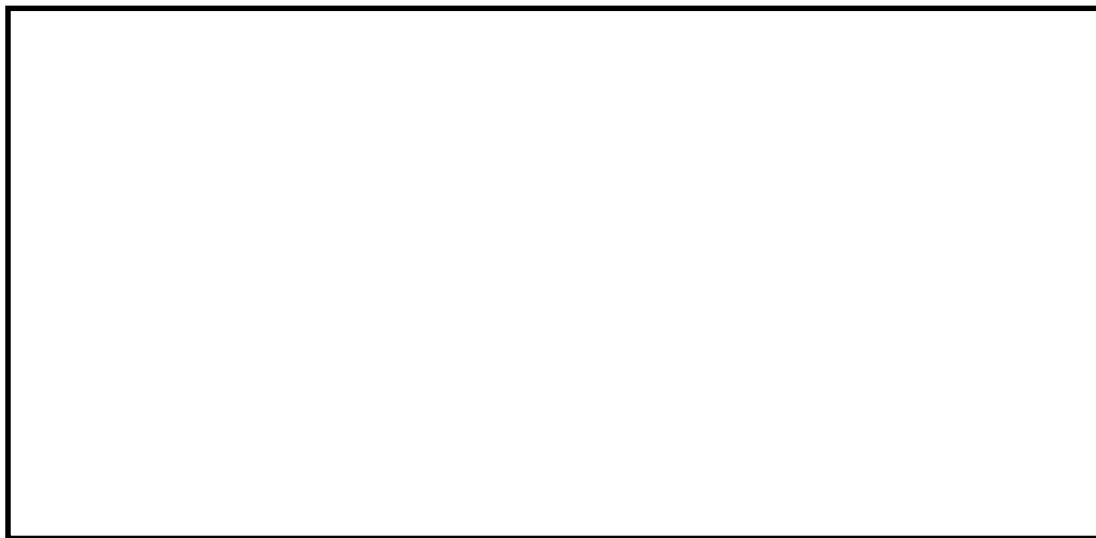
金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なフィルタ流速が得られるように、容器の上部に縦向きに配置される。金属フィルタは [] 製で、プレフィルタとメインフィルタを [] であり、周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため、 [] []、除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。



第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図



第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図 (金属フィルタ高さ)

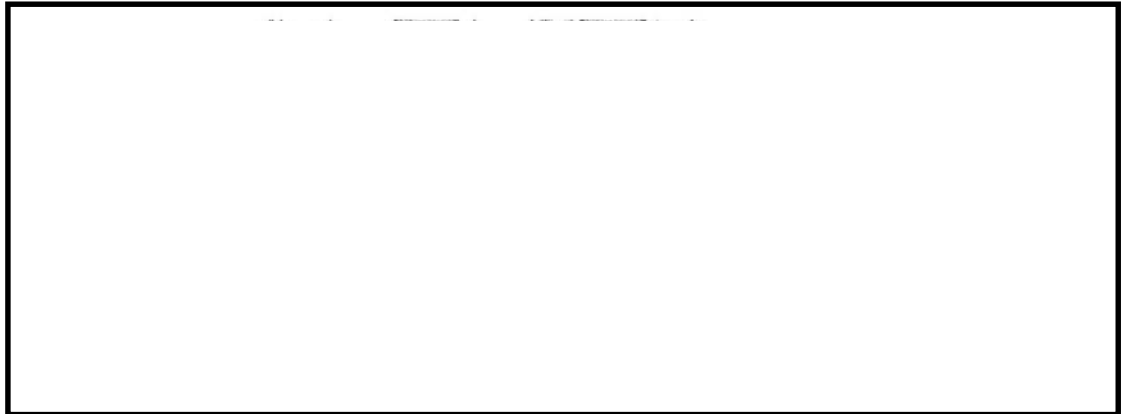
(a) プレフィルタ及び湿分分離機構



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



第 2.3.2-7 図 湿分分離機構の概略図



第 2.3.2-8 図 ドレン配管接続部の z x 概略図

(b) メインフィルタ



c. 流量制限オリフィス

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



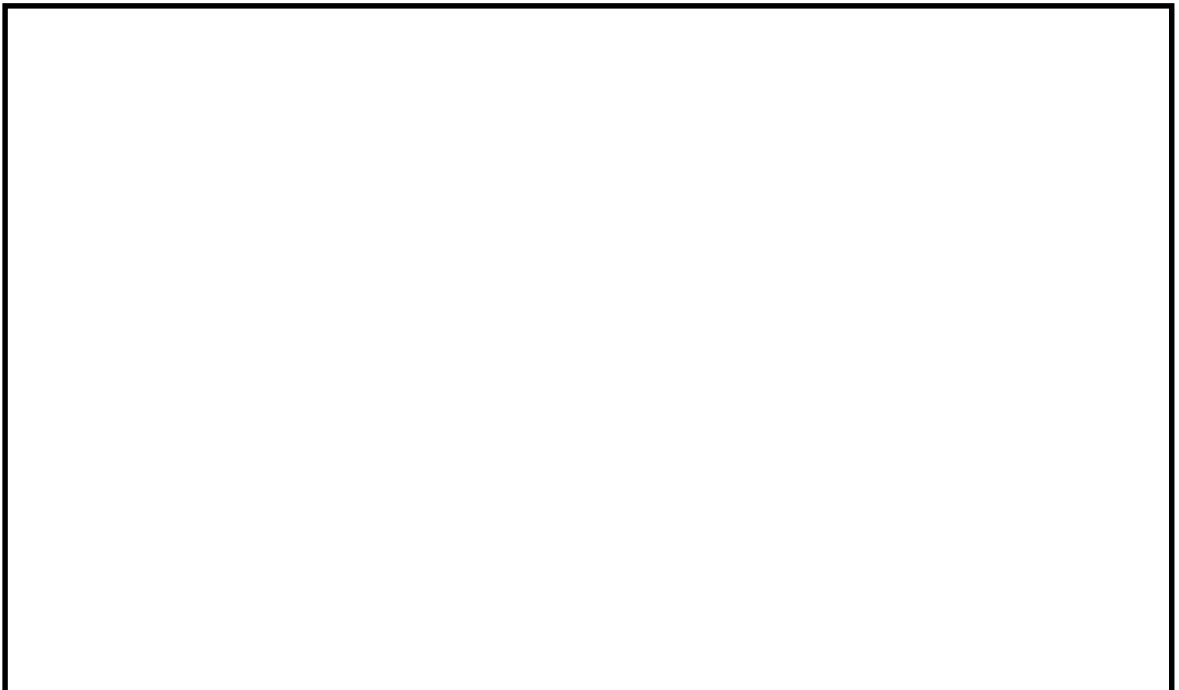
流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。

d. よう素除去部

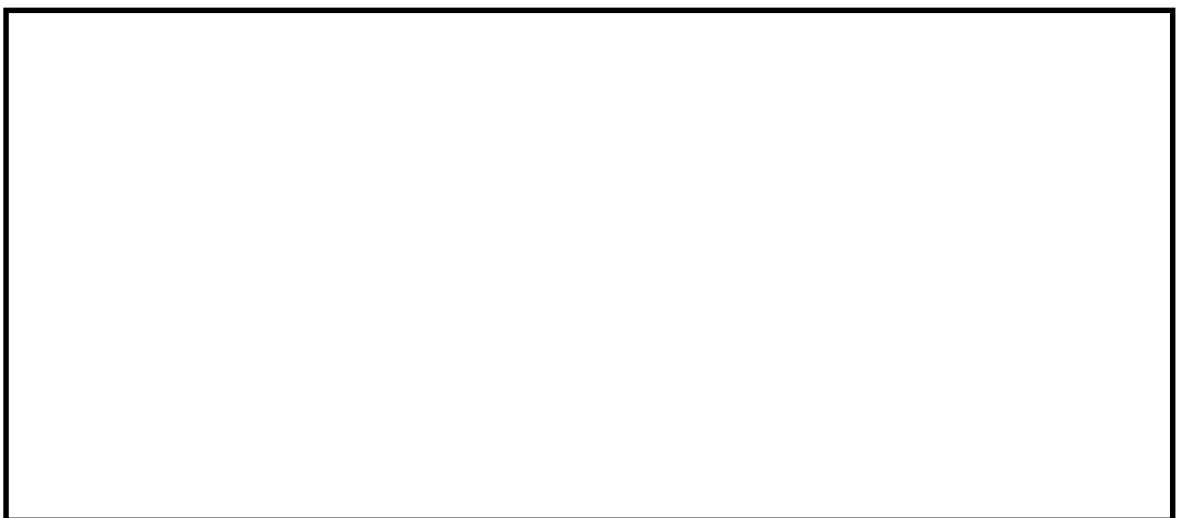
よう素除去部には、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。

銀ゼオライトの充填部は、周方向に 6 部屋あり、各充填部に充填孔を設け、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールから充填孔を介して銀ゼオライトを充填もしくは吸引回収できる構造とする。

よう素除去部の仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図を第 2.3.2-9 図に、フィルタ装置内のよう素除去部の配置を第 2.3.2-10 図に示す。



第 2.3.2-9 図 よう素除去部概略図



第 2.3.2-10 図 フィルタ装置の断面図（よう素除去部高さ）

第 2.3.2-1 表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型 式	円筒たて形容器
材 質	
胴 内 径	約 5 m
高 さ	約 10 m

(2) ベンチュリノズル

材 質	
個 数	

(3) 金属フィルタ

材 質	
寸 法	
繊 維 径	
個 数	
総 面 積	

(4) 流量制限オリフィス

型 式	同心オリフィス板
材 質	
個 数	

(5) よう素除去部

材 質	銀ゼオライト
充 填 量	
ベツド厚さ	

第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様（待機水位時）

項 目	設定値
p H	13 以上

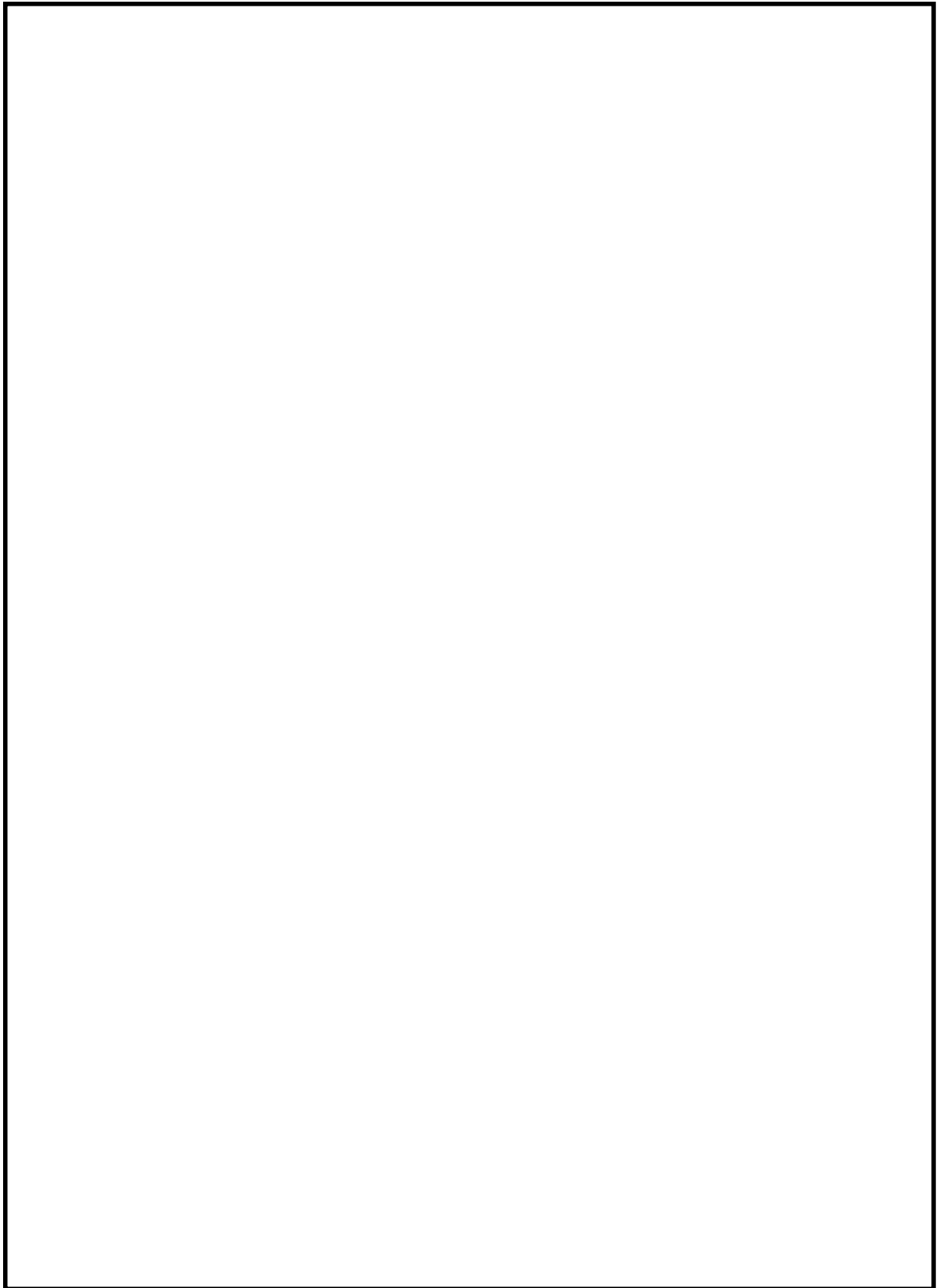
2.3.3 配置

フィルタ装置は、原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納容器圧力逃がし装置格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプに対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却系ポンプに対しても位置的分散を図っている。

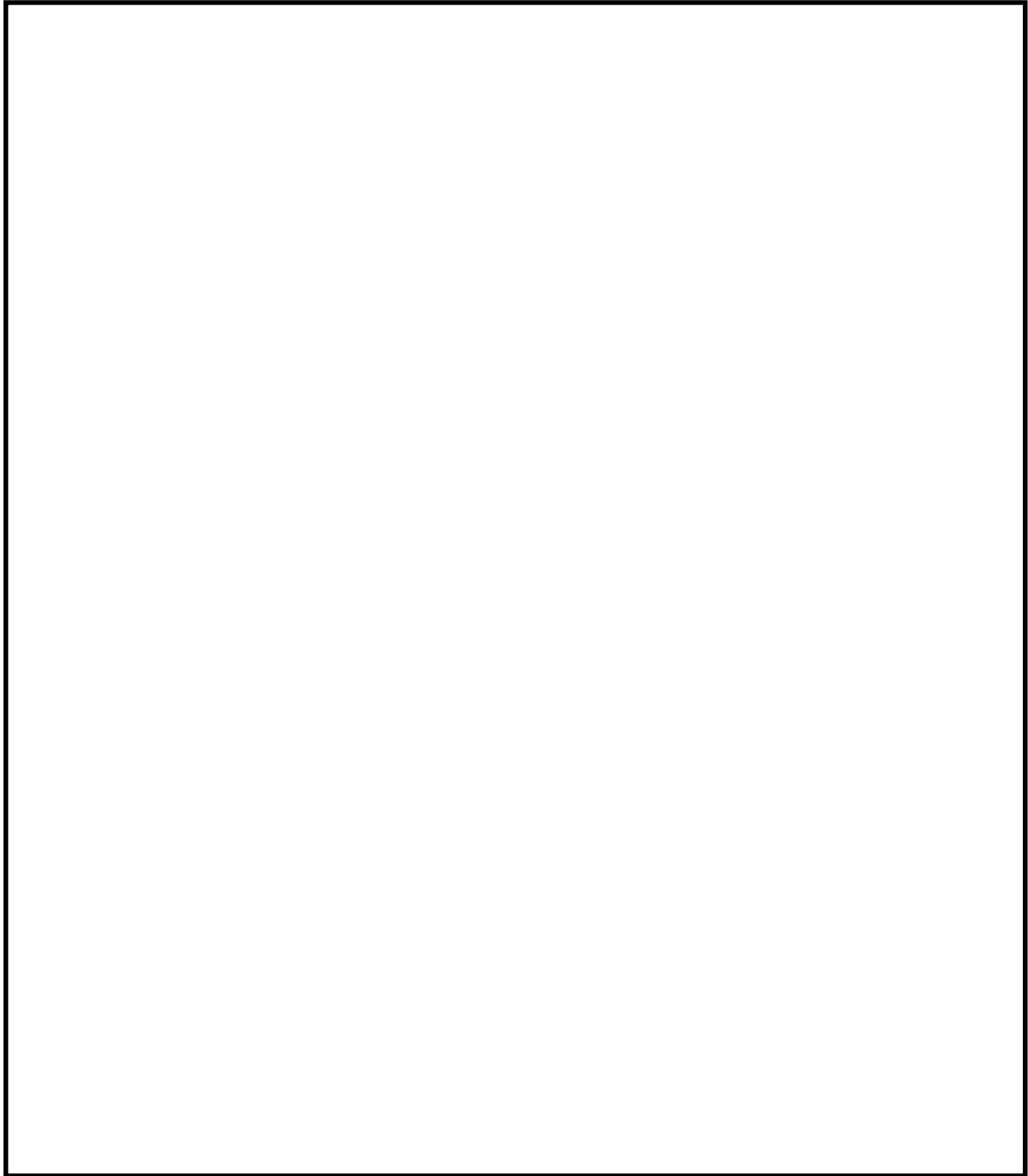
フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。

格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートに U シール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。

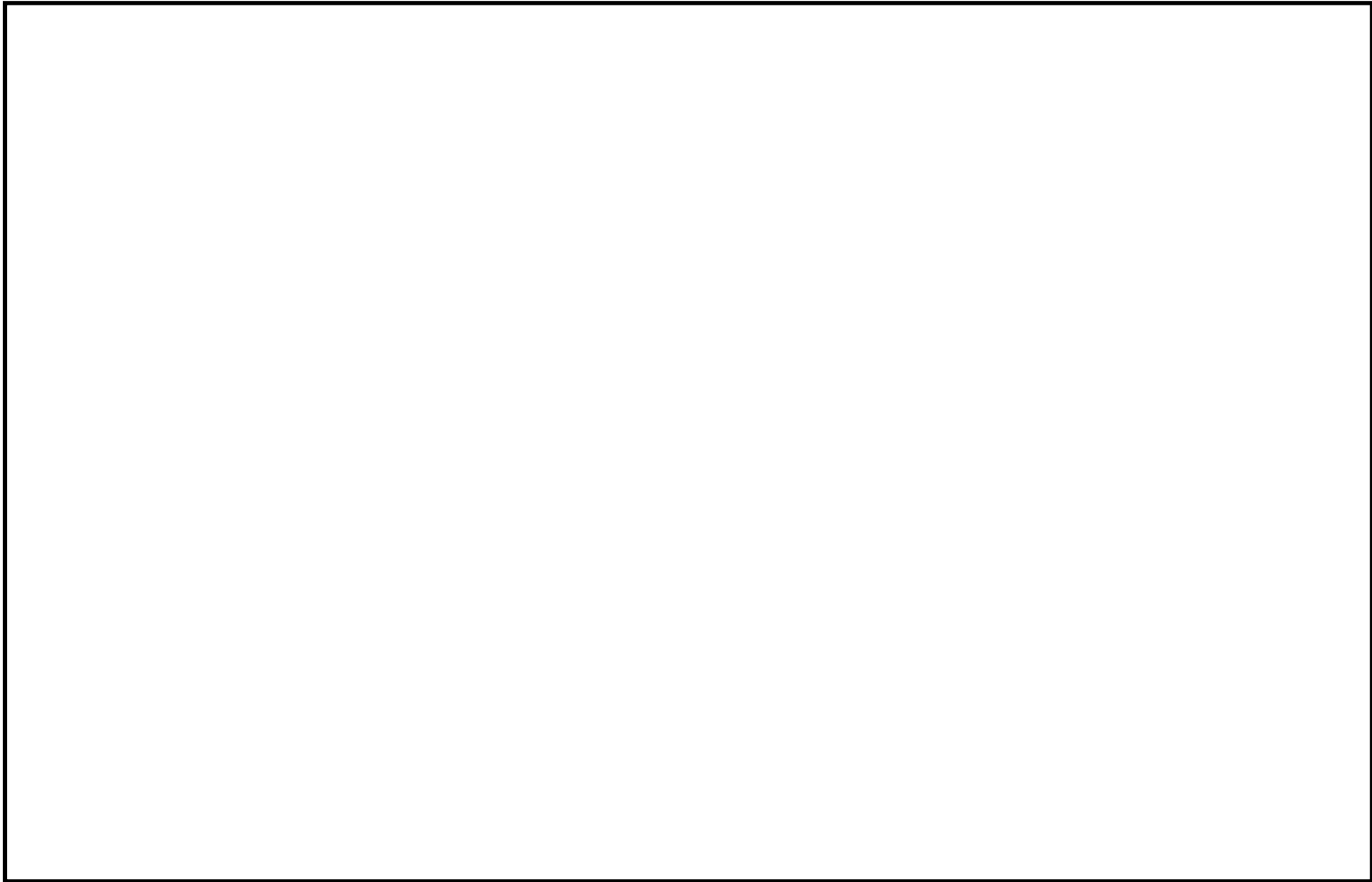
格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。



第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図 (原子炉建屋地下 2 階)



第 2.3.3-2 図 フィルタ装置配置図 (屋外)

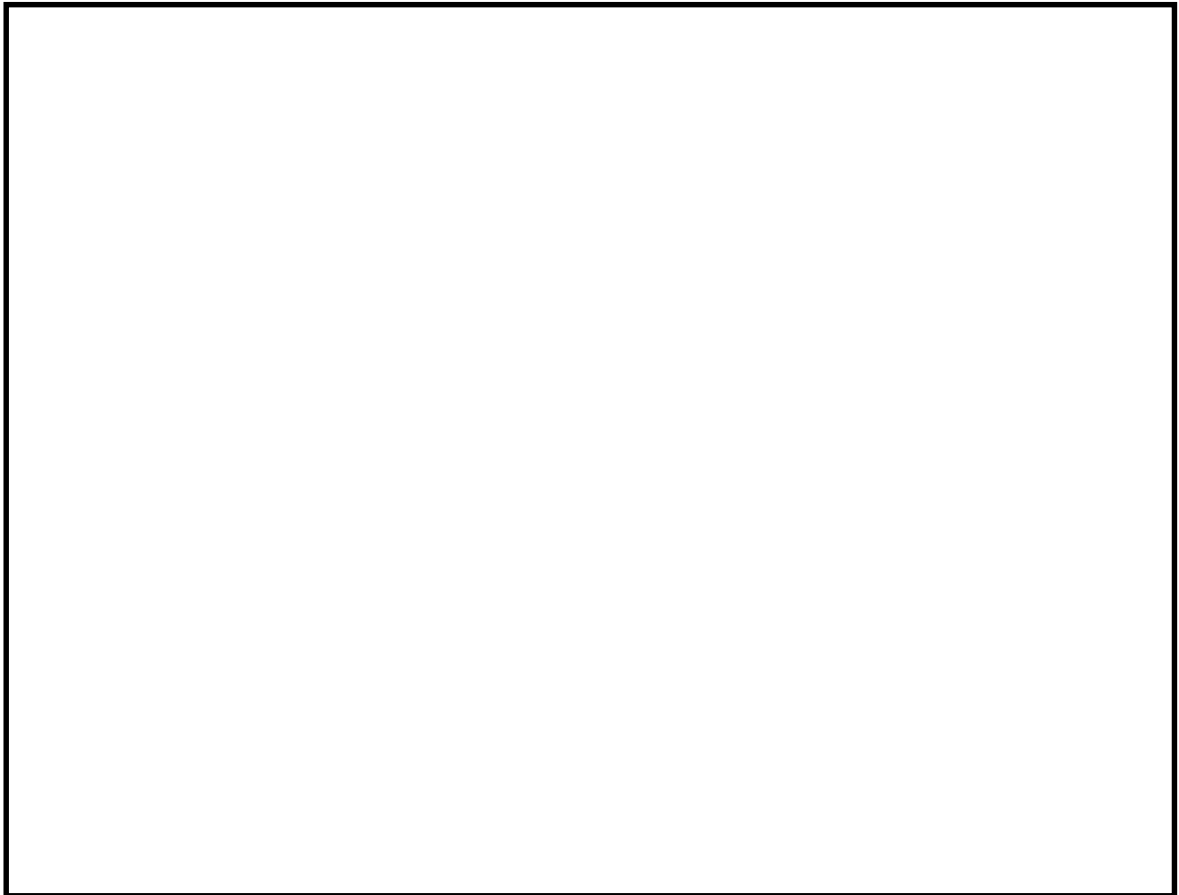


別添 3-23

第 2.3.3-3 図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)



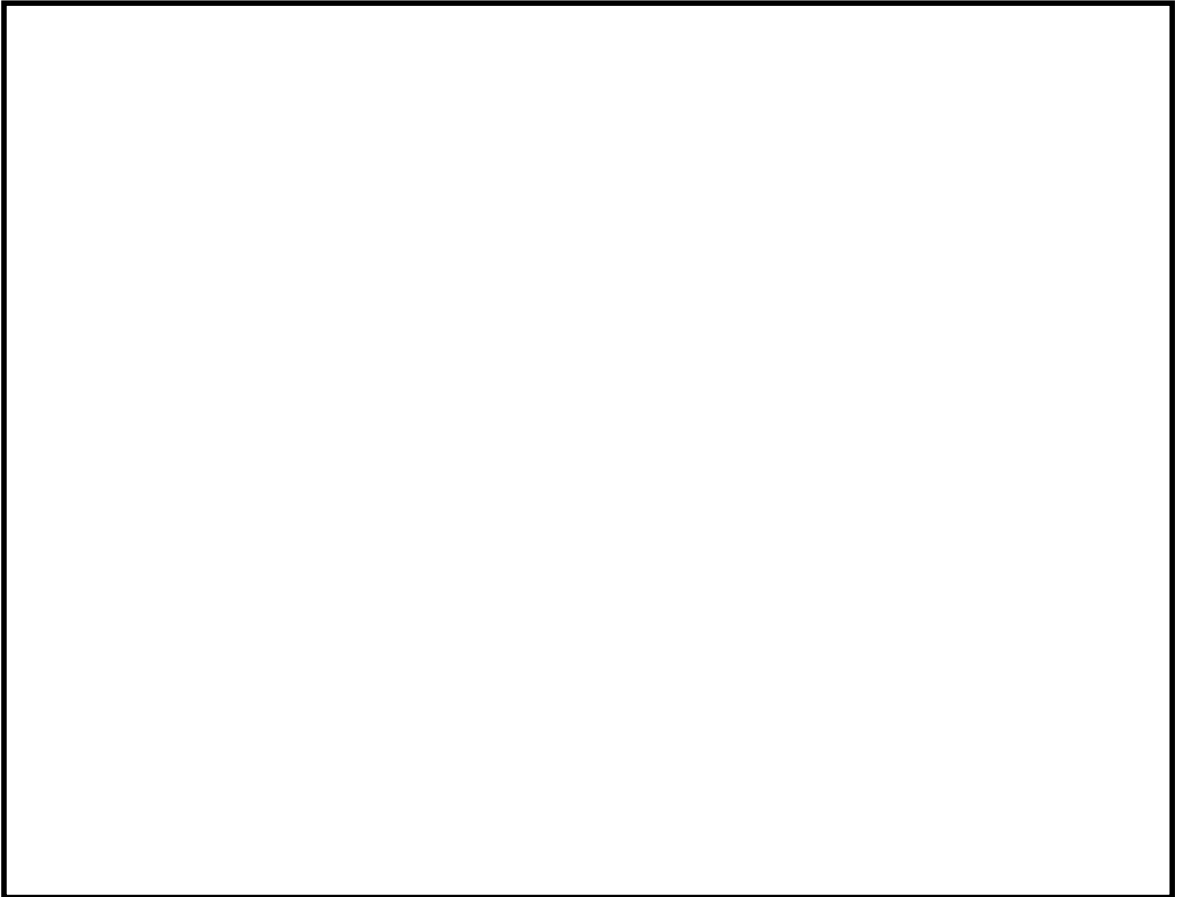
第 2.3.3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (1/12)



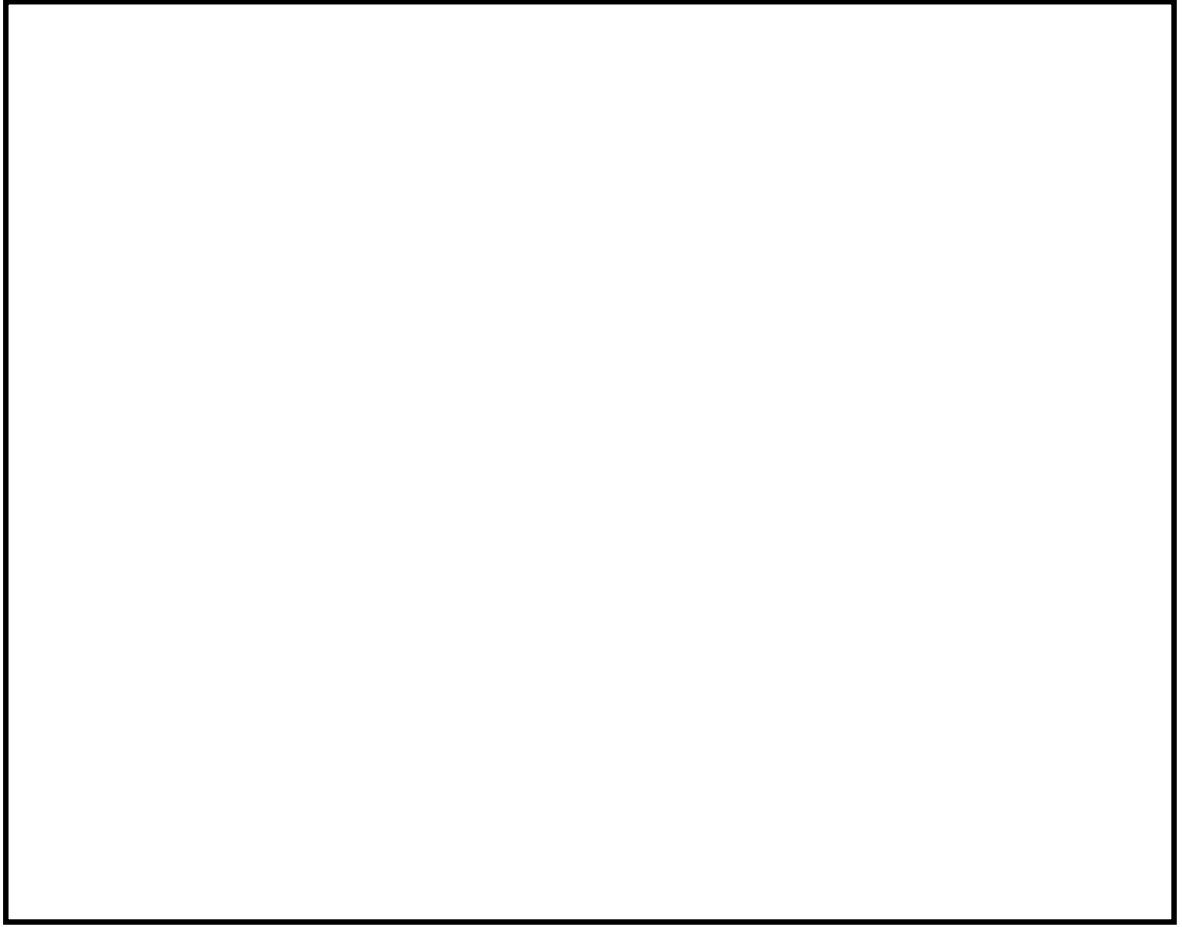
第 2.3.3-5 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (2/12)



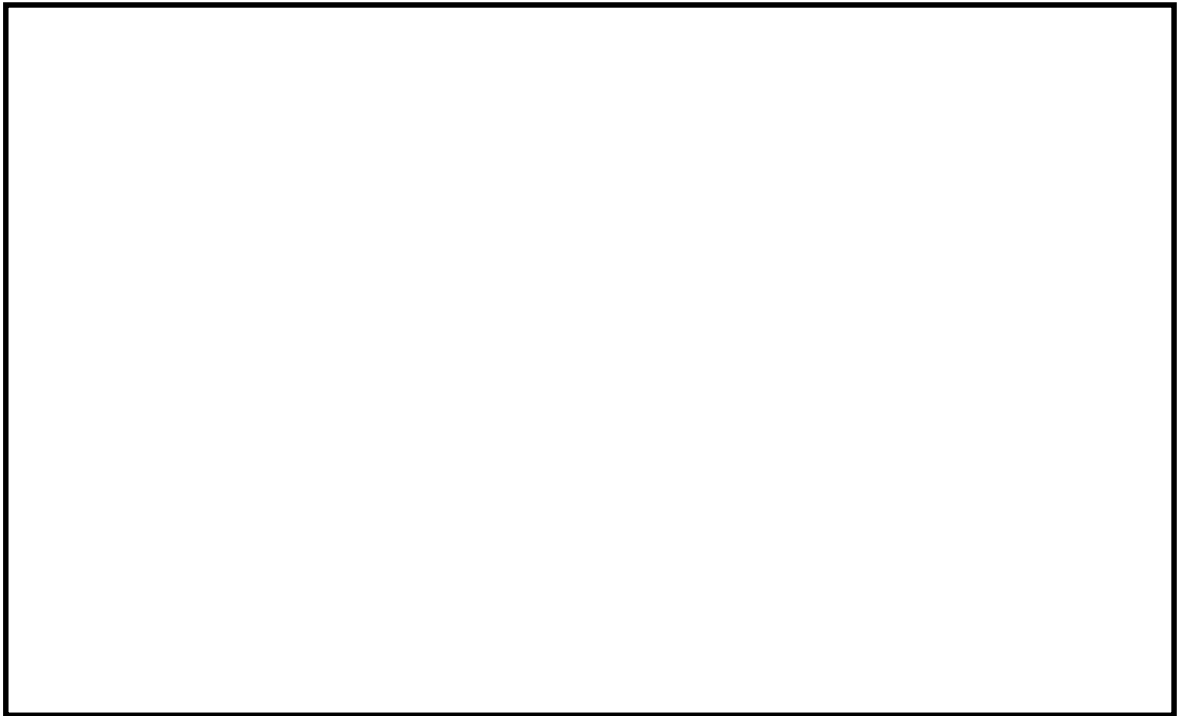
第 2.3.3-6 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)



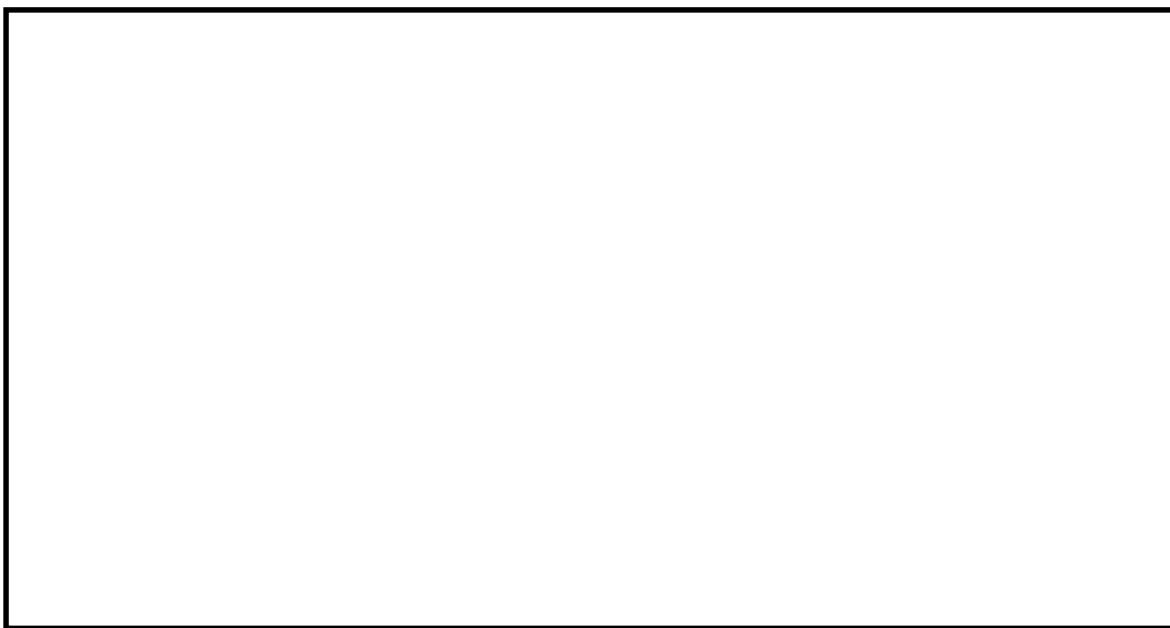
第 2.3.3-7 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (4/12)



第 2.3.3-8 図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図 (5/12)



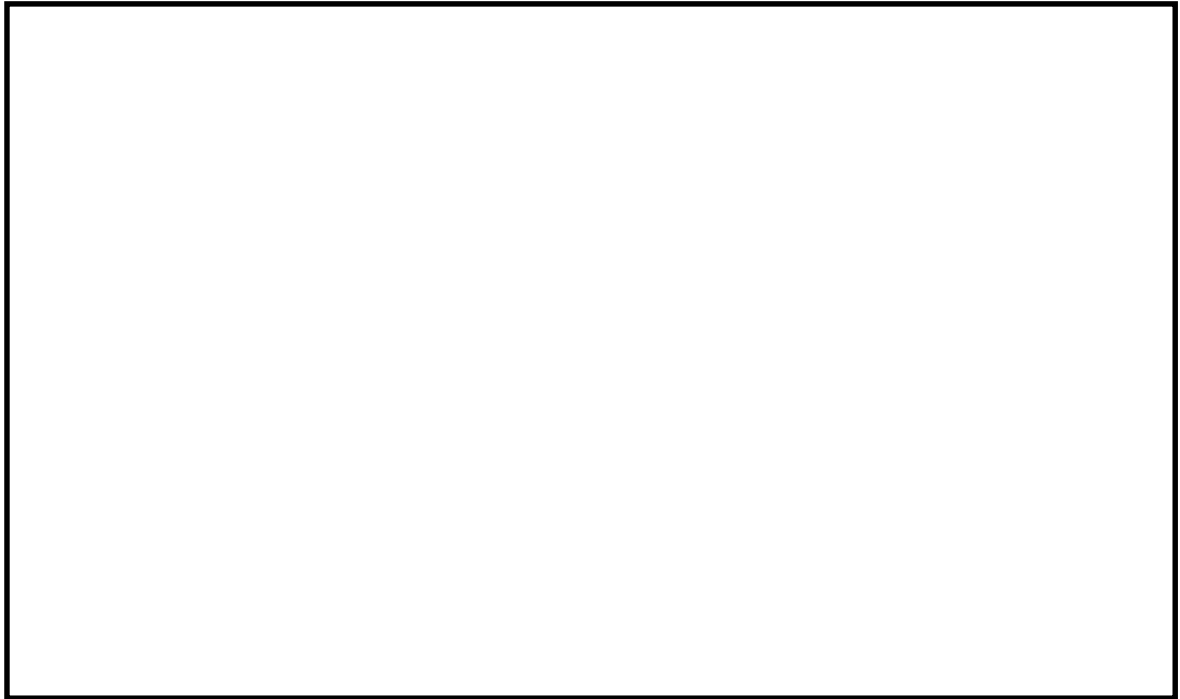
第 2.3.3-9 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (6/12)



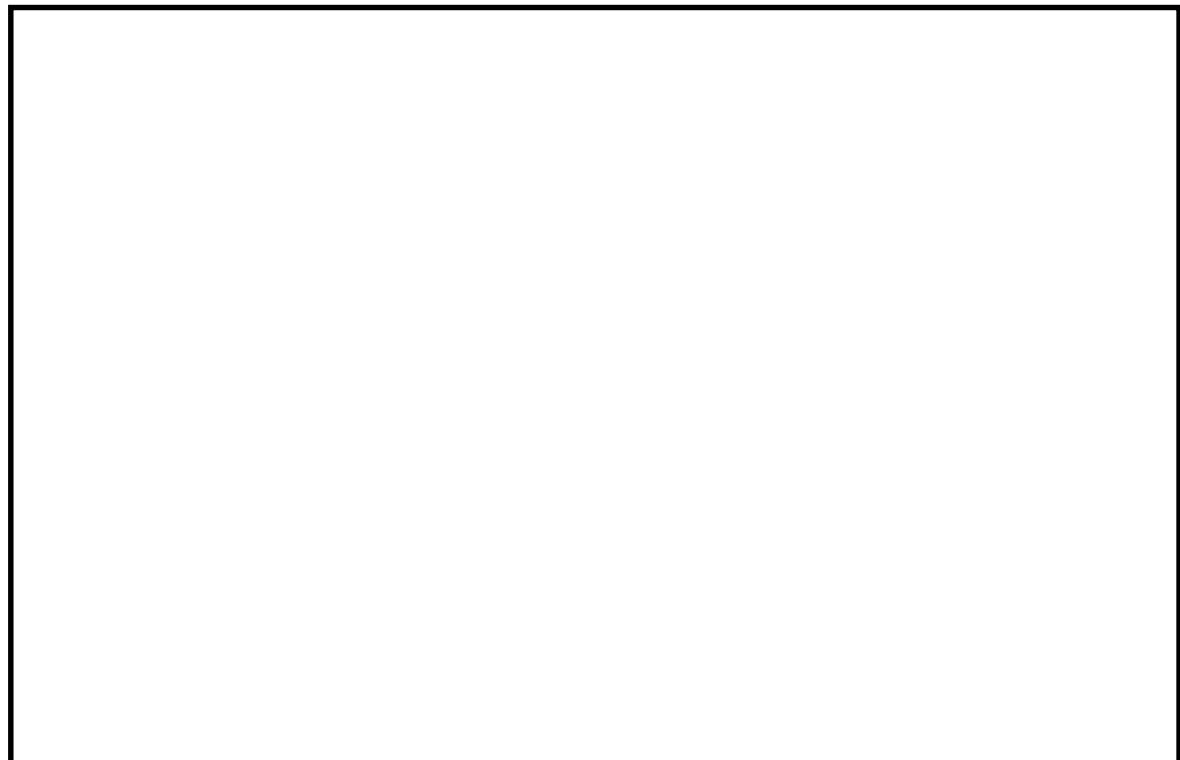
第 2.3.3-10 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (7/12)



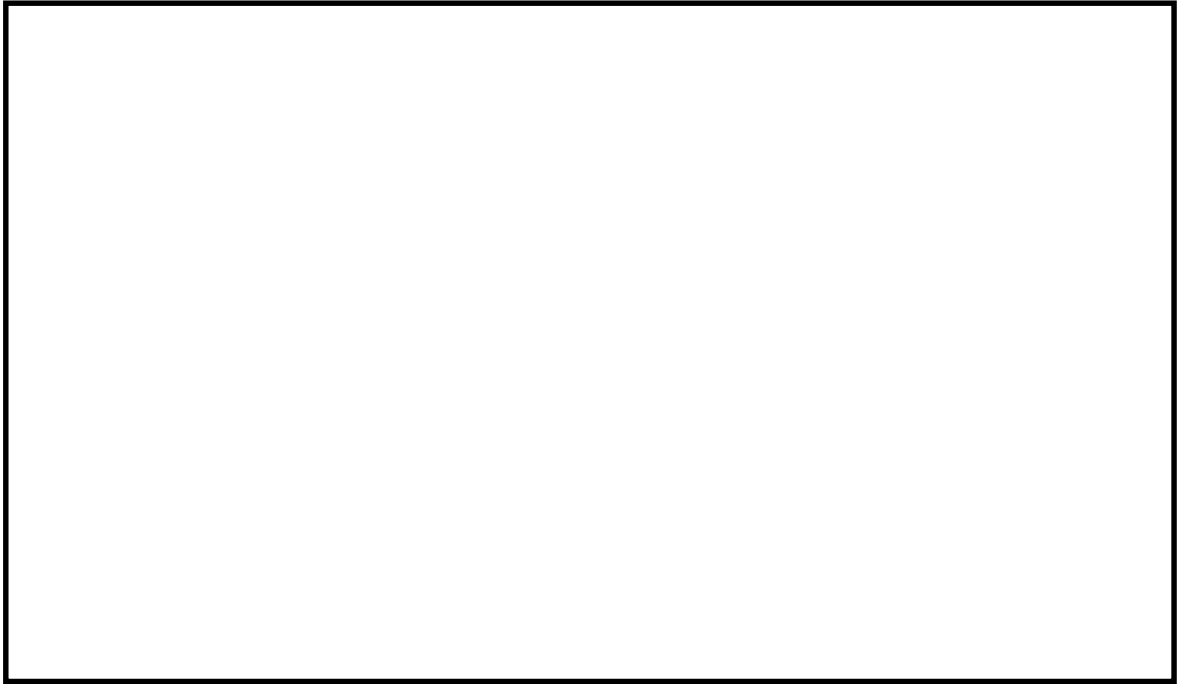
第 2.3.3-11 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (8/12)



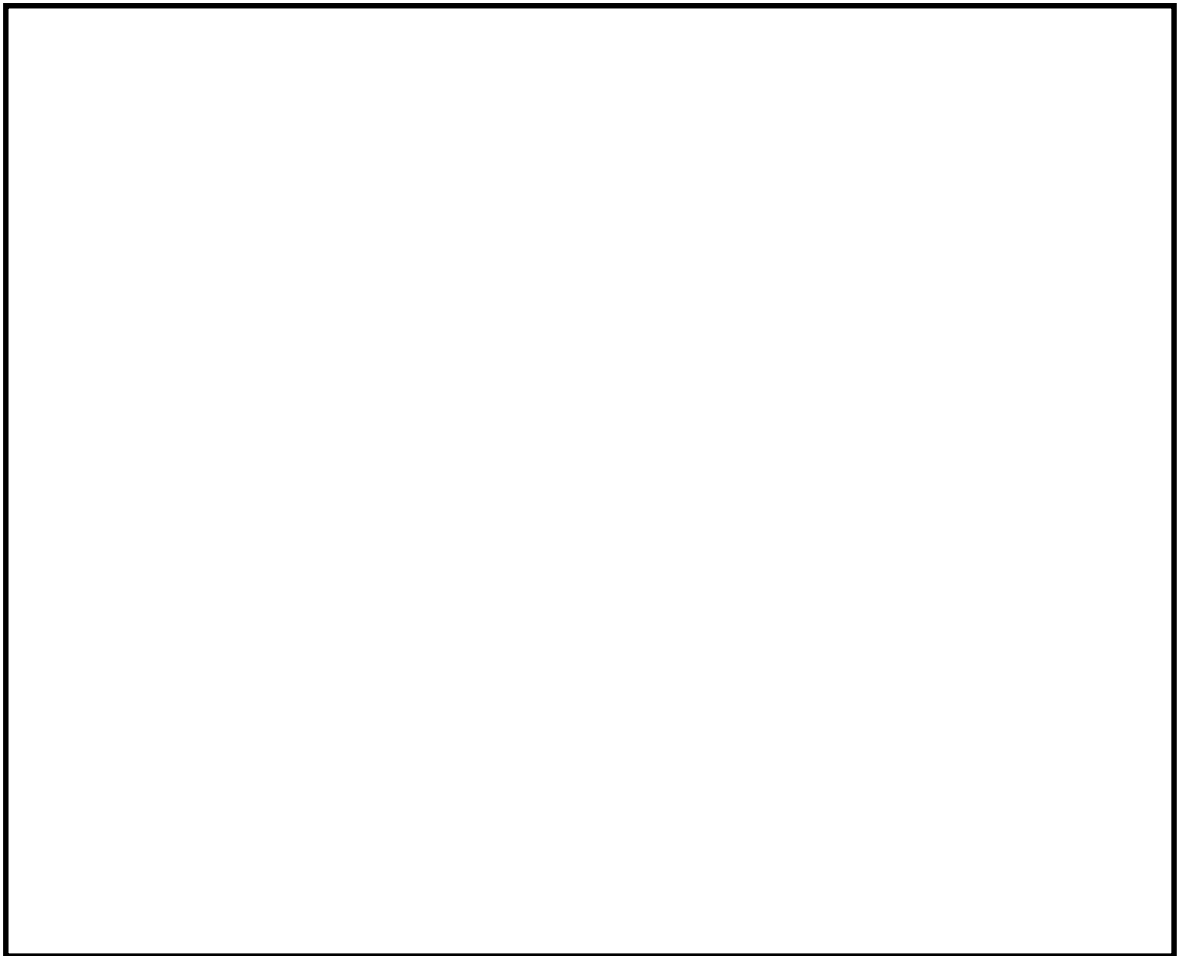
第 2.3.3-12 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (9/12)



第 2.3.3-13 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (10/12)



第 2.3.3-14 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (11/12)



2.3.3-15 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (12/12)

2.4 付帯設備

2.4.1 計装設備

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

(1) フィルタ装置入口水素濃度計

フィルタ装置入口水素濃度計は、ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界 4 vol% 以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管の頂部に設置する。

ベント停止（第一弁を閉止）後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通して掃気され、可燃限界に至ることはない。

水素濃度の計測は、ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。

フィルタ装置入口水素濃度計の計測範囲は、0 vol%～100 vol%とする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

フィルタ装置入口水素濃度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源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常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。

第 2.4.1-1 表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様

種 類	熱伝導式水素濃度検出器
計測範囲	0 vol%～100 vol%
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、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からの γ 線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は 10^{-2} Sv/h～ 10^5 Sv/h（高レンジ用）を、炉心損傷していない場合は 10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h（低レンジ用）を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。

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母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源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緊

急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。

フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を第 2.4.1-2 表に示す。

第 2.4.1-2 表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様

	高レンジ用	低レンジ用
種 類	イオンチェンバ式 放射線検出器	イオンチェンバ式 放射線検出器
計測範囲	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	10 ⁻³ mSv/h～10 ⁴ mSv/h
個 数	2	1
使用電源	直流電源	直流電源

(3) フィルタ装置周り計装設備

通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水 pH を監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及び pH 計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。

フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源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緊急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH 計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源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常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。

なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水 pH 計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。

(4) 各状態における監視の目的

a. 系統待機状態

格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。

通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮し

ても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。

また、フィルタ装置スクラビング水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態（pH13 以上）であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力 を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。

b. 系統運転状態

格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。

(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認

フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。

また、フィルタ装置スクラビング水温度計にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。

(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認

フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。

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

(c) ベントガスが放出されていることの確認

フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からの γ 線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。

c. 事故収束状態

格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

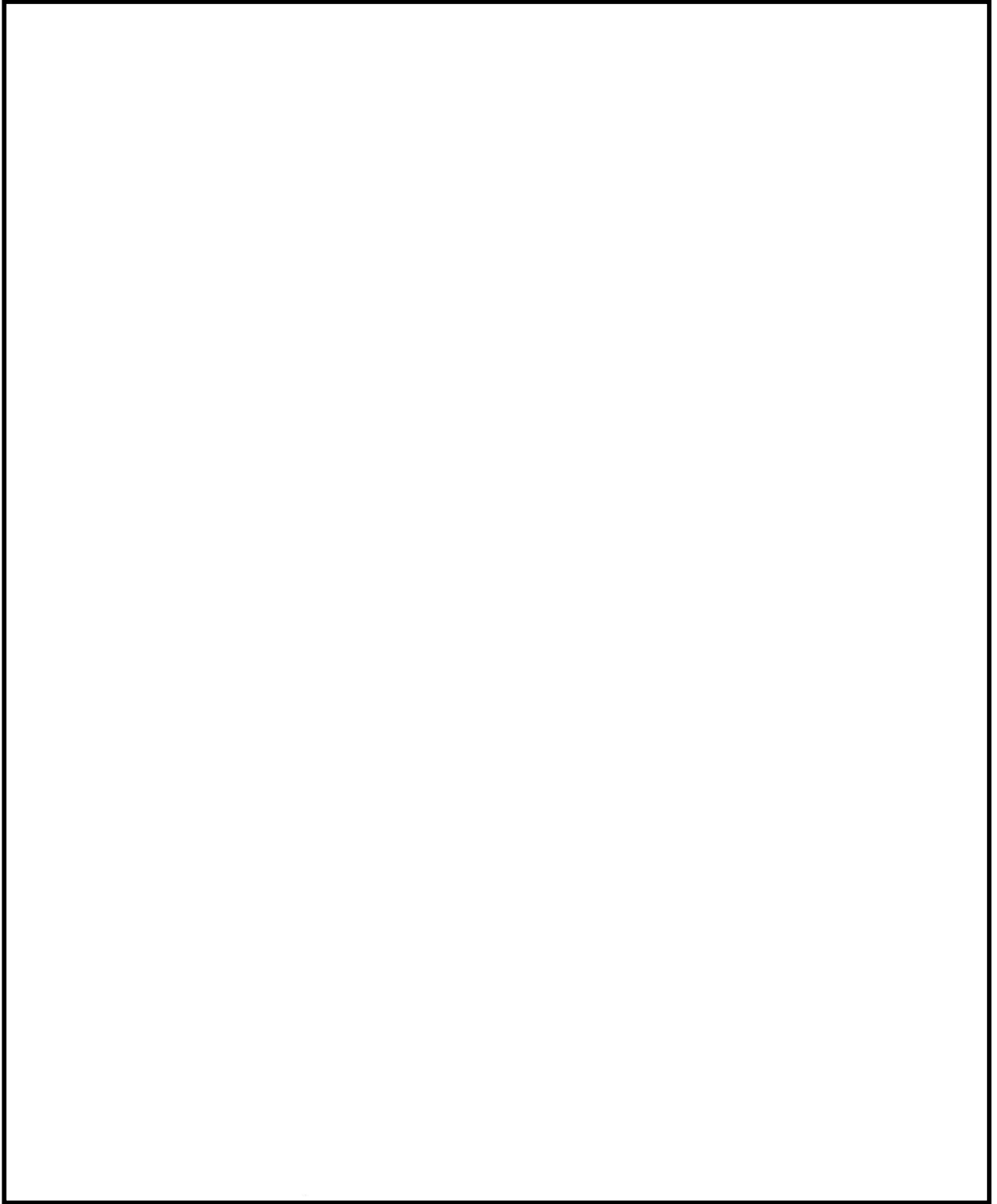
フィルタ装置入口水素濃度計にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。

(b) フィルタ装置の状態確認

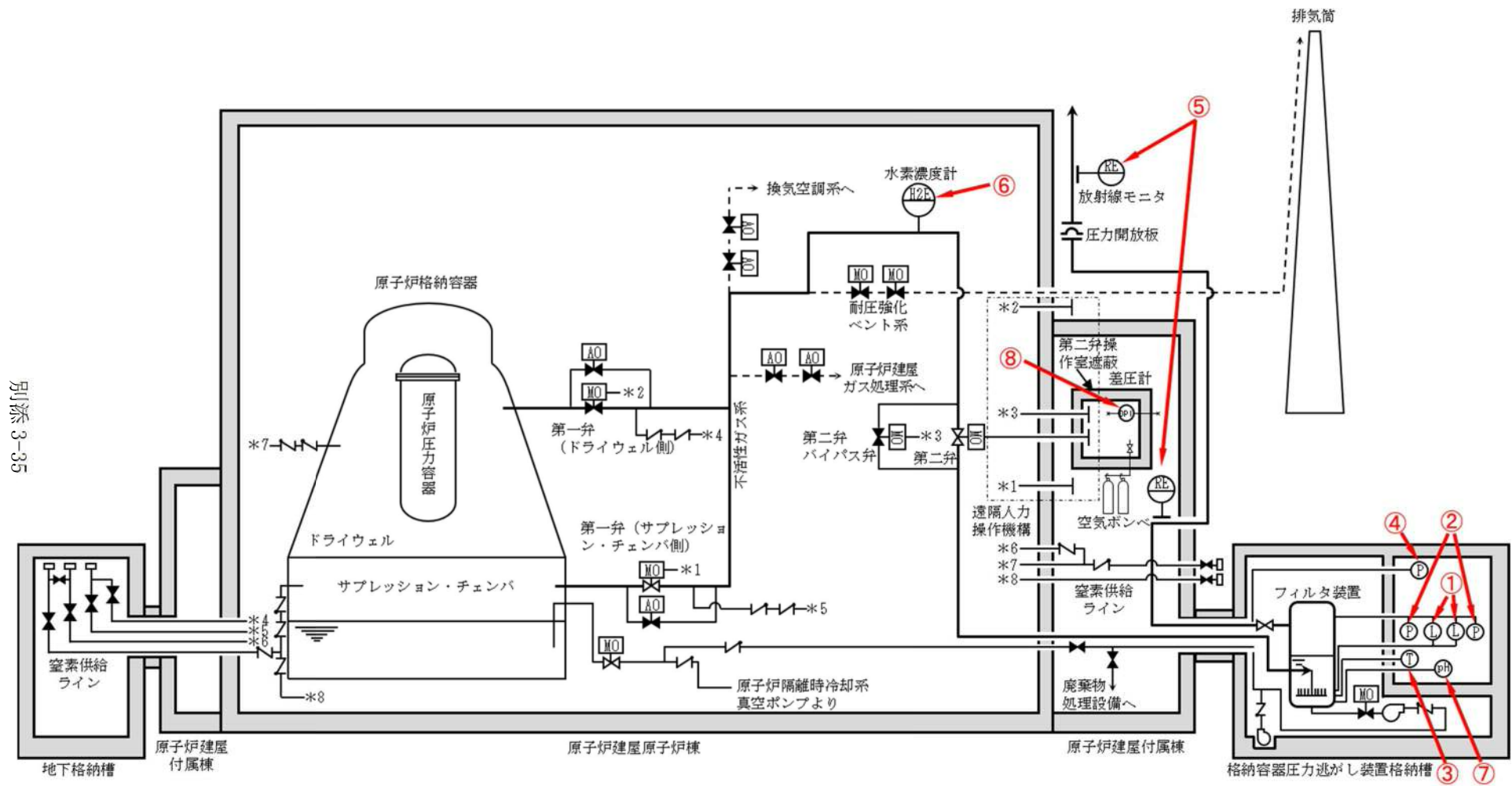
フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、フィルタ装置スクラビング水温度計にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。

(5) 計装設備の仕様

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



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位



第 2. 4. 1-2 図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

第 2.4.1-3 表 計装設備主要仕様

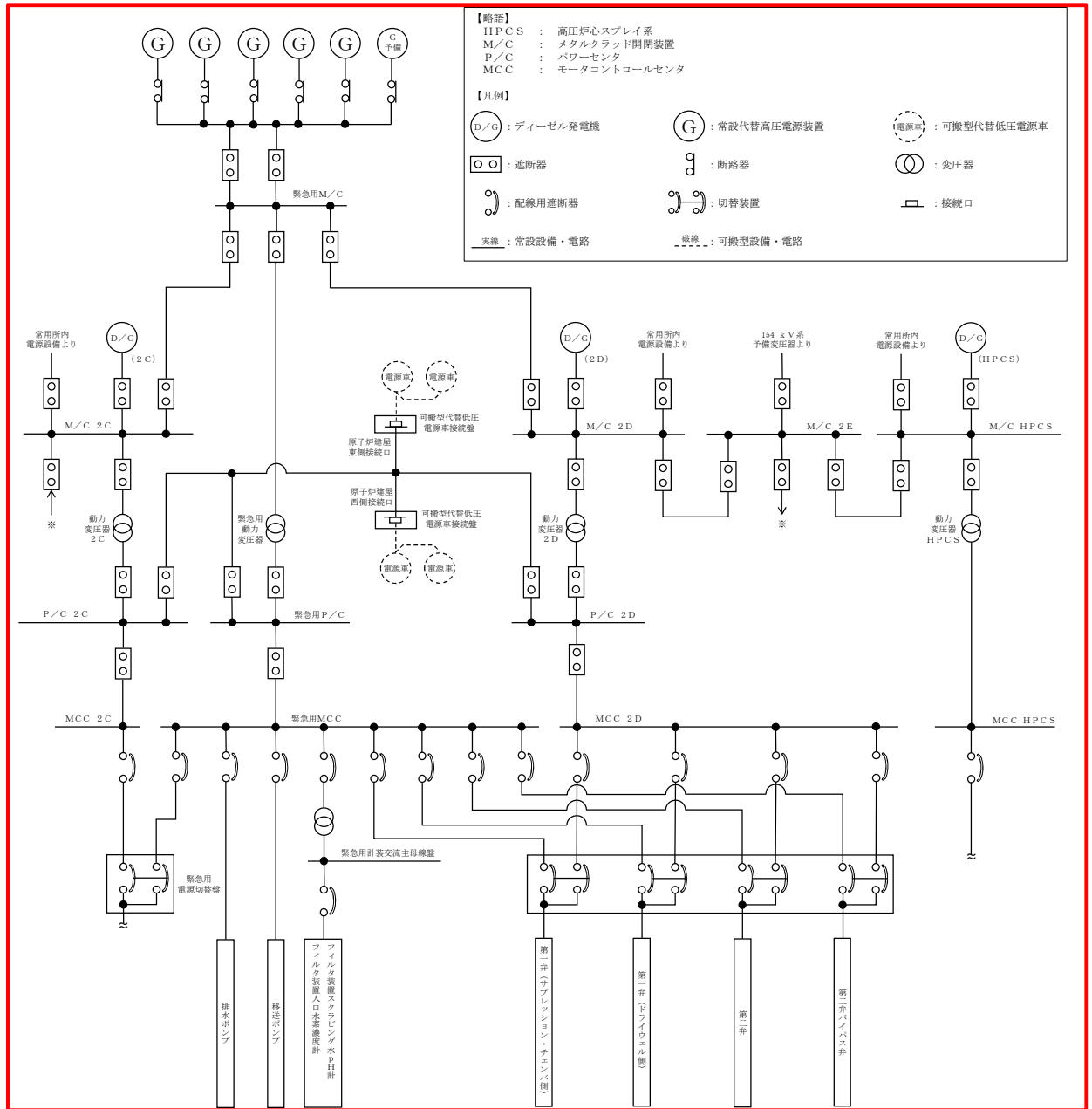
監視パラメータ※1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①フィルタ装置水位	フィルタ装置性能維持のための水位監視	180 mm～5500 mm		2	中央制御室，緊急時対策所
				1※2	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に原子炉格納容器界囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	0 MPa [gage] ～ 1.0 MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (620 kPa [gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室，緊急時対策所
				1※2	現場
③フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置の温度監視	0 °C～300 °C	系統の最高使用温度 (200 °C) を監視できる範囲	1	中央制御室，緊急時対策所
④フィルタ装置排気ライン圧力※2	通常待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0 kPa [gage] ～ 100 kPa [gage]		1	中央制御室
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ mSv/h～10 ⁴ mSv/h	想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率 (約 5×10 ¹ Sv/h) を計測できる範囲	高レンジ： 2 低レンジ： 1	中央制御室，緊急時対策所
⑥フィルタ装置入口水素濃度	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	0 vol%～ 100 vol%	想定される水素濃度の変動範囲を計測できる範囲	2	中央制御室，緊急時対策所
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH※2	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	pH0～14	想定される pH の変動範囲を計測できる範囲	1	中央制御室
⑧第二弁操作室差圧計	正圧化維持のための差圧監視	0 Pa～60 Pa	温度の影響を無視できる圧力差 (約 20 Pa) を計測できる範囲	1	第二弁操作室

※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

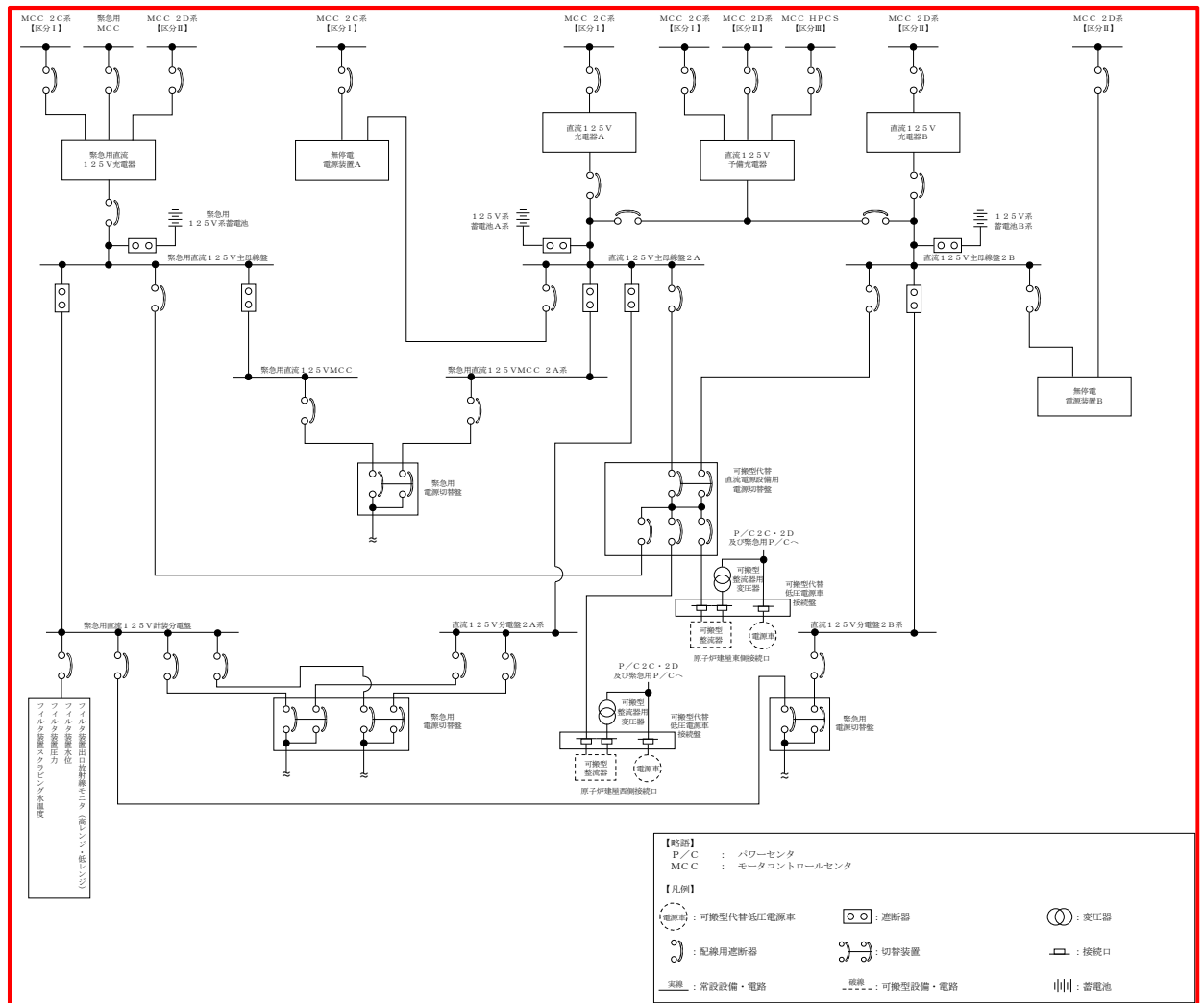
※2 自主対策設備

2.4.2 電源設備

ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車、常設代替直流電源設備である緊急用 125 V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1～2 図に示す。



第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源)



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

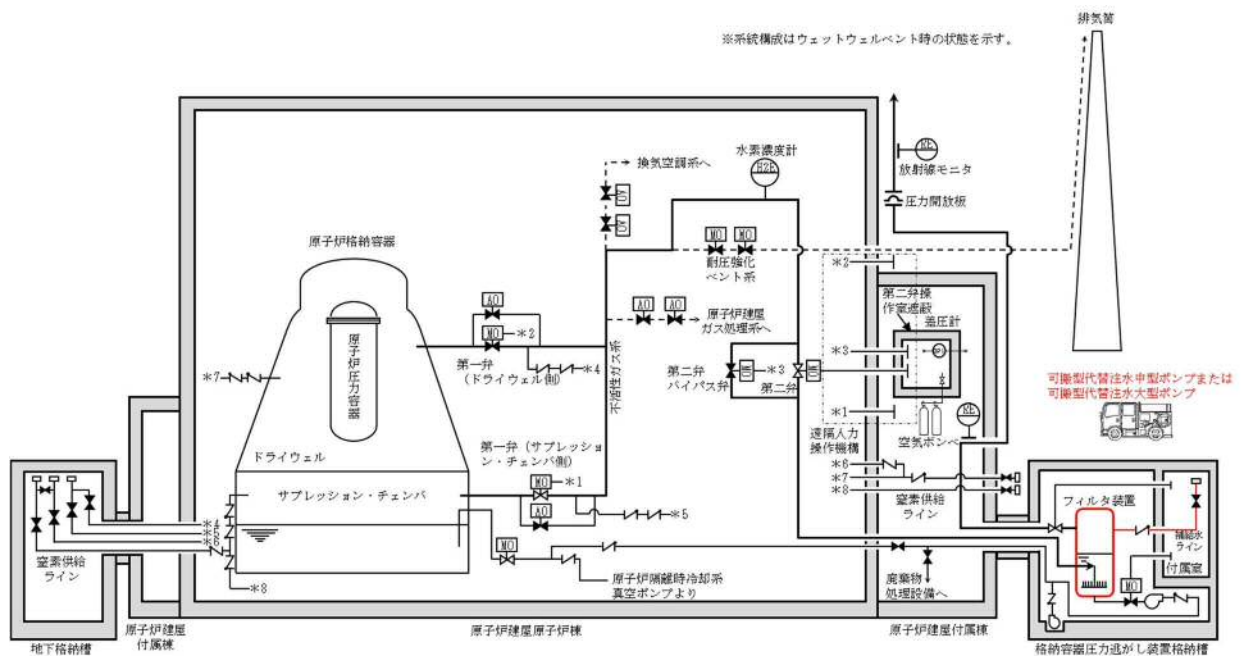
2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ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ビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納容器圧力逃がし装置格納槽に設ける遮蔽外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。

給水配管の仕様を第 2.4.3-1 表に、概要を第 2.4.3-1 図に示す。

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様

口 径	25 A, 50 A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図

2.4.4 窒素供給装置

ベント終了後、スクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈及び掃気するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する窒素供給装置を設ける。

窒素の供給は、窒素供給装置（窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車）により行う。系統の隔離弁（第一弁）の下流配管から供給ラインを分岐し、原子炉建屋外に接続口を設け、窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

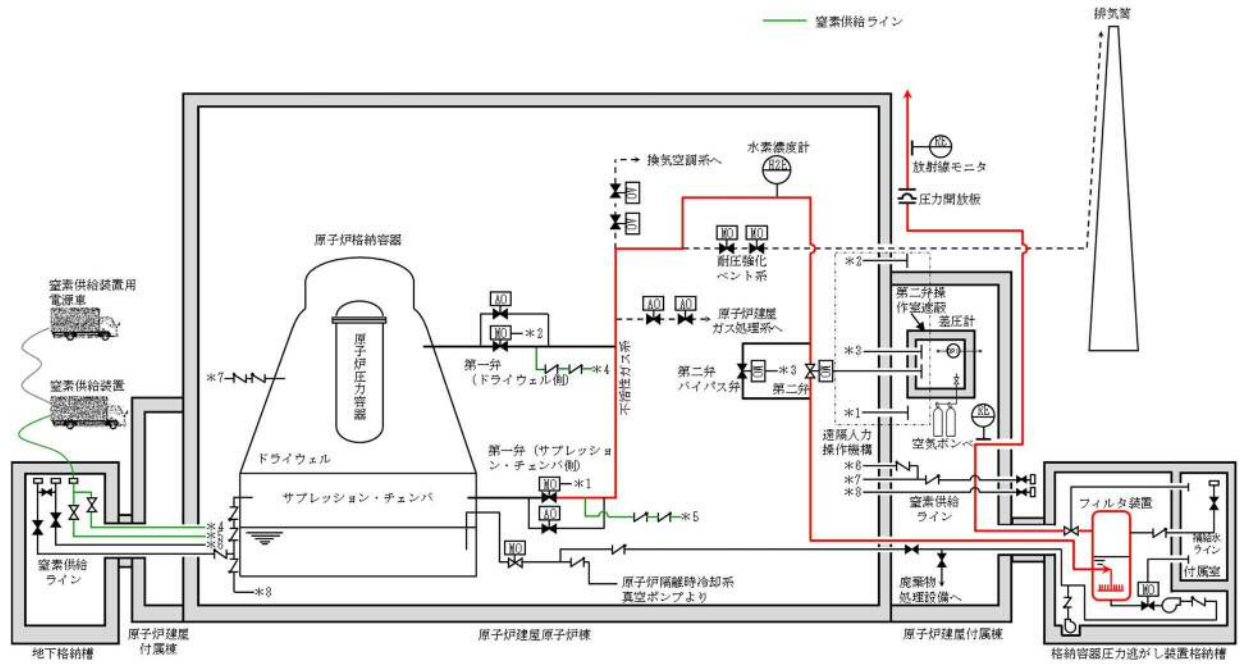
窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

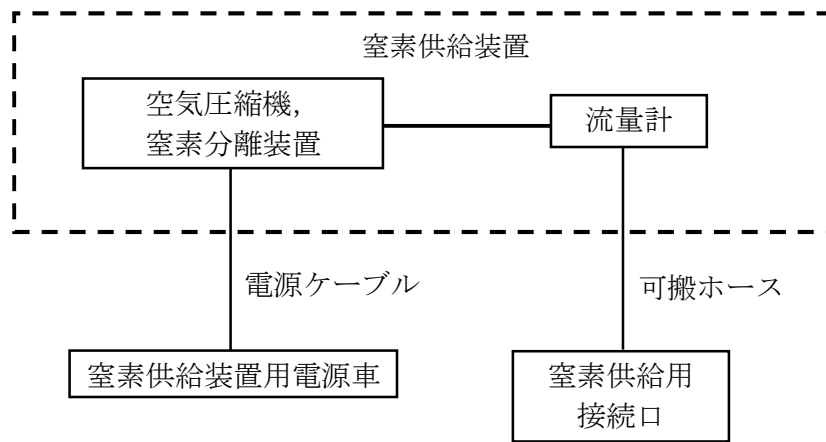
種 類	圧力変動吸着式
容 量	約 200 Nm ³ /h
窒素純度	約 99.0 vol%
供給圧力	約 0.5 MPa [gage]
個 数	2 (予備 2)

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口 径	50 A
材 質	炭素鋼 (STPT410)



第 2.4.4-1 図 窒素供給設備概要図



第 2.4.4-2 図 窒素供給装置構成概略

2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合の漏えい水の原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）への移送のため、排水設備を設置する。

排水設備の仕様を第 2.4.5-1 表に、排水設備の概要を第 2.4.5-1 図に示す。

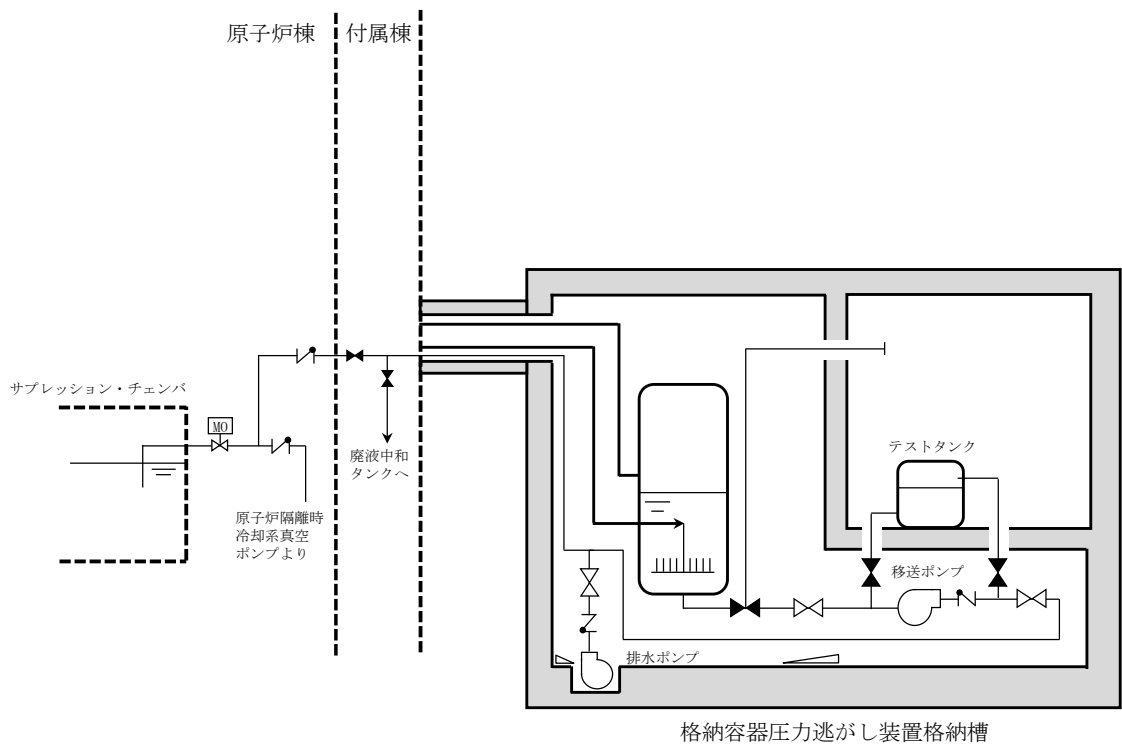
第 2.4.5-1 表 排水設備仕様

(1) 配管

口 径	50 A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型 式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10 m ³ /h	10 m ³ /h
定格揚程	40 m	40 m
個 数	1	1
駆動方式	電動駆動（交流）	電動駆動（交流）

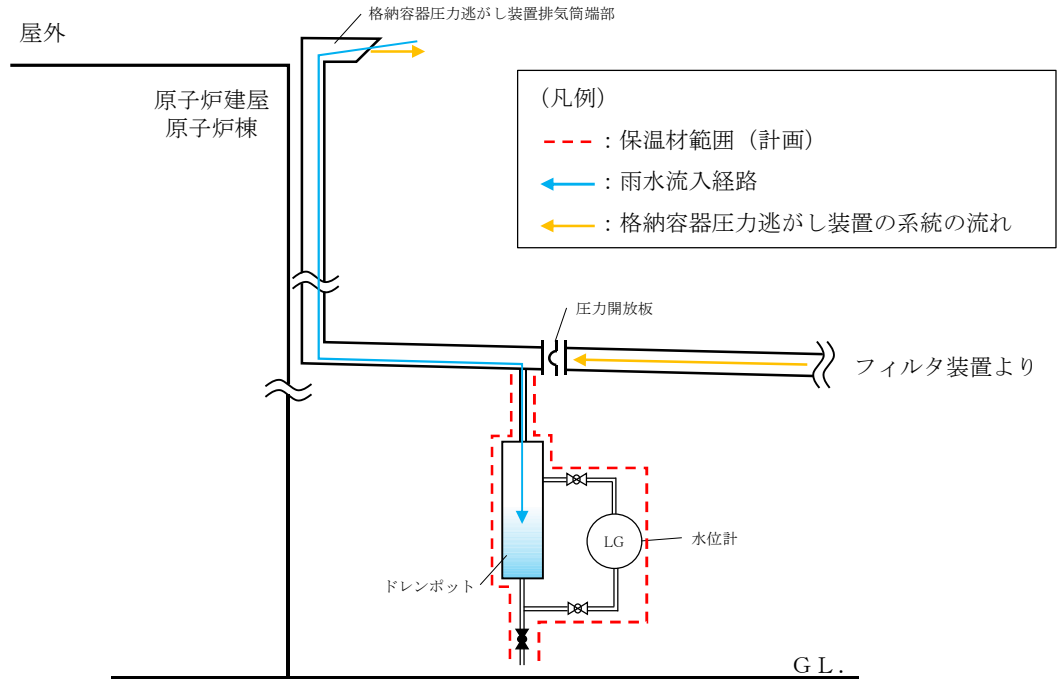


第 2.4.5-1 図 排水設備概要図

2.4.6 格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備

格納容器圧力逃がし装置排気筒への雨水の滞留による配管腐食を防止するため、格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備を設置すると共に凍結による機器の損傷防止の観点より凍結防止対策を講じる。

格納容器圧力逃がし装置排気筒排水設備の概要を第 2.4.6-1 図に示す。



第 2.4.6-1 図 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 フィルタ装置による放射性物質の除去原理

3.1.1 エアロゾルの除去原理

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

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

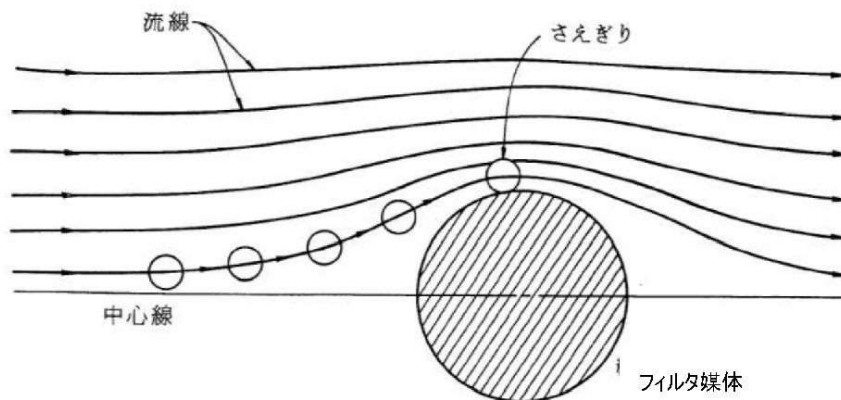
(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。

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

(1) さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、第3.1.1-1図に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。

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



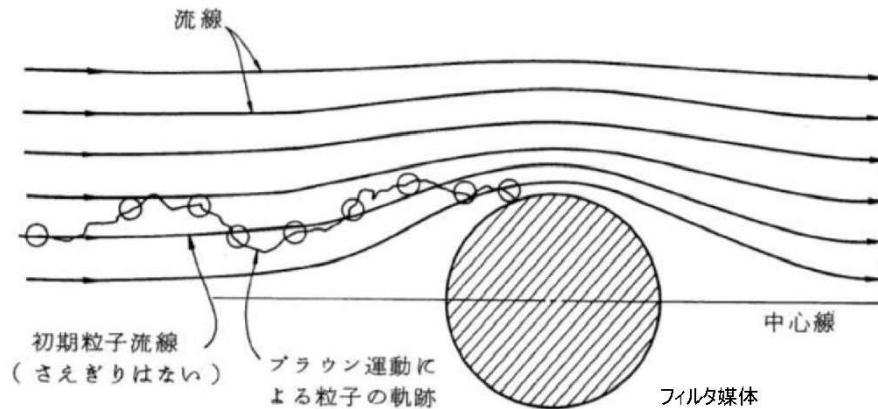
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第3.1.1-1図 さえぎりによる捕集

(2) 拡散効果

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

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



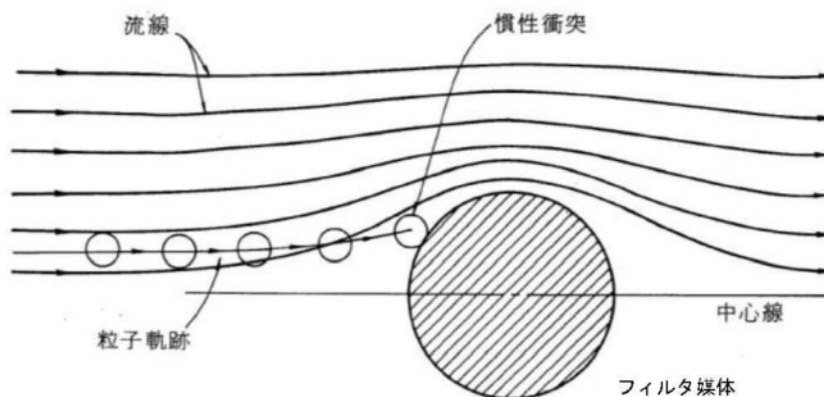
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第3.1.1-2図 拡散による捕集

(3) 慣性衝突効果

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

エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向がある。



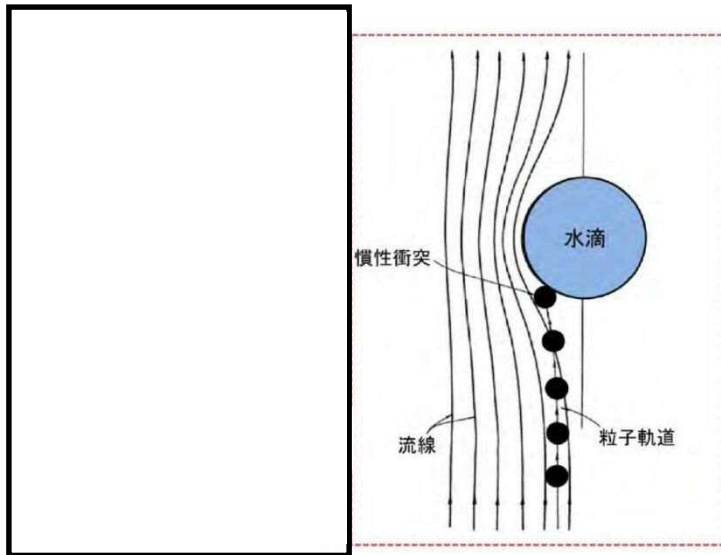
出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)

第3.1.1-3図 慣性衝突による捕集

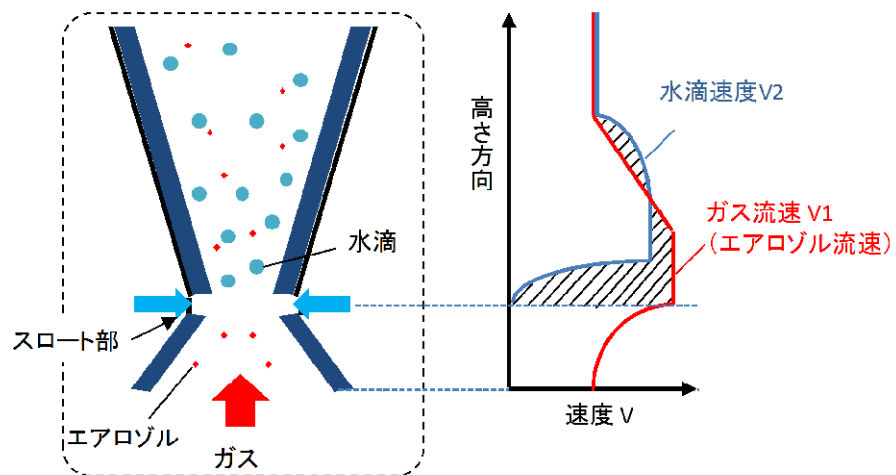
(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理

ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。

ベンチュリノズルにおける除去原理を第 3.1.1-4 図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第 3.1.1-5 図に示す。



第 3.1.1-4 図 ベンチュリノズルにおける除去原理



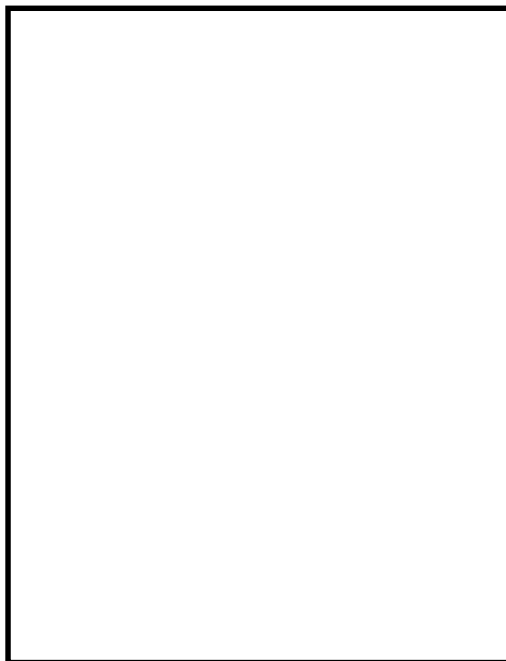
第 3.1.1-5 図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第 3.1.1-5 図に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。



第 3. 1. 1-6 図にベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を示す。

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され，ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって，微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり，エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し，ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり，エアロゾルはスクラビング水に保持される。



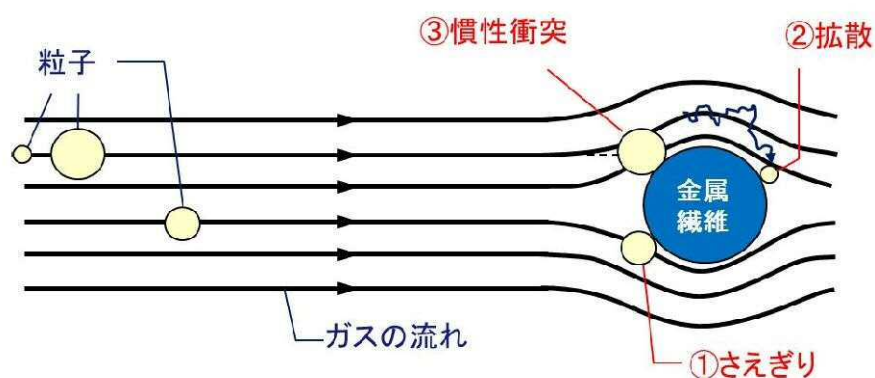
第 3. 1. 1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

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

金属フィルタの除去原理は、第 3.1.1-7 図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

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



第 3.1.1-7 図 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

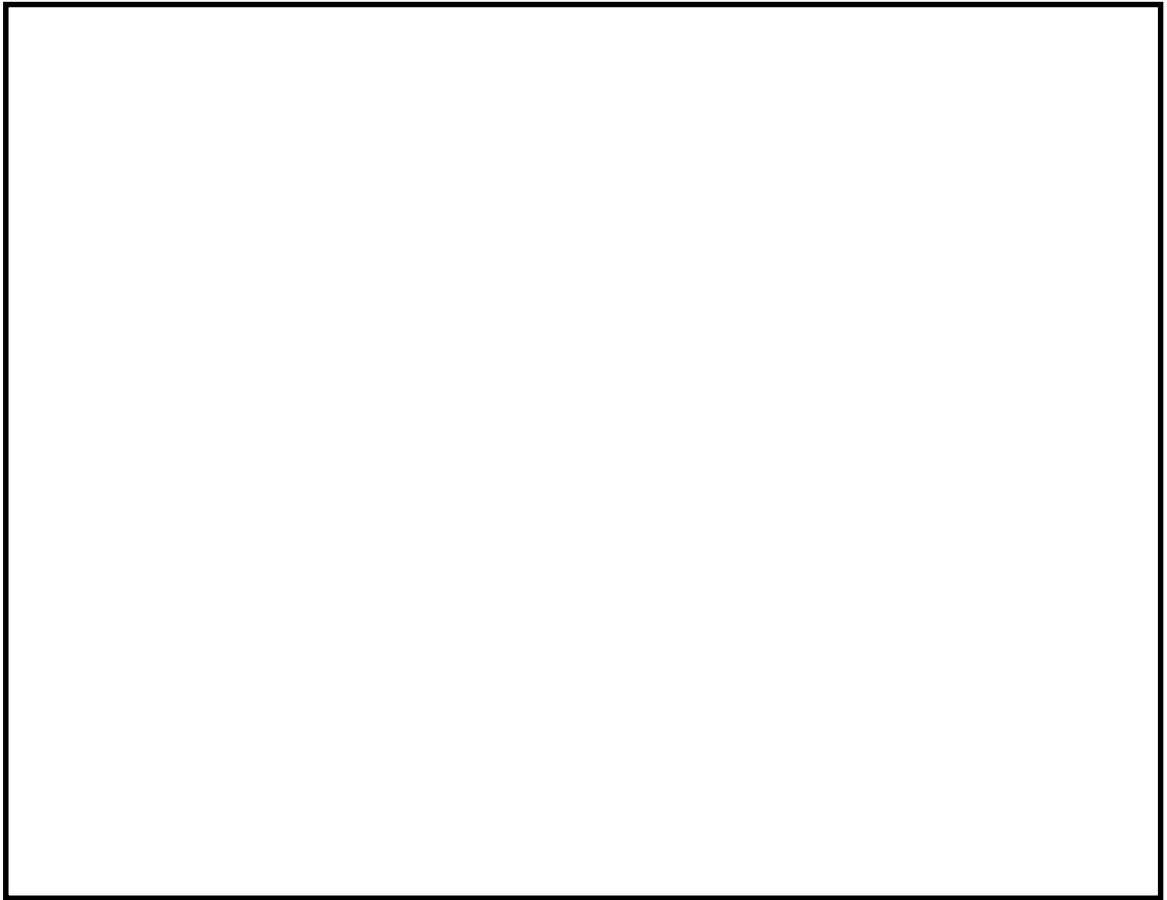
重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素 (CsI : よう化セシウム等) と、ガス状よう素として無機よう素 (I_2 : 元素状よう素) と有機よう素 (CH_3I : よう化メチル等) の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物 (塗装等) と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

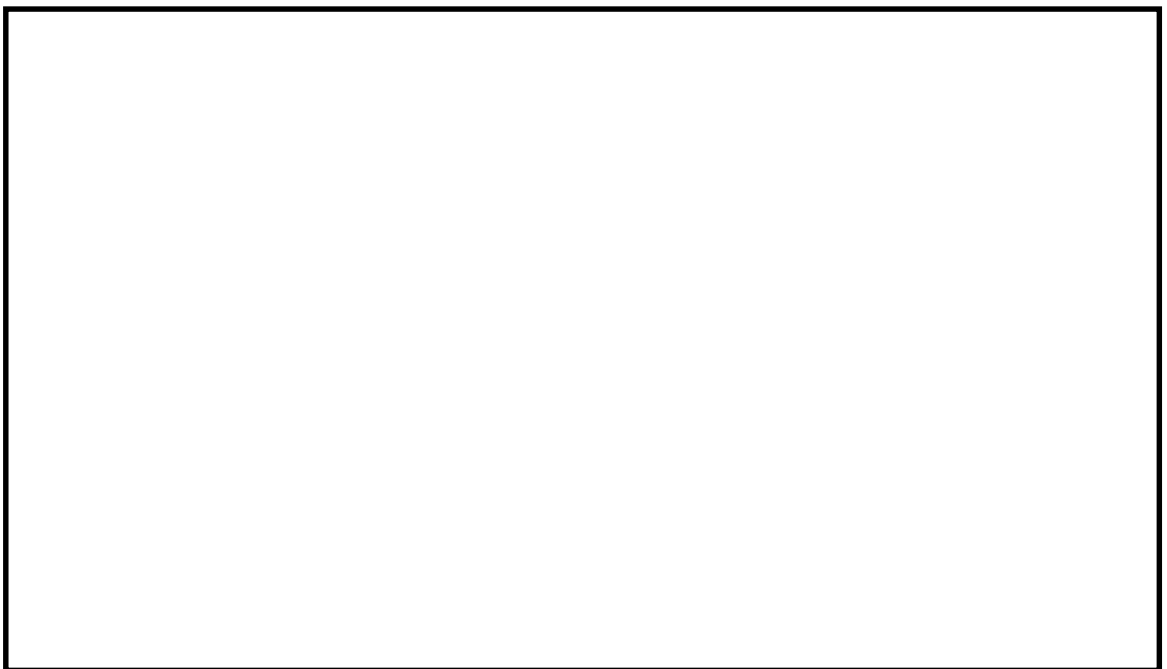
(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等)、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第 3.1.2-1 図に示す。

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第 3.1.2-2 図に示す。



第 3.1.2-1 図 フィルタ装置内のベントガスの流れ



第 3.1.2-2 図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化 (イメージ)

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に [] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[]		

[]。以

下に化学反応式を示す。

[]

[] の添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式(3.1.2-2)により、無機よう素を捕集する。

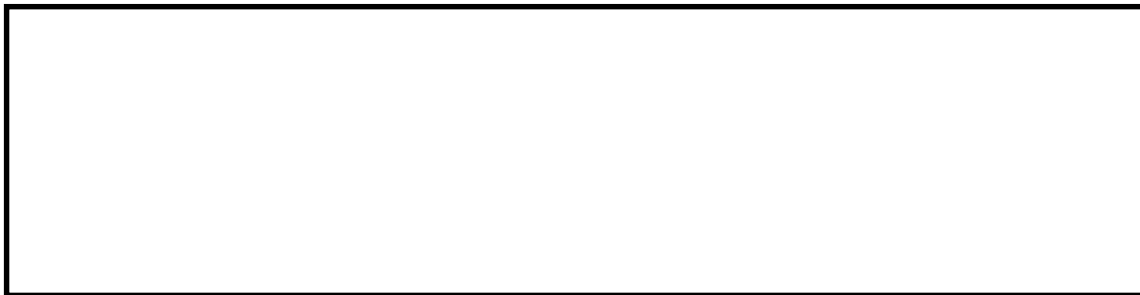
[]

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

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

(3) よう素除去部におけるよう素の除去

[]



3.2 運転範囲

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

第 3.2-1 表 ベント実施中における想定運転範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は、 <input type="text"/> m/s*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	サブプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を <input type="text"/> μm 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 <input type="text"/> <input type="text"/> $^{\circ}\text{C}$ となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 <input type="text"/> $^{\circ}\text{C}$ とする。
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 <input type="text"/> %となるが保守的に 0 %~100 %を運転範囲とする。
スクラビング水の pH	スクラビング水は高アルカリに保つために <input type="text"/> が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。
ガス過熱度	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は、 <input type="text"/> Kとなる。

※： m/s は事象発生 7 日後（格納容器圧力 69 kPa [gage]）における流速であり、J A V A 試験においては、流速の下限值 m/s（格納容器圧力 kPa [gage]）までの範囲で所定の除去性能が確保されていることが確認されている。

3.3 性能検証試験結果

3.3.1 性能検証試験の概要

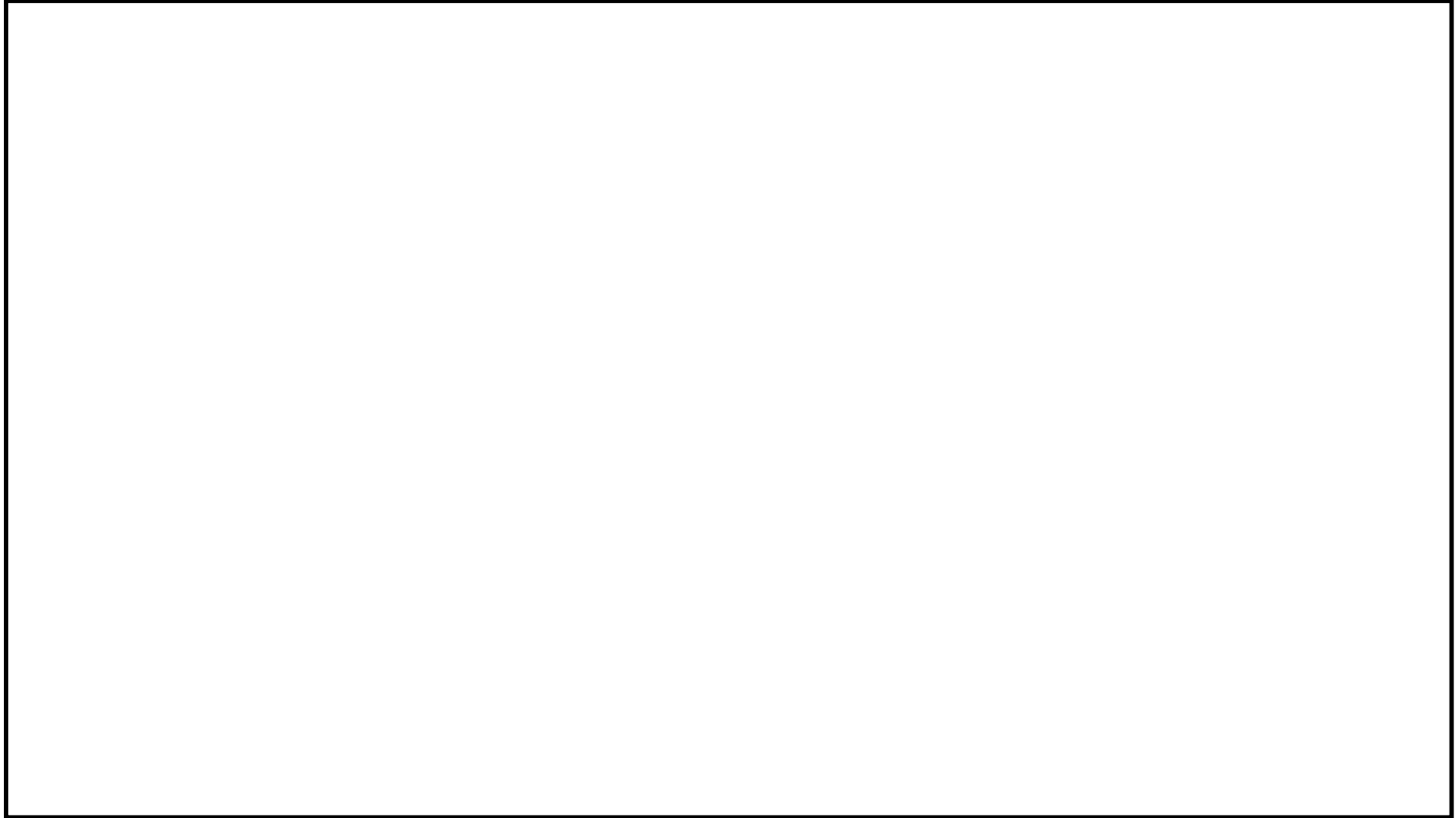
AREVA社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。

(1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）

AREVA（当時Siemens）社は、1980年代から1990年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下、「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を第 3.3.1-1 図に、試験条件を第 3.3.1-1 表に示す。





第 3.3.1-1 図 J A V A 試験装置概要

第 3.3.1-1 表 J A V A 試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試 験 条 件	
圧 力	<div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 15px; display: inline-block;"></div> bar [abs] (<div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 15px; display: inline-block;"></div> kPa [abs])
温 度	<div style="border: 1px solid black; width: 80px; height: 15px; display: inline-block;"></div> °C
流 量	<div style="border: 1px solid black; width: 120px; height: 15px; display: inline-block;"></div> m ³ /h
蒸 気 割 合	<div style="border: 1px solid black; width: 60px; height: 15px; display: inline-block;"></div> %
エ ア ロ ゾ ル	<div style="border: 1px solid black; width: 350px; height: 30px; display: inline-block;"></div>



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験（J A V A試験）

AREVA社は「J A V A」試験装置を使用し、(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社、R S K及びその他第三者機関立会の下、無機よう素の除去性能試験を実施している。

試験条件として、種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件、スクラビング水のp H等の化学条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。J A V A試験における無機よう素の試験条件を第3.3.1-2表に示す。

第3.3.1-2表 J A V A試験条件（無機よう素除去性能試験）

試験条件	
圧力	[] bar [abs] [] kPa [abs])
温度	[] °C
流量	[] m ³ /h
p H	[]
物質	[]

(3) 有機よう素の除去性能試験（J A V A P L U S試験）

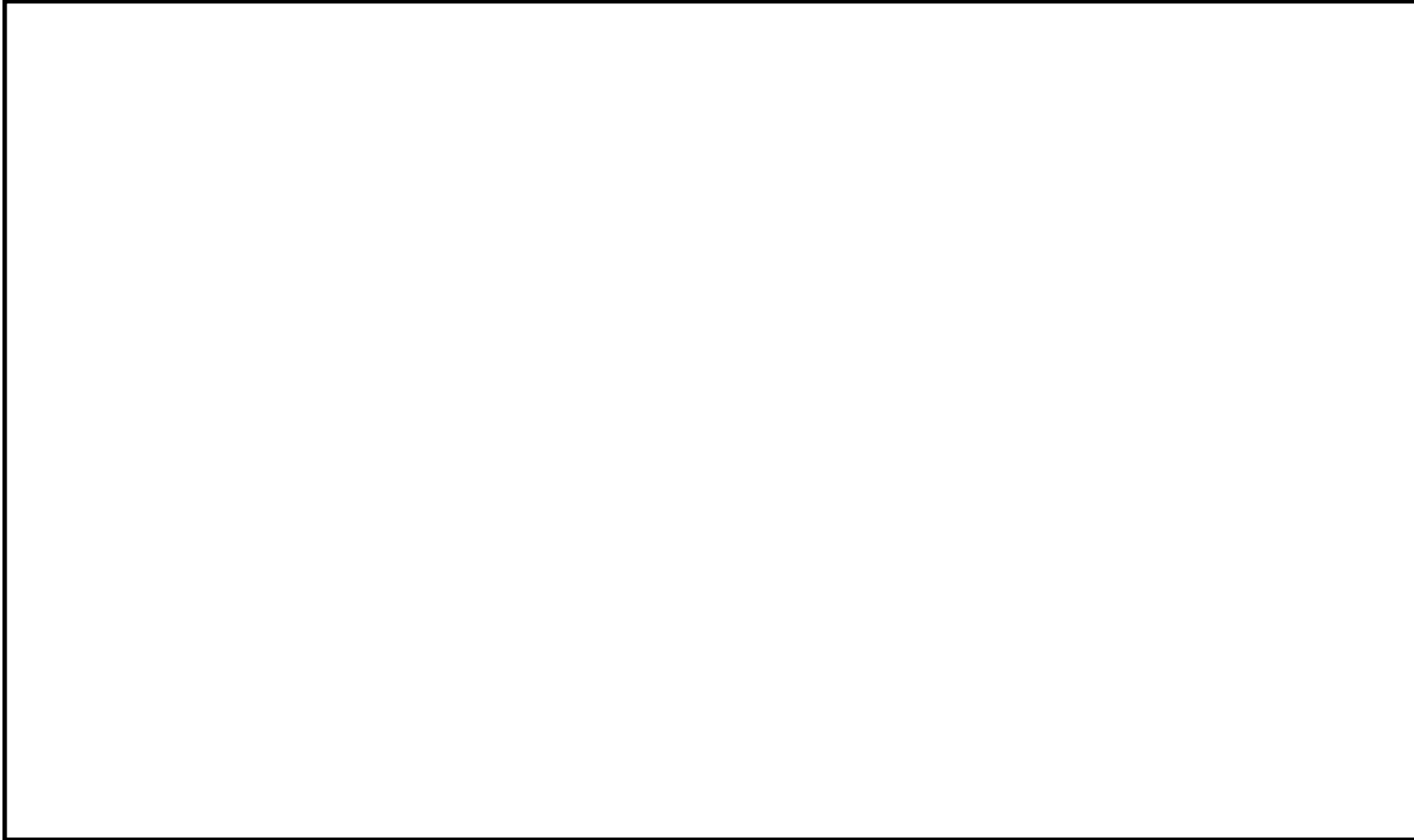
実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、AREVA社は「J A V A」試験装置に有機よう素除去部を設けた「J A V A P L U S」試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。

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

試験装置の概要を第3.3.1-3図に、試験条件を第3.3.1-3表に示す。

第3.3.1-3表 J A V A P L U S試験条件（有機よう素除去性能試験）

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



第 3.3.1-3 図 J A V A P L U S 試験装置概要

3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA試験における性能検証試験結果を第3.3.2-1表～4表に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。

(1) ガス流速

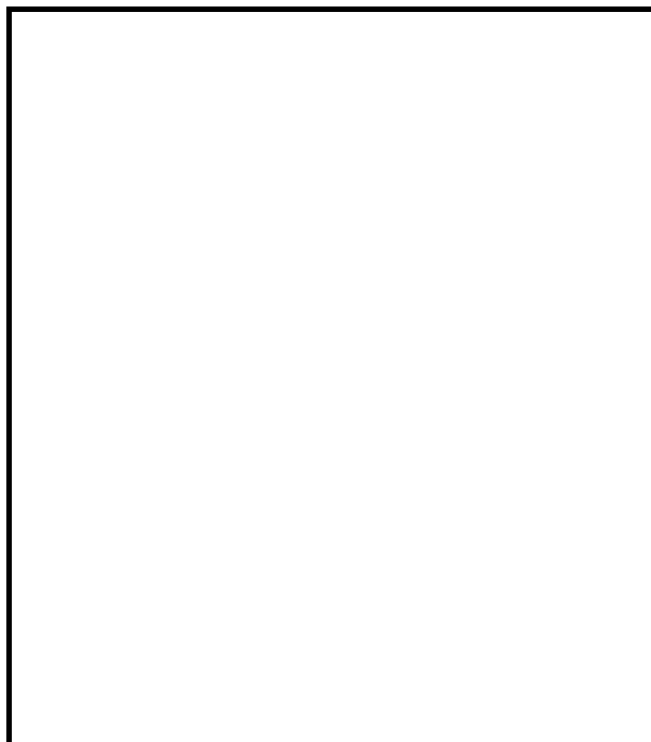
ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算^{*}して確認した。

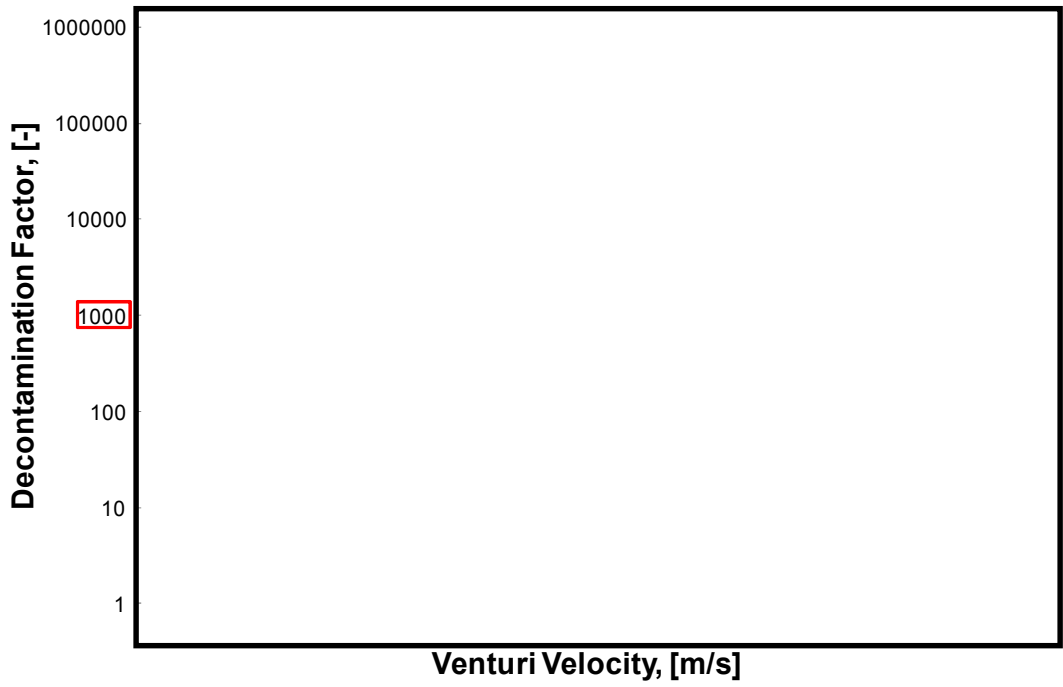
第3.3.2-1図及び第3.3.2-2図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部におけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。

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

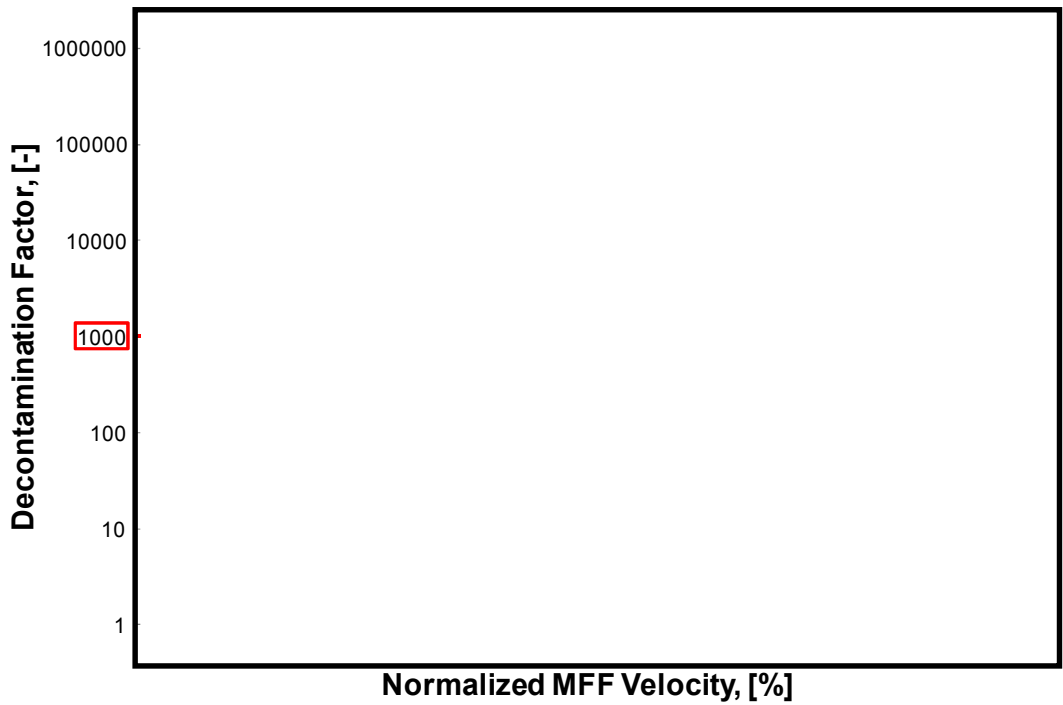
なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。

※:体積流量をベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属フィルタの総断面積で割ることにより、ガス流速を算出している。





第 3.3.2-1 図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数 (J A V A 試験)

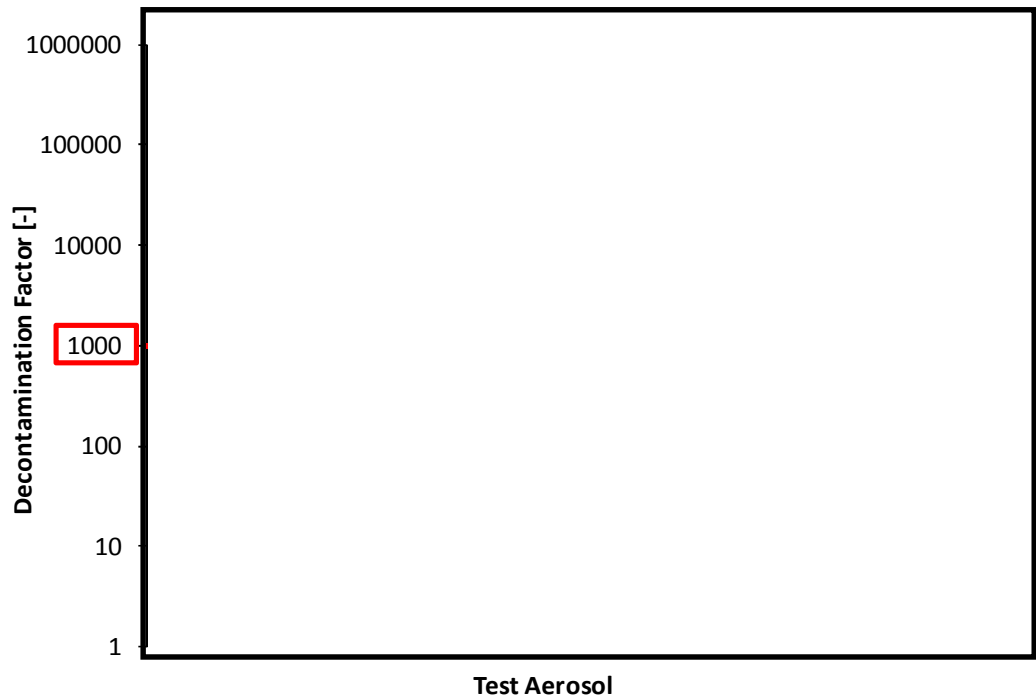


第 3.3.2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数 (J A V A 試験)

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径： μm ）の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、いずれの試験結果においても要求される DF 1000 を満足していることがわかる。

サプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は μm である。試験用エアロゾルとしては質量中央径約を使用し、DF 1000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

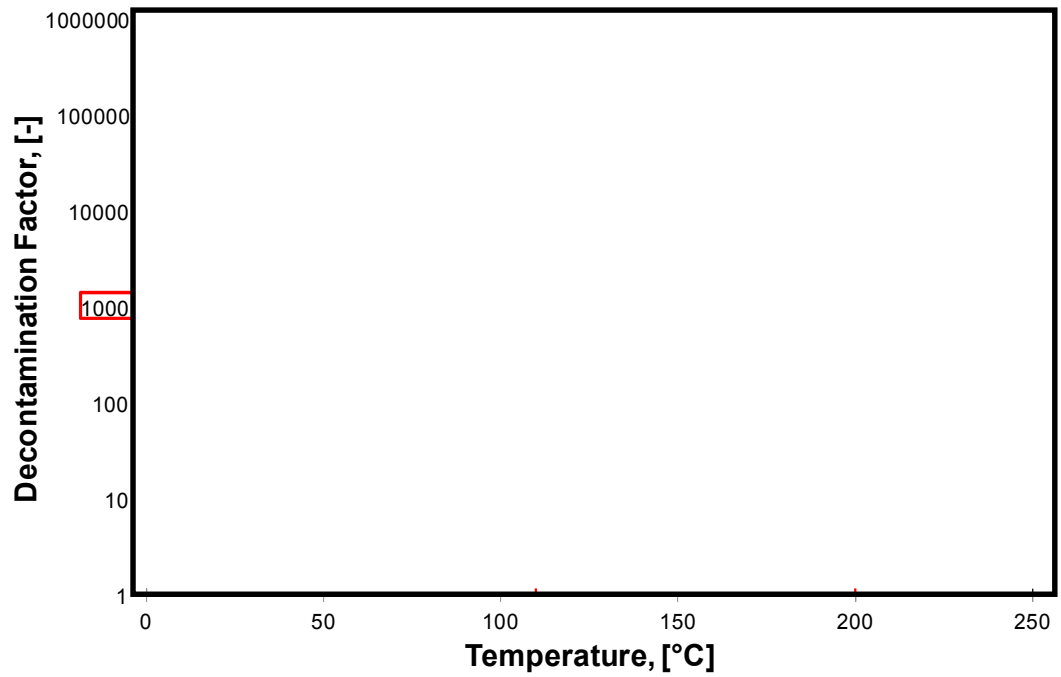


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数（J A V A 試験）

(3) ガス温度

第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF 1000 以上を満足していることがわかる。

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

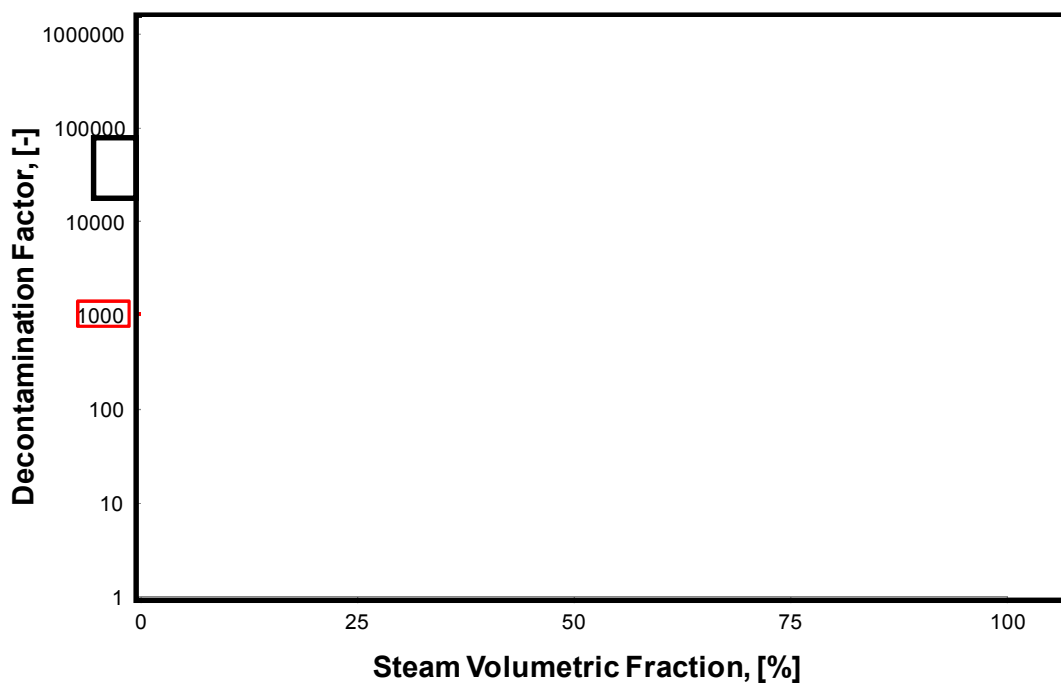


第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数 (J A V A 試験)

(4) ガス蒸気割合

第 3.3.2-5 図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF 1000 以上を満足していることがわかる。

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



第 3.3.2-5 図 蒸気割合に対する除去係数 (J A V A 試験)

第 3.3.2-1 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (J A V A 試験)

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

第 3.3.2-2 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (J A V A 試験)

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

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (J A V A 試験) (1 / 2)

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

第 3.3.2-4 表 エアロゾル 除去性能試験結果 (J A V A 試験) (2 / 2)

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

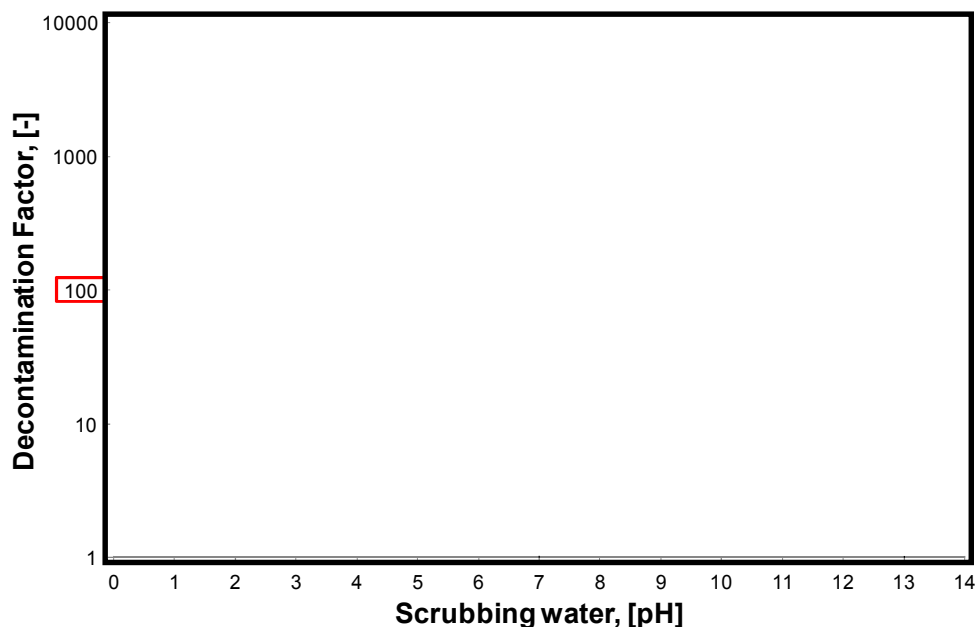
NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラビング水）への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3-1 図に、スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラビング水が の状態においても設計条件である除去効率 99 %（DF100）以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ活性が高く、反応しやすいため、よう素除去部でも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。



第 3.3.3-1 図 pH に対する無機よう素除去係数

第 3.3.3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（J A V A 試験）

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

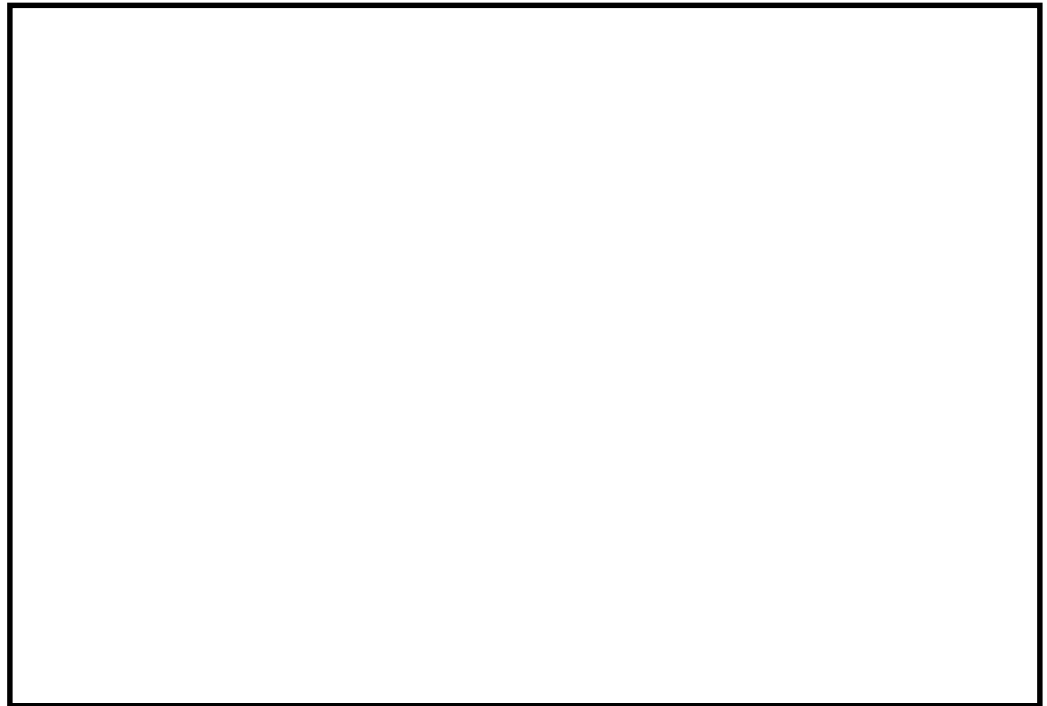
(2) 有機よう素除去性能試験結果

J A V A P L U S 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。J A V A P L U S 試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す。



第 3.3.3-2 図 J A V A P L U S 試験結果

ここで、J A V A P L U S 試験装置と実機においては、ベッド厚さが異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。



第 3.3.3-3 図 J A V A P L U S 試験結果 (補正後)

第 3.3.3-2 表 有機よう素除去性能試験結果 (J A V A P L U S 試験)

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

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R1

3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響

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

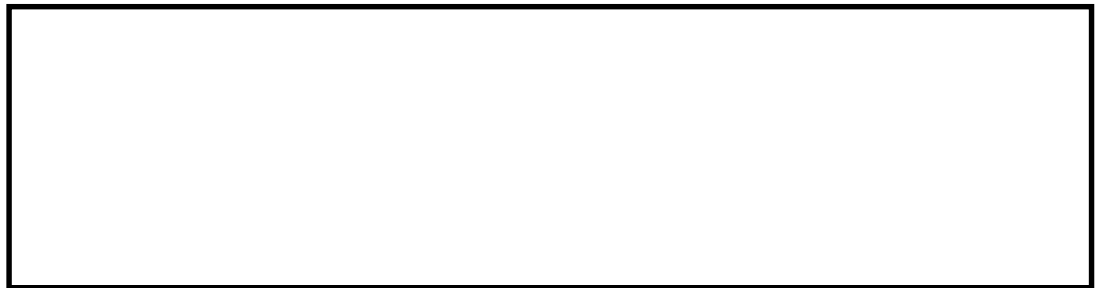
(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ部

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価



以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ部

(a) 想定する状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。

(2) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

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

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

b. よう素除去部における放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

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

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

(3) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、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、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。


b. 影響評価

ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。




(4) 薬剤の容量減少

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。

(5) よう素除去部の容量減少

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

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

(6) ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響

a. 想定する状態

スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラビング水の水位は通常待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。

b. 影響評価

ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ、
よって、スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

4. 設備の維持管理

(1) 点検方法

a. 機械設備

格納容器圧力逃がし装置の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。

スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査毎に実施することとする。

また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。

東海第二のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。

機械設備の点検内容を第4-1表に示す。

第4-1表 機械設備の点検内容

設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）
フィルタ装置	本体	・外観点検（内面）	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	本体内部点検に合わせて実施
	スクラビング水	・水質確認	毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認（よう素除去部）	・サンプル性状確認	
圧力開放板	本体	・外観点検	初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・フランジ面手入れ	
	機能確認	・漏えい確認	
配管	本体	・外観点検	10 定検毎
		・フランジ部点検手入れ	10 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
	機能確認	・漏えい確認	
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ	3 定検毎，ただし接液部については初回定検（結果によりその後の周期を決定）
		・弁体，弁座，弁棒等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	毎定検（手動弁を除く）
・作動試験			
ポンプ	本体	・内面点検手入れ	4 定検毎
		・インペラ，シャフト，ケーシング等点検手入れ	
		・パッキン類交換	
		・外観目視点検	
	機能確認	・漏えい確認	4 定検毎，ただし移送ポンプについては毎月定期試験
	・作動試験		

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第4-2表に示す。

第4-2表 電気設備の点検内容

対象機器		点検内容	点検周期・時期（計画）
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検毎
		・分解点検	156 カ月毎
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検毎
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検毎
	開度計	・外観点検	2 定検毎
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検毎
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検毎
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検毎,ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	

c. 計装設備

格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

計装設備の点検内容を第4-3表に示す。

第4-3表 計装設備の点検内容

設備名	点検内容		点検周期・時期（計画）
水位計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・電気試験	
		・ループ校正	
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・線源校正	
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検毎
		・単体・ループ校正	
		・ガス校正	
サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検毎
	特性試験	・計器校正	1 定検毎
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検毎
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検毎
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検毎

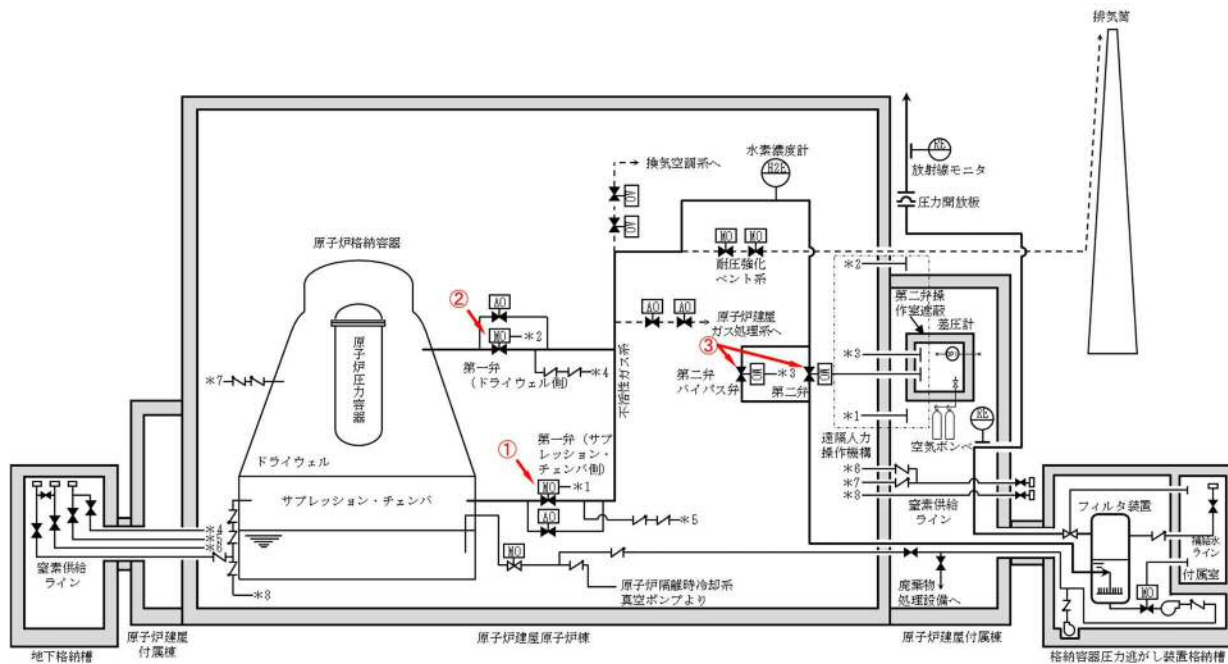
(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」, 「移送ポンプ作動試験」, 「漏えい試験」, 「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

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

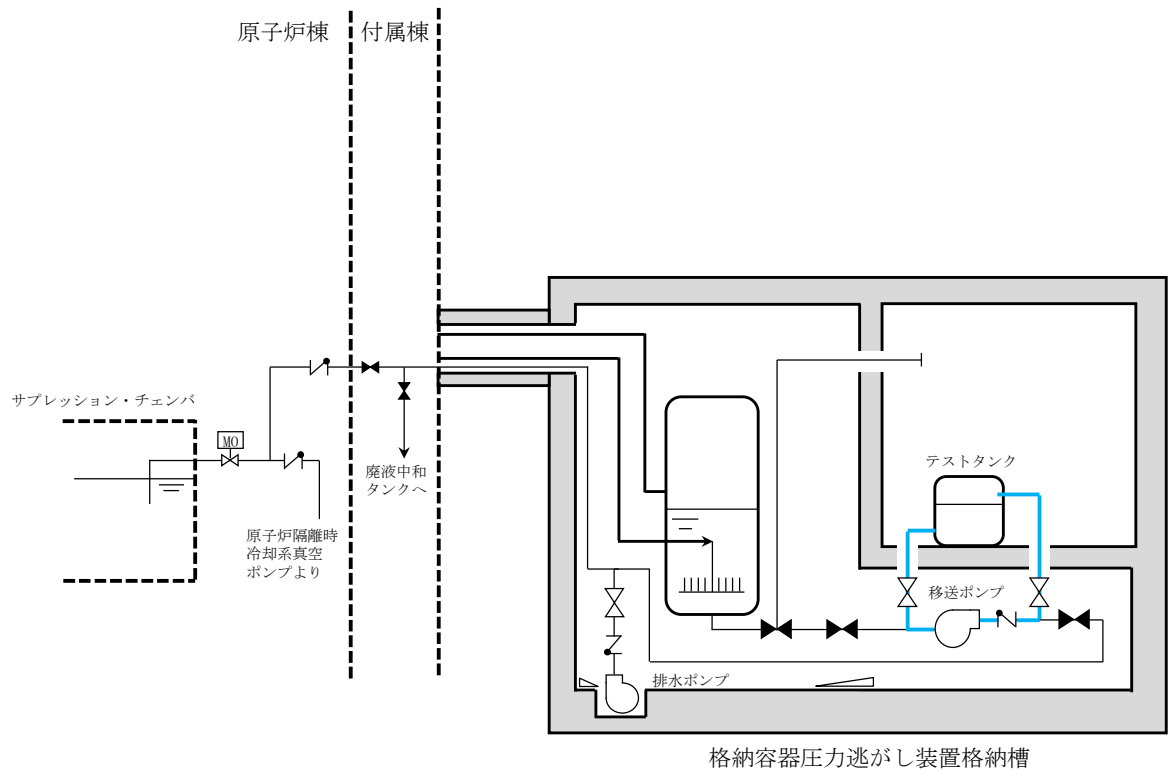
- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第 4-1 図 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第4-2図に示す。



注) 系統構成は現在の計画

第4-2図 排水設備（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・方法を第4-4表に、試験概要図を第4-3図に示す。

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620 kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素が支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素については、フィルタ容器のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても、長期にわたって格納容器圧力逃がし装置格納槽内が可燃限界に到達しないこと、系統内から水素が漏えいした場合においても、建屋内については静的触媒式水素再結合器による処理が、建屋外については外気への拡散が期待できること、また、試験時の安全性確保の観点から、水素を加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

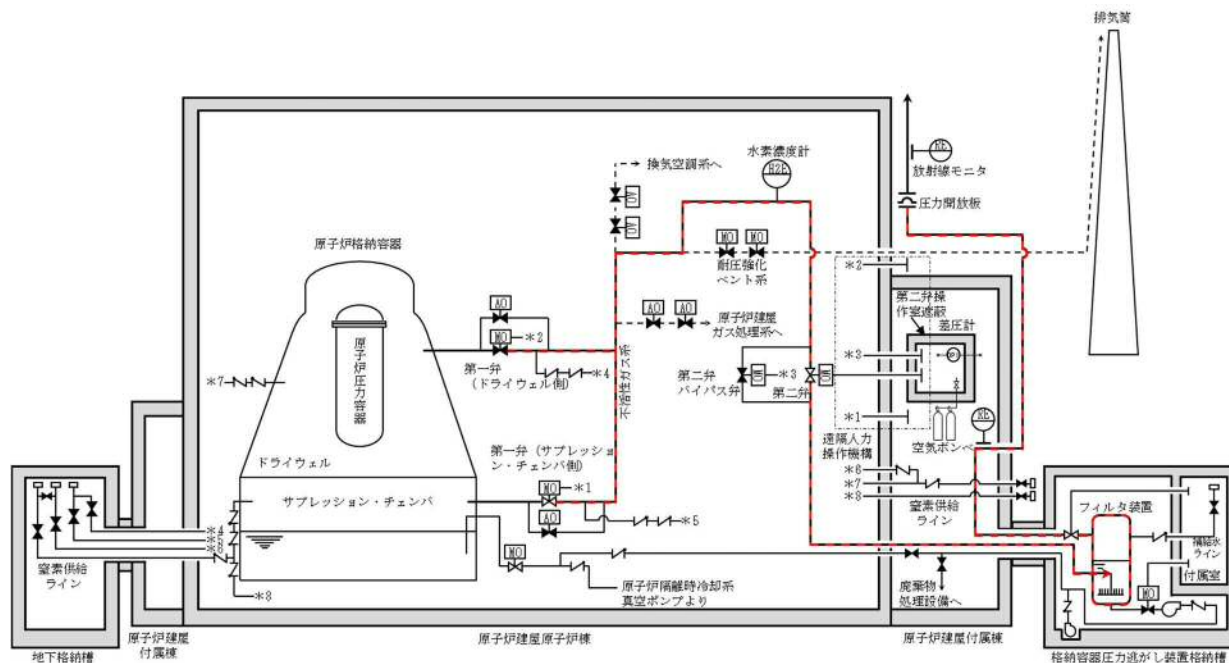
漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力30 kPa [gage] 以上を試験圧力とする。また、系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力620 kPa [gage] を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度200 °Cを模擬することが困難となることから約180 °C低い常温約20 °C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。同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280 °Cに対し180 °C以上低い100 °C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。

第4-4表 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	30 kPa [gage] 以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	620 kPa [gage] (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。



第4-3図 漏えい試験の試験概要図

d. スクラビング水質確認試験

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

e. 銀ゼオライト性能確認試験

よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にベントフィルタ内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。

可燃性ガスの爆発防止対策について

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) 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時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる^{※1}。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である 4 vol% を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5 vol% 以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5 vol% 未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。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で不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。

また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、バント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートに U シール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。

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

※1：溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが溶融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが床面及び壁面共に 30 cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700 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 12.5 vol% であることを踏まえると、無視できると考えられる。

(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮

a. 系統待機状態①：プラント通常運転中

(a) 水素爆発防止対策

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計としている。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、

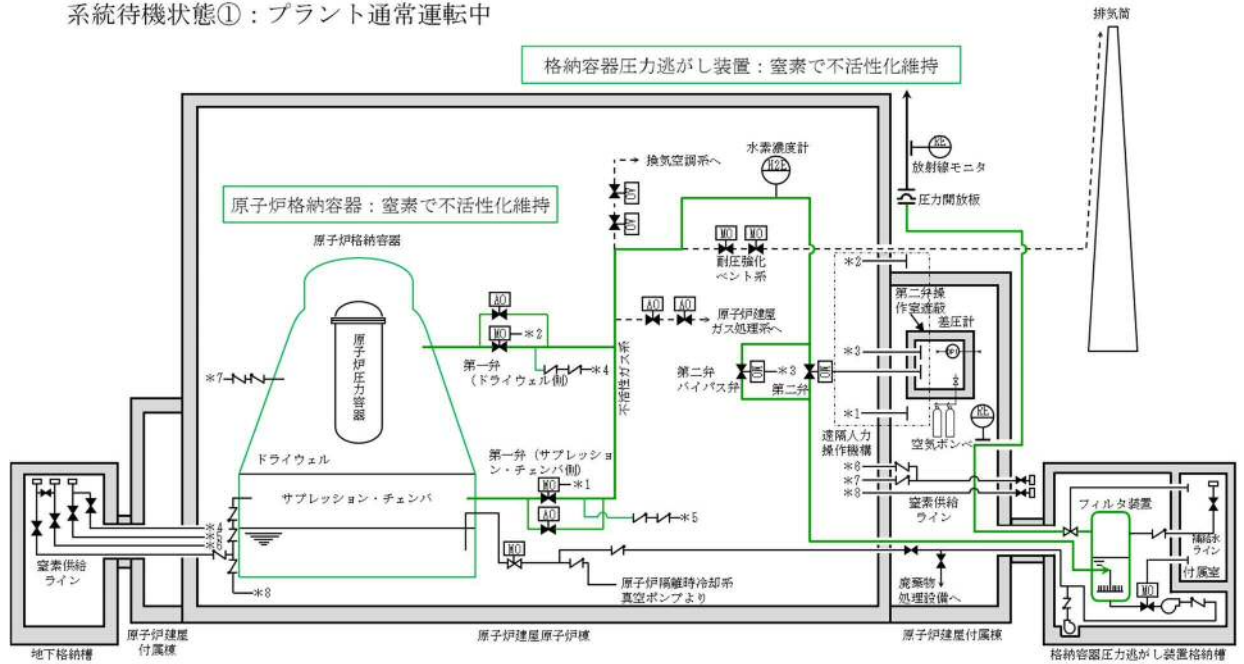
圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気と比較して、十分に低い圧力で開放するように設計している。

(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、水素の発生がないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第1図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第1図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故時、ベント前

(a) 水素爆発防止対策

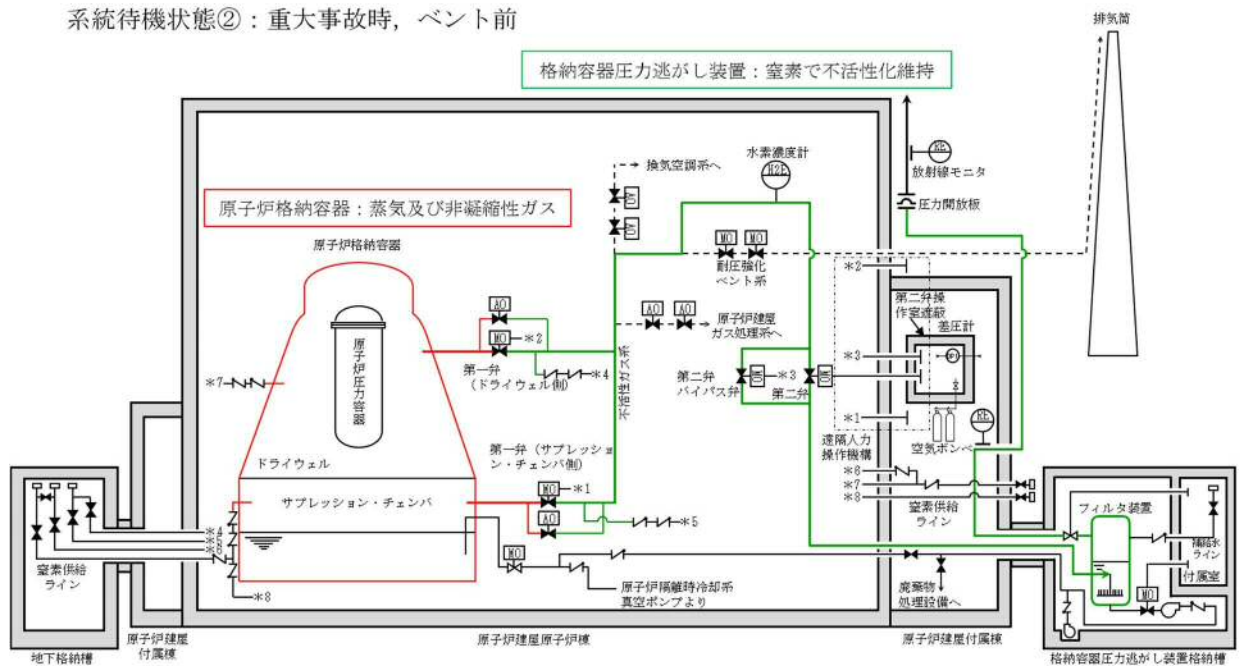
炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の原子炉格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素、水素及び酸素が混合した状態となるが、格納容器ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。

(b) 系統における水素濃度監視

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

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第2図に示す。

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第 2 図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

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

(b) 系統における水素濃度監視

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

(c) 対向流による空気の流入

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

(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について

東海第二発電所では、原子炉格納容器内をドライ条件に換算して、5 vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向きの枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。

枝管長さ(L)を枝管内径(D)で除することによって規格化した不燃限界長さ(L/D)の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ(L/D)の数値が4以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。評価結果を第1表に示す。

ドライウェル側第一弁のバイパスライン、原子炉建屋ガス処理系ライン及び第二弁バイパス弁については、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、第3図～第7図に示すように、ベントラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ(L/D)を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。

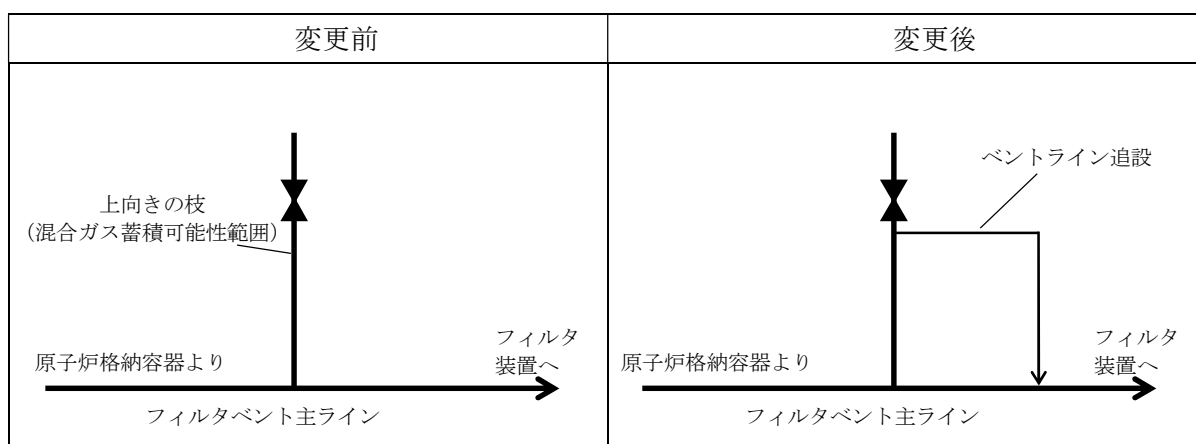
(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について

原子炉格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、圧力開放板以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板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が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出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、水素爆発は発生しないと考えられる。

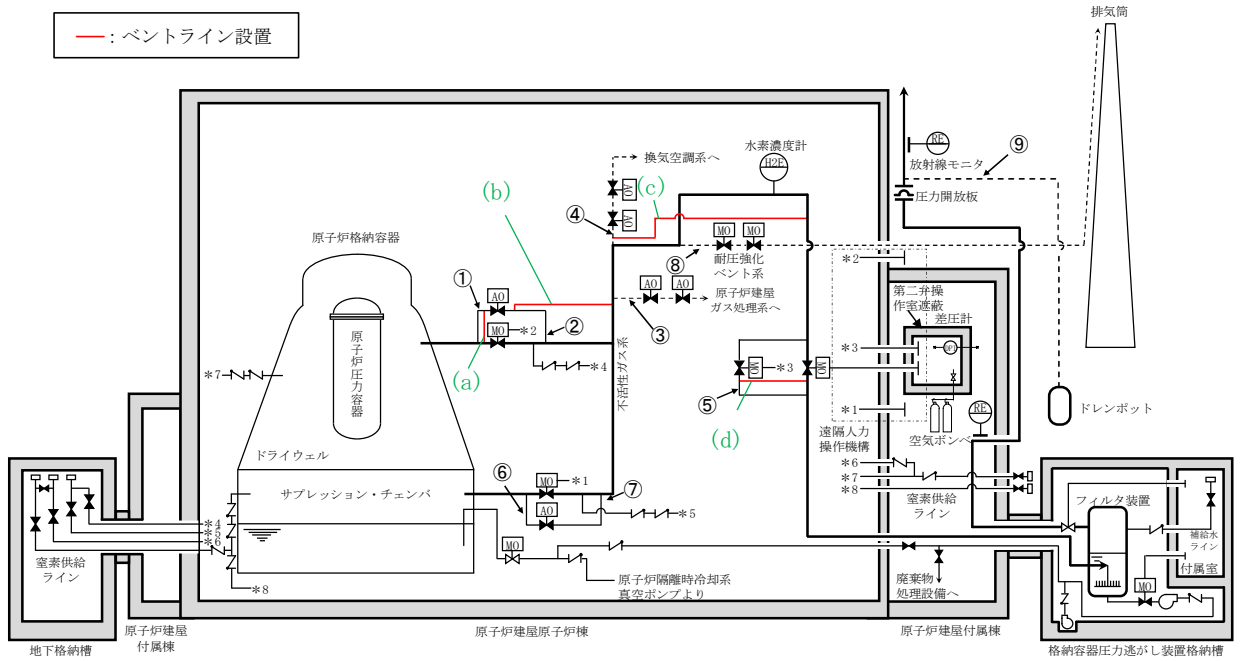
第1表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さと同径等

	分岐箇所※1	配管分岐方向	枝管長さ L (m)	枝管内径 D (m)	L/D (-)	混合ガス蓄積可能性
①	ドライウェル側第一弁バイパスライン (上流側)	上	2.525	0.0495	51.0	有
②	ドライウェル側第一弁バイパスライン (下流側)	上	2.289	0.0495	46.2	有
③	原子炉建屋ガス処理系ライン	上	2.051	0.5906	3.47	無
④	換気空調系ライン	斜上	4.956	0.5856	8.46	有
⑤	第二弁バイパス弁 (下流側)	上	7.043	0.4286	16.4	有
⑥	サプレッション・チェンバ側第一弁バイパスライン (上流側)	下	-	-	評価対象外	無
⑦	プレッション・チェンバ側第一弁バイパスライン (下流側)	下	-	-	評価対象外	無
⑧	耐圧強化ベントライン	水平	-	-	評価対象外	無
⑨	フィルタ装置排気管ドレンライン	下	-	-	評価対象外	無

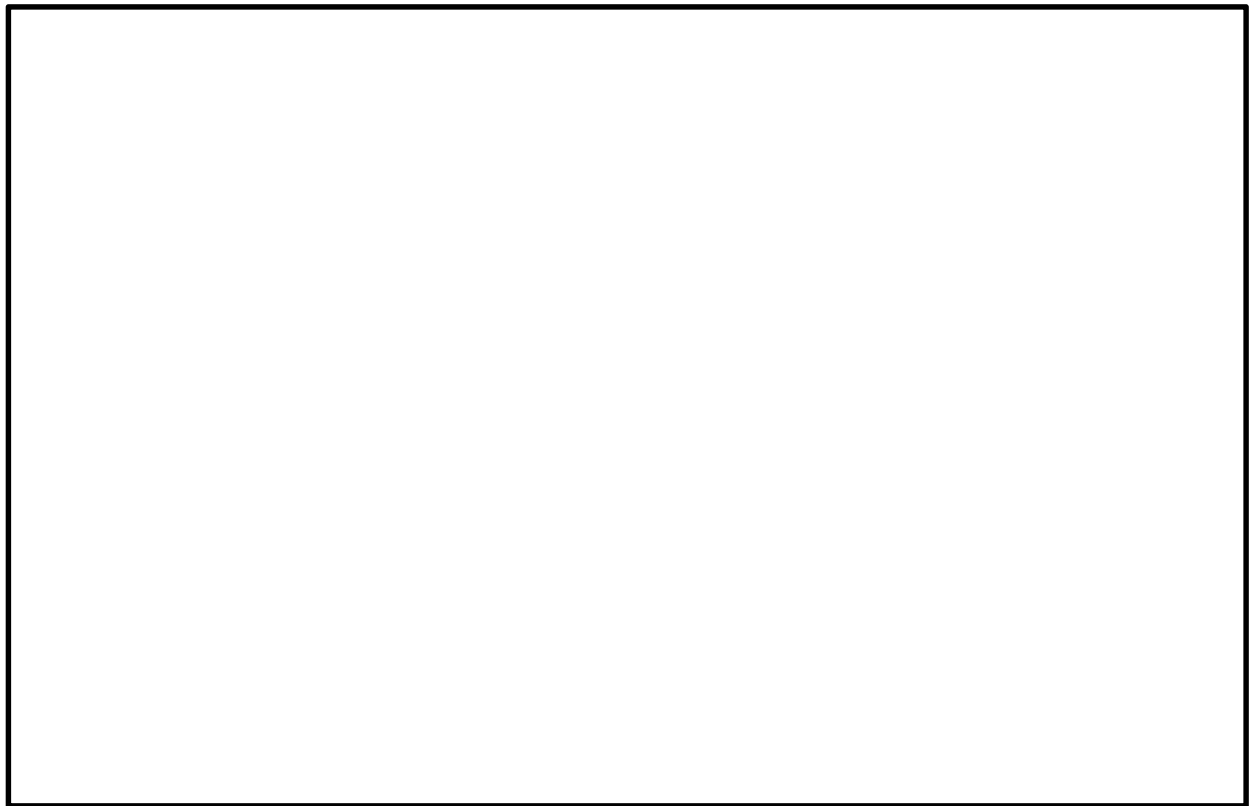
※1 フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。



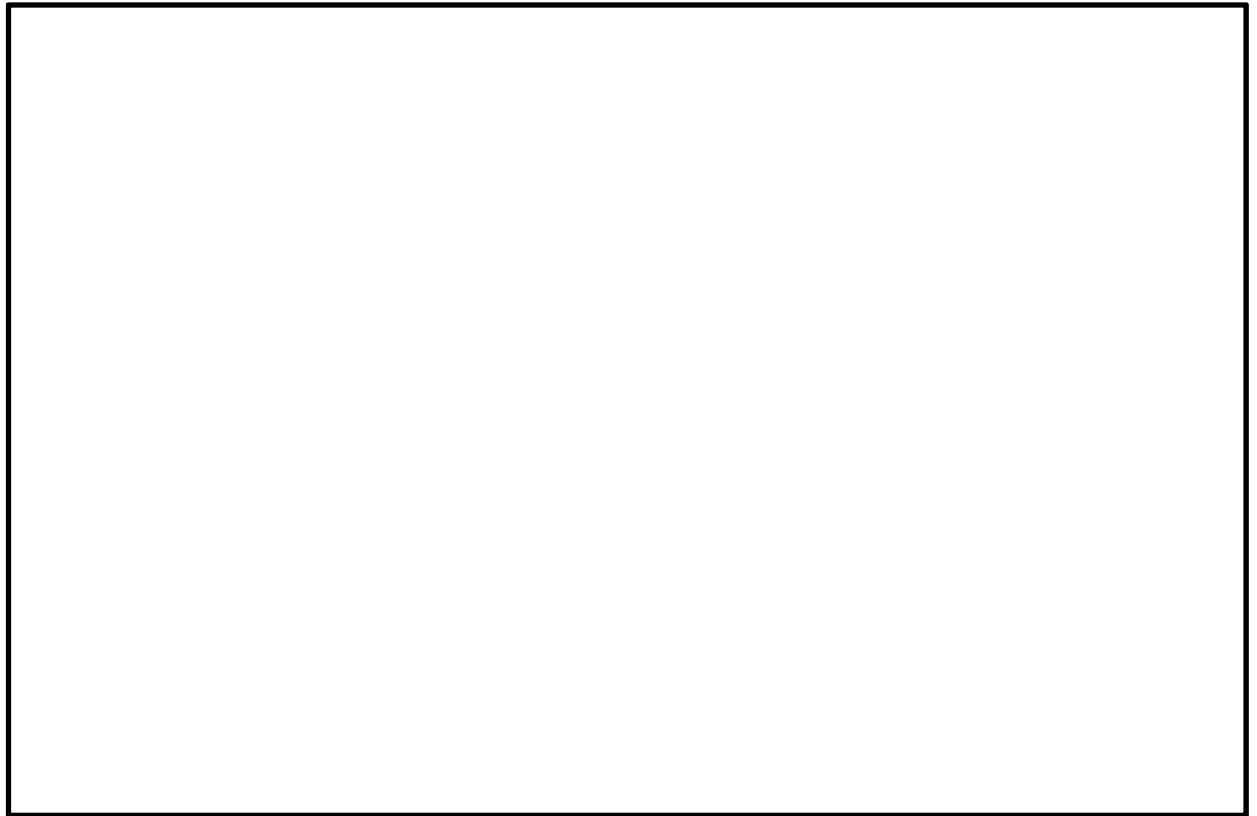
第3図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)



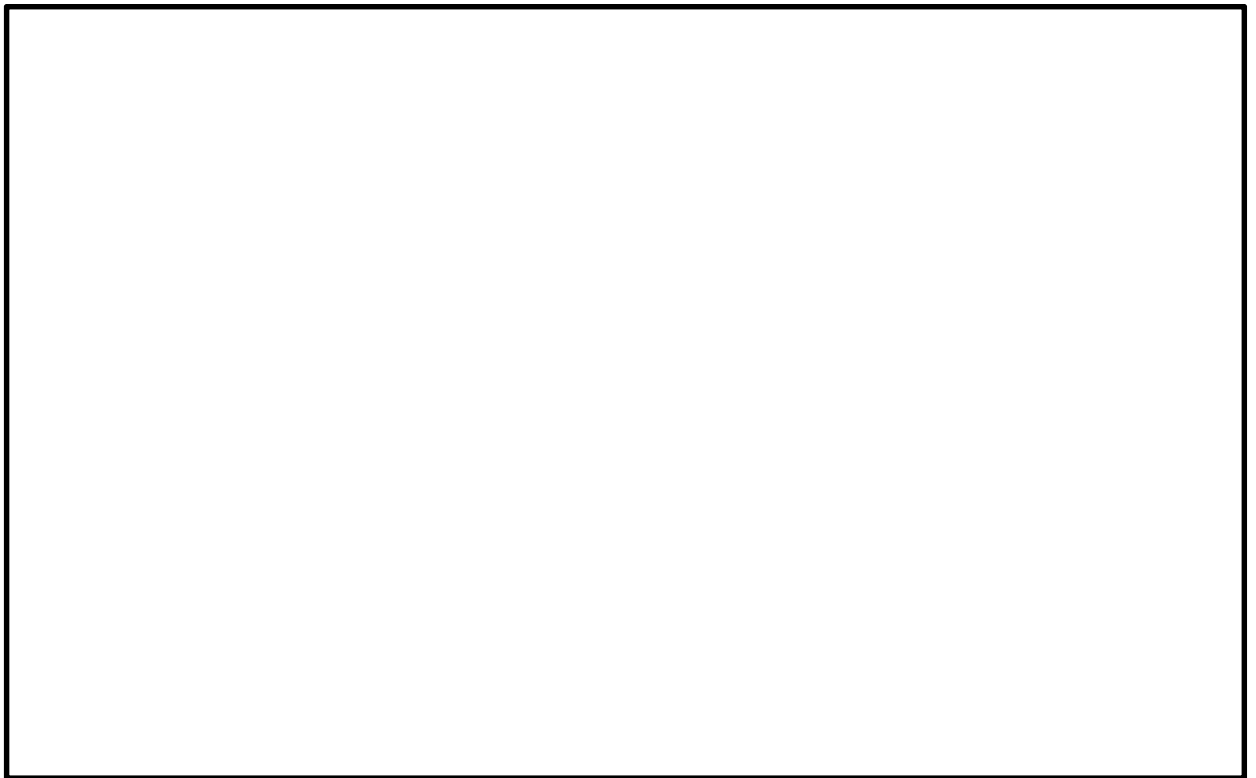
第4図 ベントライン設置概要図



第5図 枝管へのベントラインの追設アイソメ図

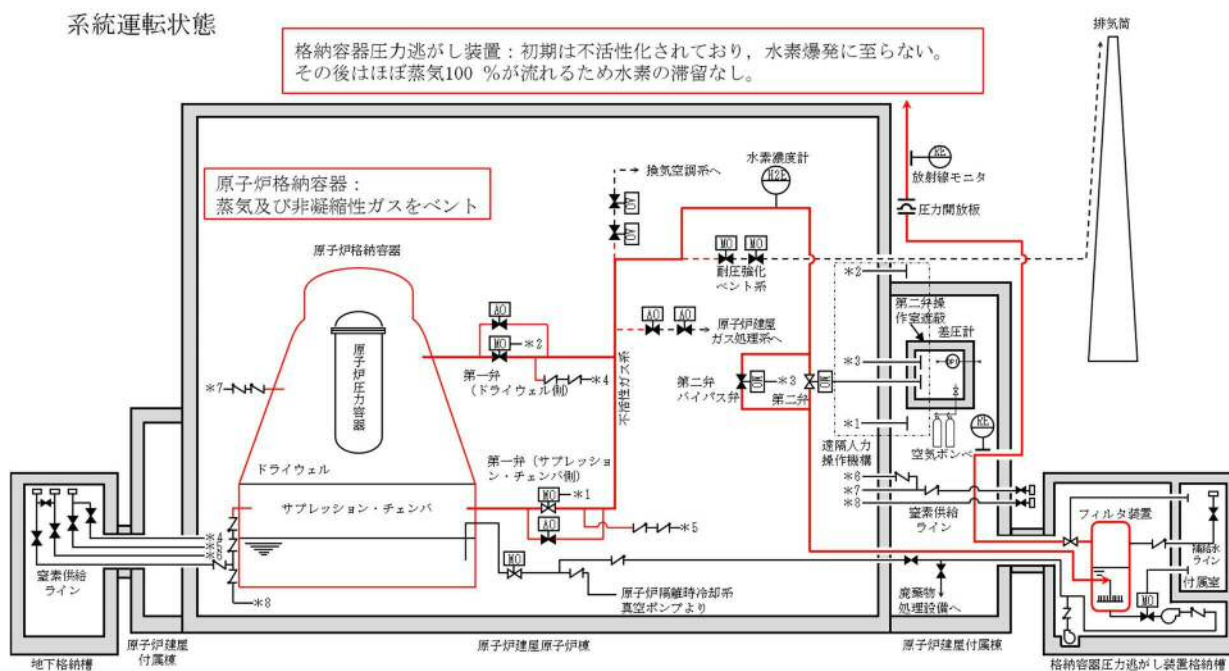


第 6 図 枝管へのベントラインの追設アイソメ図

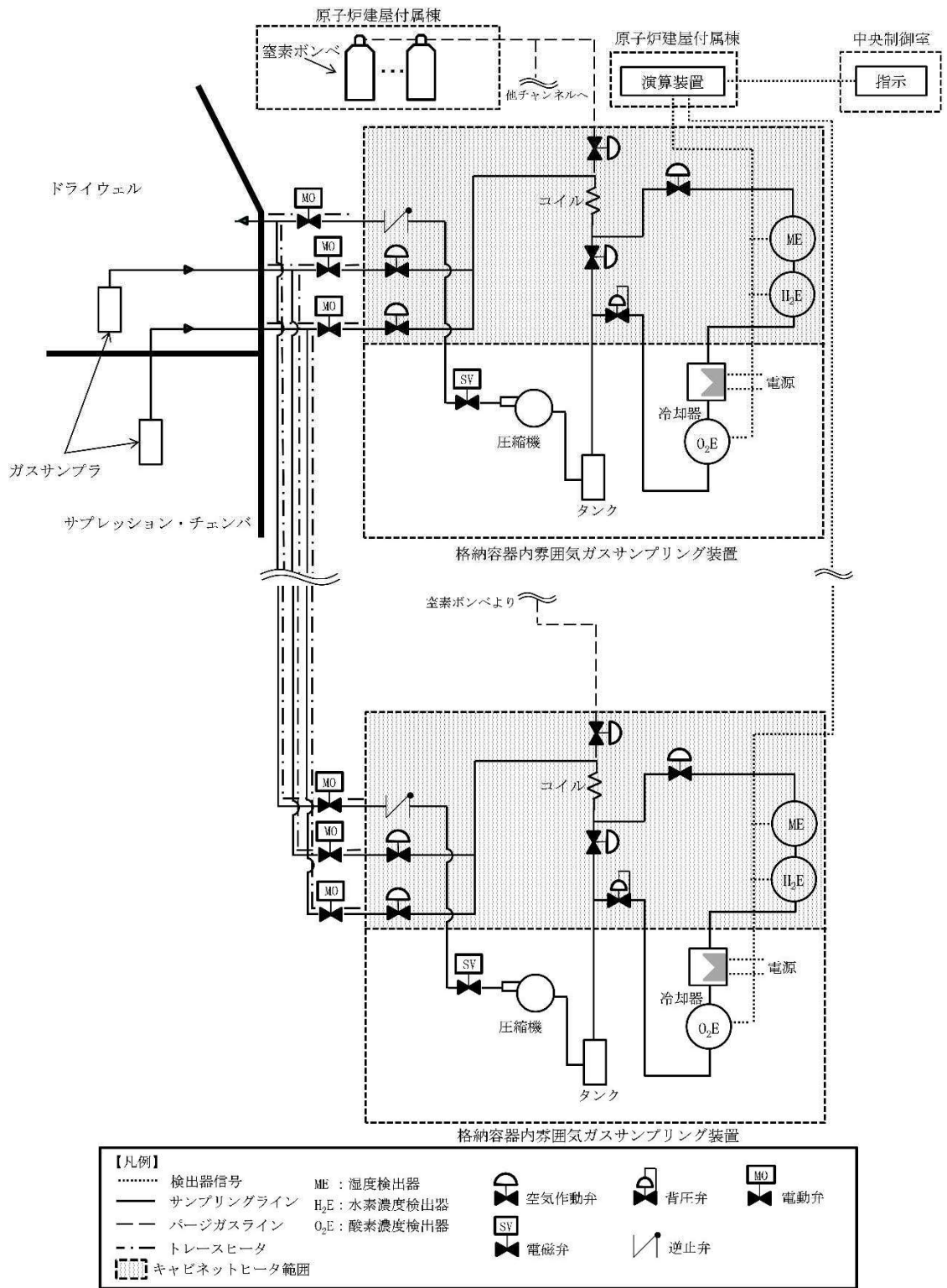


第 7 図 枝管へのベントラインの追設アイソメ図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第8図に、酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（SA））の概要図を第9図に、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における原子炉格納容器の気相濃度の推移を第10図及び第11図に示す。なお、図に示す原子炉格納容器の水素及び酸素の気相濃度については、MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え、MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。



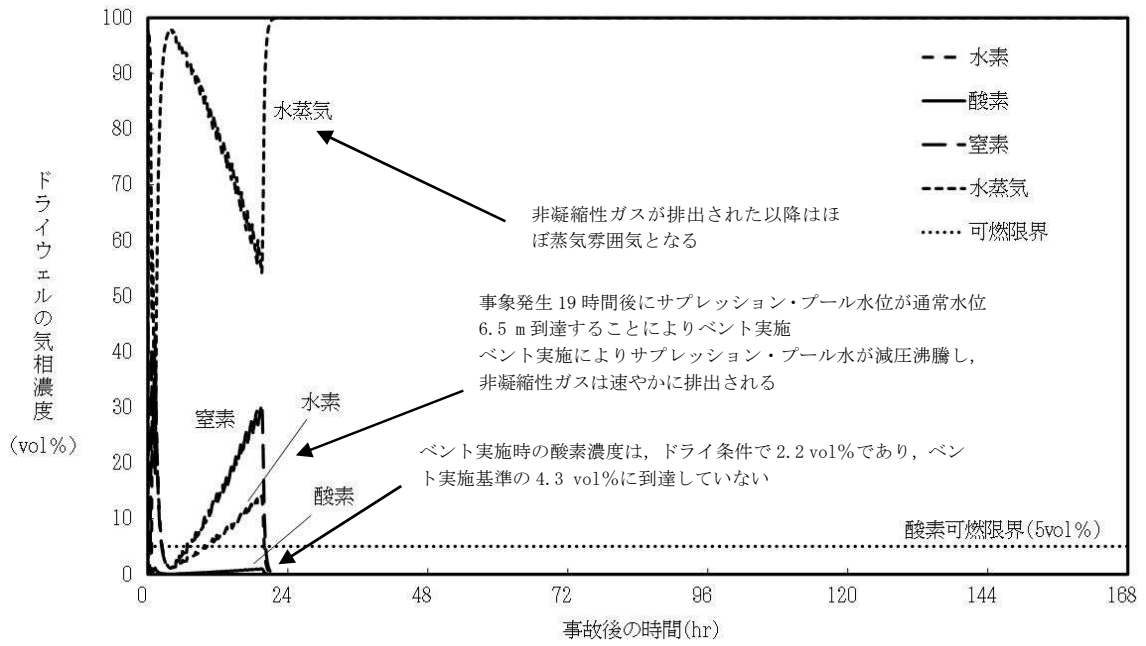
第8図 水素爆発防止対策（系統運転状態）



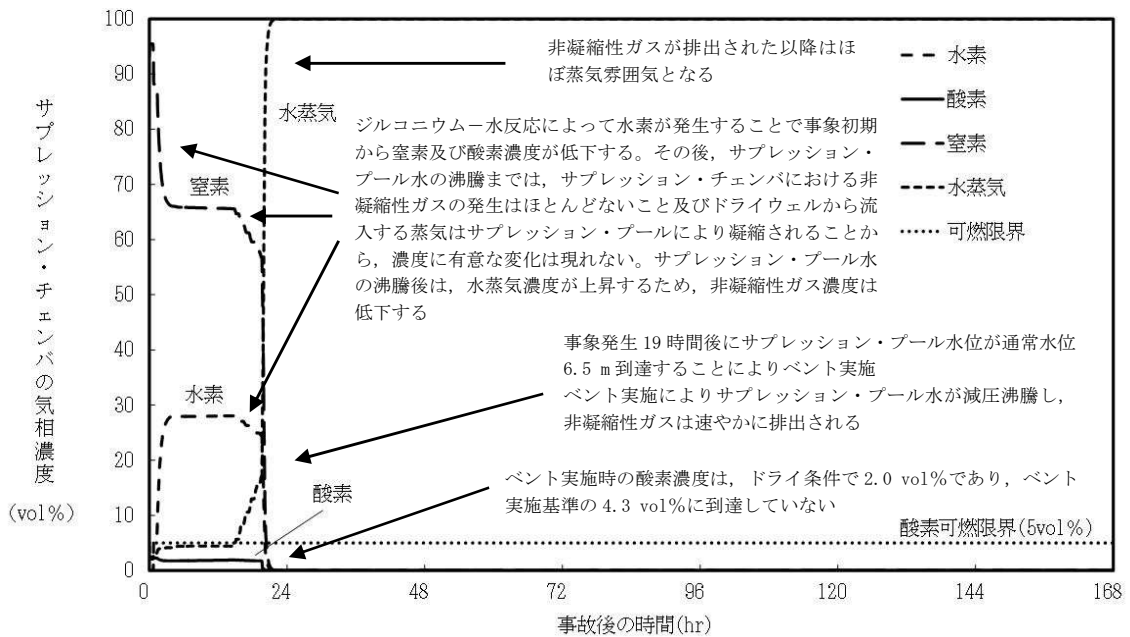
計測周期：サンプリング装置は、原子炉格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。

第9図 酸素濃度監視設備（格納容器内酸素濃度（SA））に関する系統概要図



第 10 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）



第 11 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後 1 時間程度）後

(a) 水素爆発防止対策

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

(b) 系統における水素濃度監視

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

(c) 対向流による空気の流入

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

この系統状態における水素爆発防止対策概要は第 5 図と同様である。

e. 格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し、系統のパーージを継続することで、水素爆発を防止する。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パーージ停止後において、水素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) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

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

・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量の G 値は 0.2 とする。

・スクラビング水の放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - \\ &\quad [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times \\ &\quad 10^{-3} \times 3600) \\ &= 1985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

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

$$= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1$$

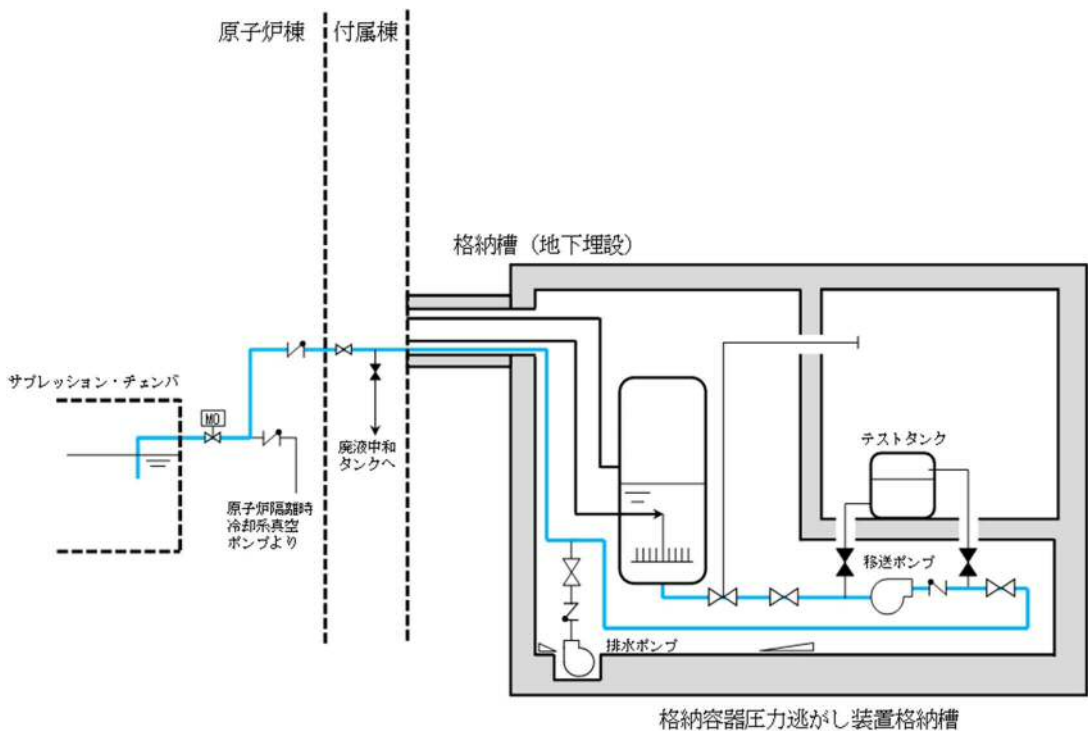
$$= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h}$$

○酸素濃度 = 酸素発生量 / (蒸気発生量 + 酸素発生量)

$$= 0.085 \%$$

(d) 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

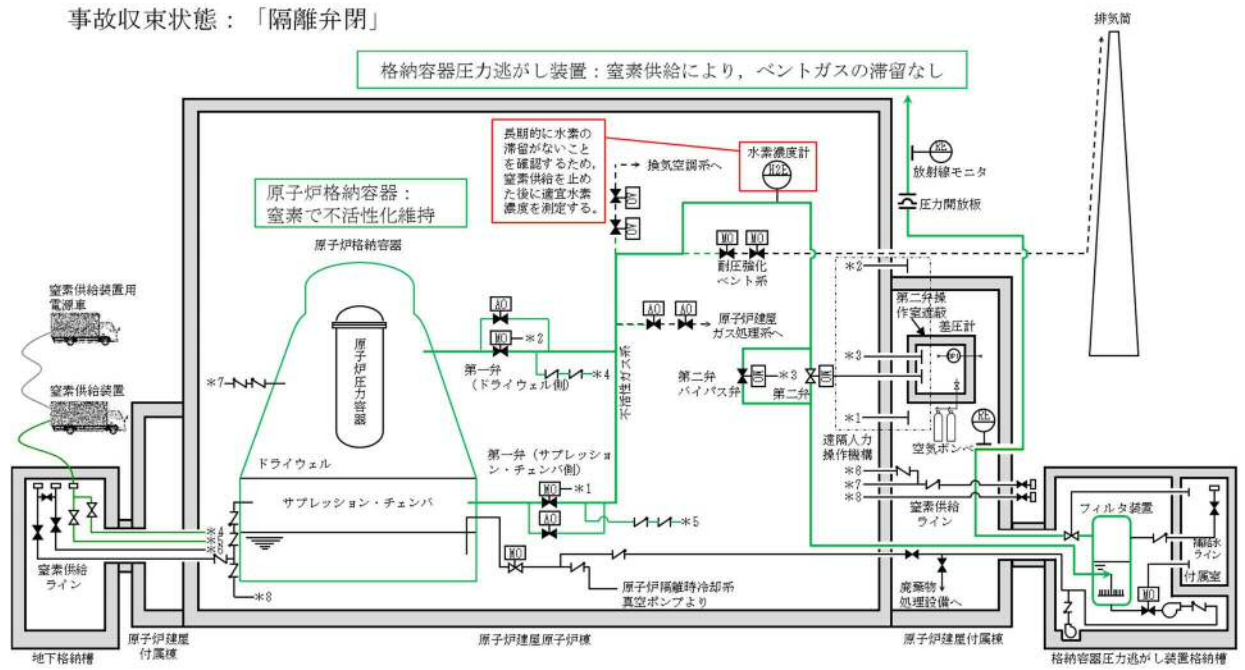
格納容器ベント停止後は、第12図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水と共にサブプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。



第12図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第13図に示す。

事故収束状態：「隔離弁閉」



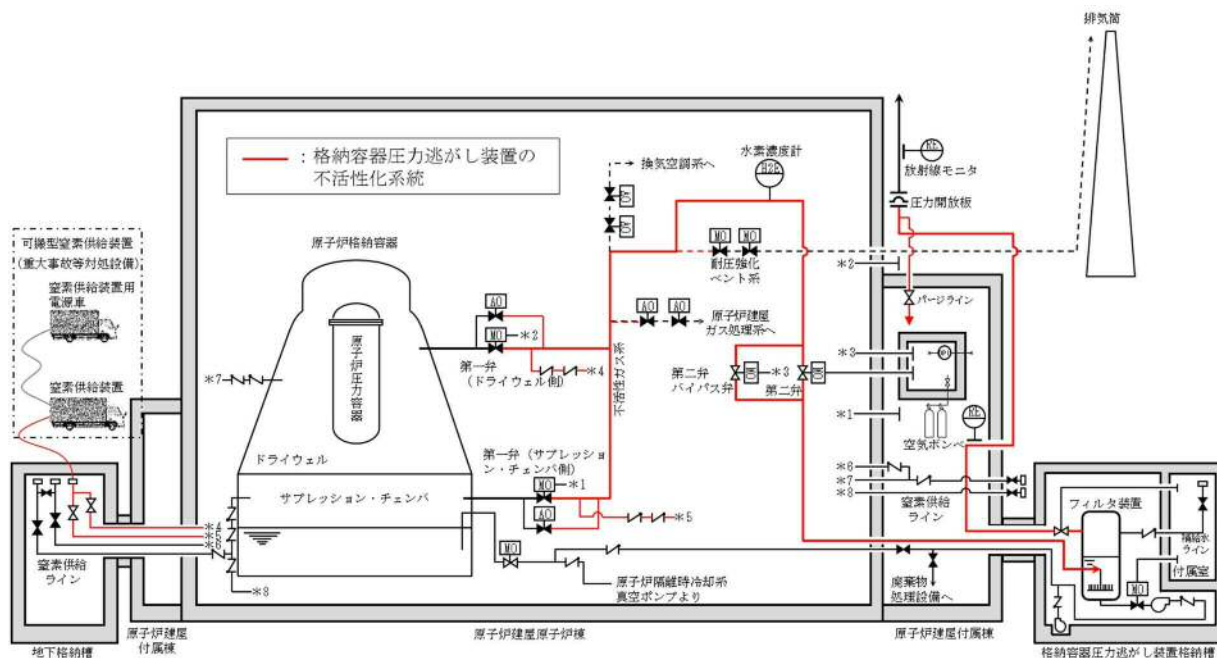
第 13 図 水素爆発防止対策（ベント停止後）

補足 1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第 1 図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第 14 図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。



第 14 図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

補足2 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)」において、事象発生後25分から格納容器スプレイを実施すること及び原子炉格納容器内の温度差により、原子炉格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が原子炉格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の原子炉格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第15図に示す。10 vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

原子炉格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第16図に示す。第16図は原子炉格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10 vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの原子炉格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、原子炉格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの原子炉格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性はさらに低いと考えられる。

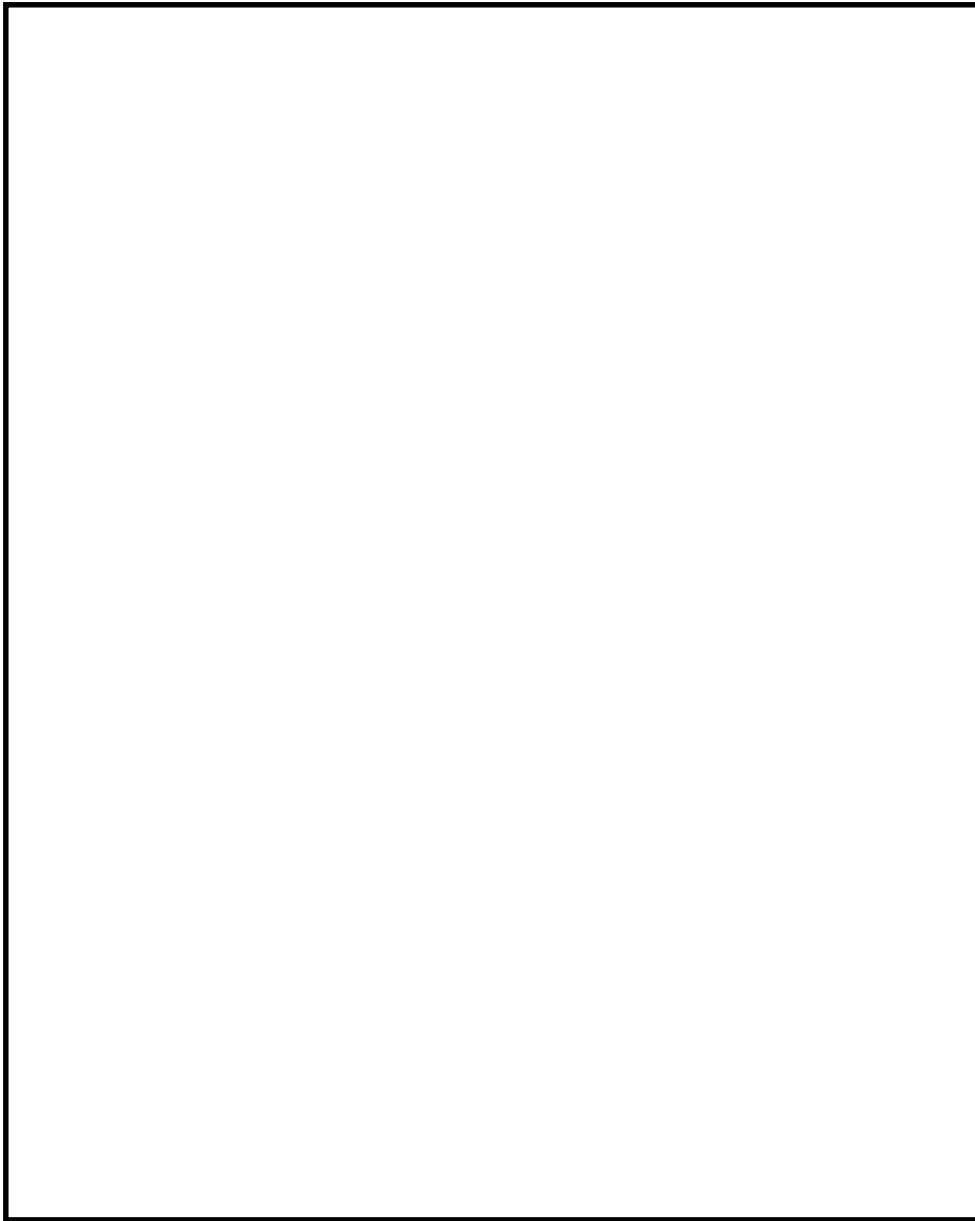
また、シビアアクシデント条件下における原子炉格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧(財)原子力発電技術機構による試験で得られた知見を以下にまとめる。

- ・軽密度気体(試験では水素をヘリウムで模擬)の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

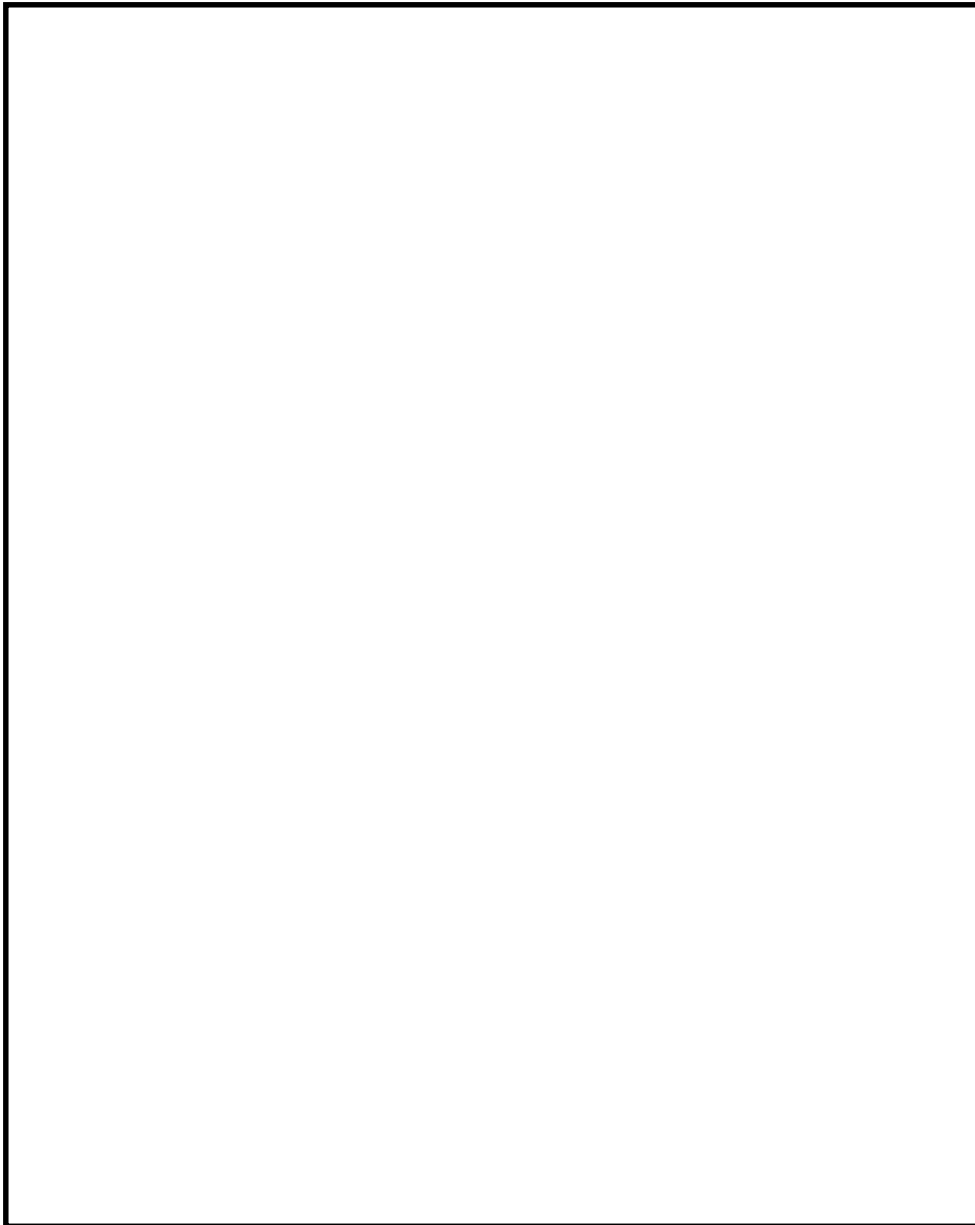
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

〈参考図書〉

1. 共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57 年度）
2. 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，財団法人 原子力発電技術機構（平成 15 年 3 月）



第 15 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第 16 図 原子炉格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果

流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。

一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。



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



オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。



$$V \text{ [m}^3/\text{s]} = m_{\text{システム}} \text{ [k g / s]} \cdot \sigma \text{ [m}^3/\text{k g]} \dots\dots\dots \text{(式 3)}$$

- V : 体積流量
- m : 質量流量
- σ : 比体積





概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に，格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。



オリフィス以外の圧力損失については，以下に示す。

(1) 入口配管，出口配管

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



(2) ベントフィルタ（ベンチュリノズル部）



(3) よう素除去部



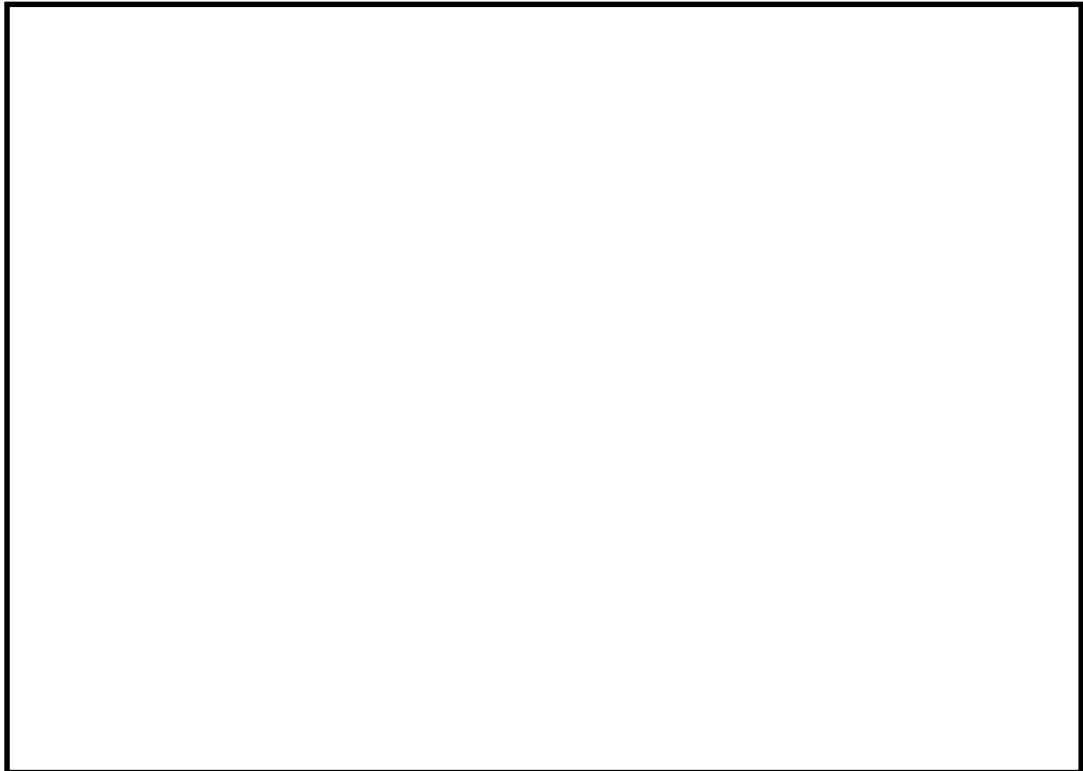
第1表 格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）

格納容器 圧力 kPa [gage]	上流配管 圧力損失 kPa	ベントフィルタ 圧力損失 kPa	オリフィス 圧力損失 kPa	よう素 除去部 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) ※1	体積流量 m ³ /s (相対比) ※1
620 (2Pd)							
310 (1Pd)							

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100 %とした場合の比を記載

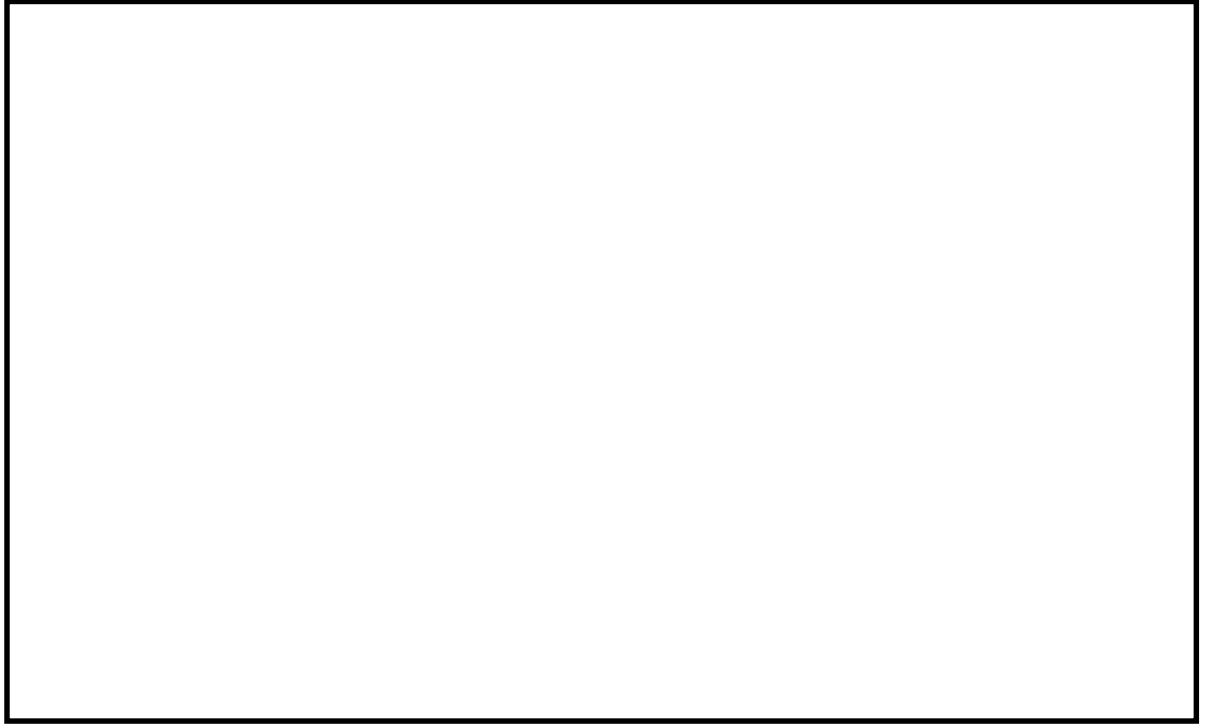
※2 低流量になる事故発生 7 日後の値

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2



第1図 圧力勾配図

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2



第 2 図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性

移送ポンプの設定根拠について

フィルタ装置のベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送するため設置する。

ポンプ仕様

名 称		移送ポンプ
容 量	m ³ /h/個	10
揚 程	m	40
最高使用圧力	MPa	2.5
最高使用温度	℃	200
原動機出力	kW/個	7.5
個 数	—	1

1. 容量の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの容量は、当該配管の既設接続先である原子炉隔離時冷却系配管の標準流速に合わせて配管圧損等を考慮し、標準流速範囲内に収まるポンプ容量の 10 m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

移送ポンプの揚程は、下記を考慮して決定する。

- ① 水源と移送先の圧力差：0 m
フィルタ装置及びサブプレッション・プールは大気圧状態にて使用する。
- ② 静水頭：22.1 m
格納容器圧力逃がし装置格納槽床レベル (EL. -12.8 m) とサブプレッション・プール水位 (真空破壊弁中心から 1 m 下 (EL. 9.3 m) を想定) のレベル差
- ③ 配管・機器圧力損失：16 m
- ④ 合計：38.1 m

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの揚程は、④の合計以上とし、40 m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移送ポンプの最高使用圧力は、下記を考慮して決定する。

- ① 静水頭：0.06 MPa
 $5.9 \text{ m} \times 0.00980665 \doteq 0.06 \text{ MPa}$
5.9 m：格納容器圧力逃がし装置格納槽床レベル (EL. -12.8 m) とスクラビング水上限水位 (EL. -6.9 m) のレベル差
- ② 締切揚程：1.96 MPa
 $200 \text{ m} \times 0.00980665 \doteq 1.96 \text{ MPa}$

200 m : 移送ポンプ締切り揚程 (許容最高全揚程)

③ 合計 : 2.02 MPa

移送ポンプの最高使用圧力は、③の合計を上回る圧力とし、2.5 MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

重大事故等対処設備として使用する移送ポンプの最高使用温度は、フィルタ装置の最高使用温度に合わせ、200 °C とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移送ポンプの原動機出力は、下記の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\eta / 100}$$

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 10/3600

H : 揚程 (m) = 40

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{10}{3600}\right) \times 40}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{$$

上記から、移送ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、7.5 kW/個 とする。

6. 個数の設定根拠

重大事故等対処設備として、放射性物質を含んだスクラビング水をサブプレッション・チェンバへの移送するために必要な個数 1 個設置する。

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

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ため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を第1表に示す。

第1表 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	620 kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd（最高使用圧力 310 kPa[gage] の 2 倍）とする。
最高使用温度	200 °C	原子炉格納容器の限界温度を考慮し 200 °C とする。
設計流量	13.4 kg/s (格納容器圧力 310 kPa[gage] において)	原子炉定格熱出力 1 % 相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310 kPa [gage]) であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500 kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015 % に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400 kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38 kg) に対して十分な余裕を見込み、400 kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4 kg	BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR [※]) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3293 MW) を考慮して算出した結果、24.4 kg とする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

※：炉心比出力が高いほど炉心内蔵量が高くなることから、炉心比出力が高い ABWR を代表させ、1 MW 当りの炉心内蔵量を評価している。また、ORIGEN2 コードでは、保守的に 1 サイクル 13 カ月 (395 日) に対して、1 サイクル 10,000 時間 (416 日) の燃焼期間を仮定している。

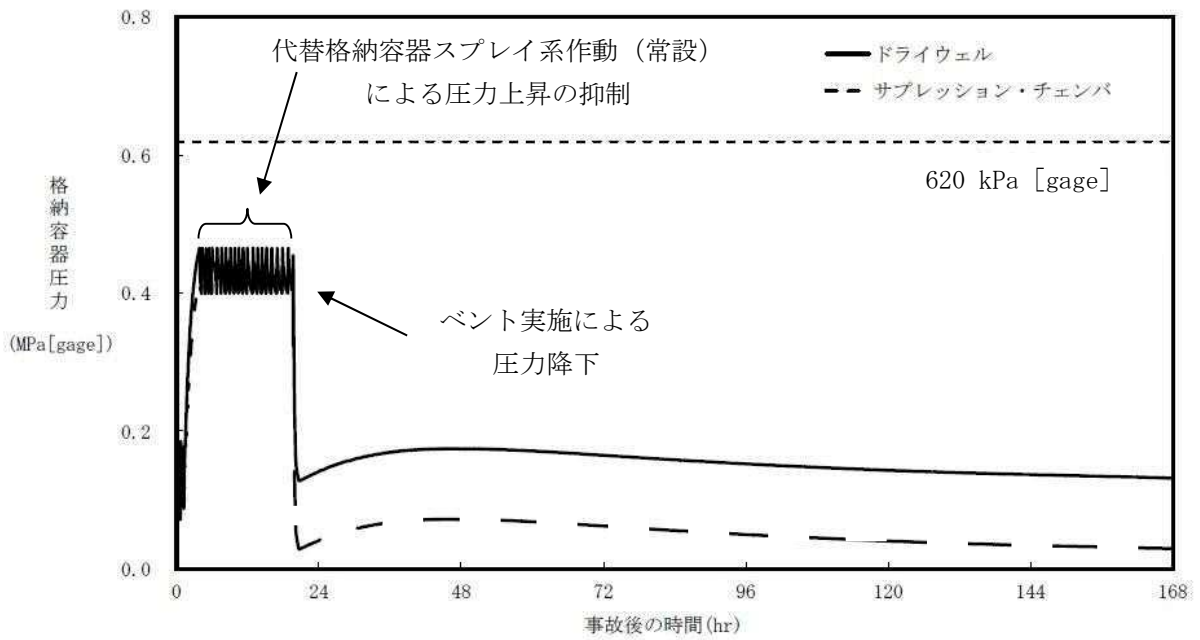
格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

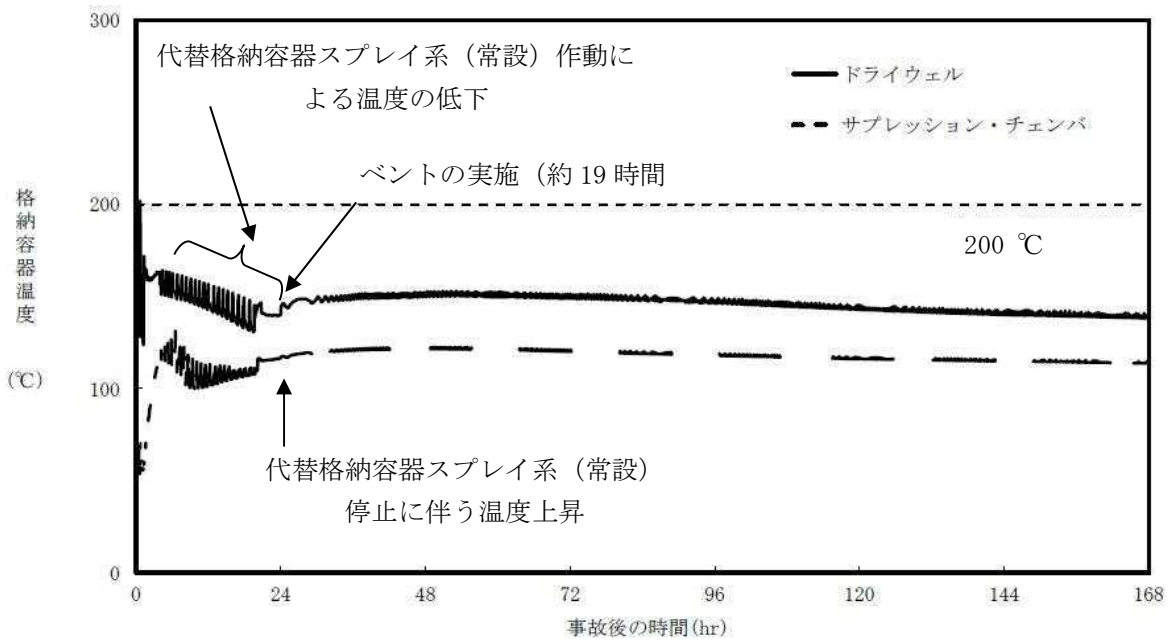
格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内のガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力を下回る 620 kPa [gage] (2Pd: 最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620 kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200 °C を下回ることから、2Pd, 200 °C を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 1 図、第 2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465 kPa [gage]、シーケンス中の原子炉格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202 °C となるが、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は最大でも約 157 °C であり、限界温度を下回る 200 °C を超えないことから、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。



第1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

(2) 系統流量（ベントガス流量）

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

a. 蒸気流量の設定

重大事故等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、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 1Pd～2Pd としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 1Pd とする。

c. 系統流量の算出

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

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

ここで、

W_{Vent}	: 系統流量 (t/h)
Q_R	: 定格熱出力 (3293 × 10 ³ kW)
h_S	: 飽和蒸気の比エンタルピ (2739 kJ/kg @1Pd)
h_w	: 飽和水の比エンタルピ (251 kJ/kg @60 °C [※])

※: 原子炉圧力容器に注水する水温を保守的に高めに設定した温度（重大事故等対処設備として期待する水源（最大 35°C）を包含する値）

以上より、系統流量は 48 t/h となることから、13.4 kg/s を格納容器圧力 1Pd の時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。

なお、格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4 kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

(3) フィルタ装置内発熱量

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015 % に相当する崩壊熱である 500 kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に原子炉格納容器からフィルタ装置に移行する F P による崩壊熱を評価する。

フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。

【フィルタ装置内発熱量】

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

① ベント時の原子炉の崩壊熱

重大事故等発生後の数時間で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約 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 % とする。

② F Pの原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61 % で代表させる (第 2 表参照)。

③ 格納容器内のDF

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

※事象発生から 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間) 後の MAA P 解析における感度解析の結果から DF 10000～DF 100000 であることを確認しており、DF 10 としている発熱量評価の設定は保守的である。

④ フィルタ装置に蓄積する F Pの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465 に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、フィルタ装置に蓄積する核種として、Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は 22 % とする (第 3 表参照)。

したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

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

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015 % である 500 kW (3293 MW × 0.015 %) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使

用される。

第2表 NUREG-1465における原子炉格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In- vessel	Ex- vessel	Late-In- vessel	合計
Noble Gases*	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

第3表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	放出 割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第4表に示す。

第4表 原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用しない場合）	1 g	5000 g

一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約38 kgとなるが、エアロゾルに係る海外規制の規定、さらにそれらを上回る400 kgとして設計する。

想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。

a. 核分裂生成物の炉内内蔵量

各核種グループのFPの炉内内蔵量を第5表に示す。

b. 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する（第2表参照）。

c. 原子炉格納容器内のDF

保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF10とする。

以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約38 kgとなる。

評価式を以下に示す。

【エアロゾル量】＝

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

d. 海外規制におけるエアロゾル移行量

ドイツRSKの勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60 kg、BWRについては30 kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150 kgと規定されている。

第5表 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種 グループ	代表 化学形態	炉内内蔵量 (kg)	原子炉格納容器への 放出割合(-)	エアロゾル 移行量 (kg)
Halogen s	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	3.8E+01

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

(参考 1) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について

ベント中のフィルタ装置 (容器) について、設計上考慮している最高使用圧力 (620 kPa [gage])、最高使用温度 (200 °C) を超える場合の構造健全性を評価する。

・評価方法

フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として、高温状態で内圧を受け、過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。

フィルタ装置について、「発電用原子力設備規格 設計建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版を含む)) J SME S NC1-2005/2007」に示される、内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により、温度 (フィルタ装置温度における材料の許容引張応力)、圧力をパラメータとして、フィルタ装置 (胴部) の構造健全性が確保される、温度と圧力の組合せを評価する。

・評価

「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 SME S NC1-2005/2007」の PVC-3122 (1) 項に準拠し、「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 SME S NC1-2005/2007」の「表 5 鉄鋼材用 (ボルト材を除く) の各温度における許容引張応力」に規定される、50 °C から 450 °C の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力を算出する。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

ここで、

t : 胴の最小厚さ mm

P : 構造健全性が確保できる圧力 (MPa)

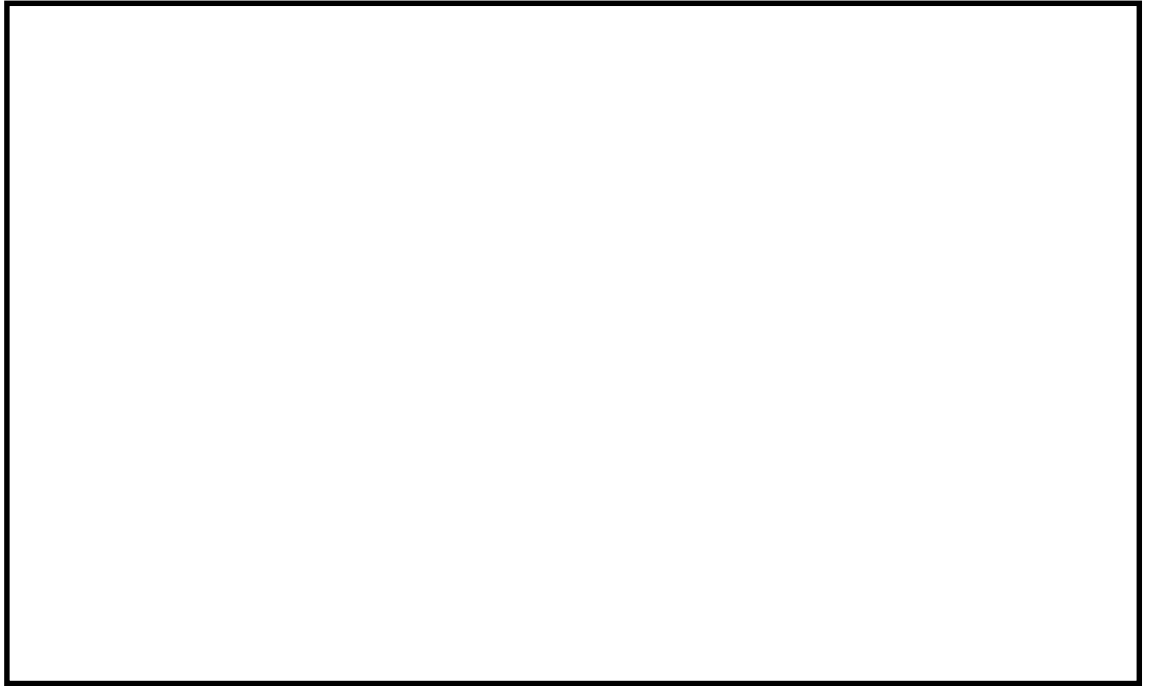
Di : 胴の内径 4600 mm

S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)

η : 長手継手の効率 ($\eta=1$)

・評価結果

「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 SME S NC1-2005/2007」の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、第 3 図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力 (620 kPa [gage])、最高使用温度 (200 °C) を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。



第3図 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

(参考2)ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において原子炉格納容器内にて発生する動的荷重

重大事故等発生時において，原子炉格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ② プールスウェル荷重
- ③ ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④ 逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離冷却タービン排気圧力の荷重

①～③は，原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり，ベント時に生じる荷重は，これに比べて影響は小さい。

また④，⑤は，ベント開始の判断基準である格納容器圧力 $2P_d$ に近づいた状態では，原子炉圧力は，原子炉冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により，既に低下した状態となっており，原子炉隔離冷却系も運転していないことから， $2P_d$ ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから，ベントの判断基準である格納容器圧力 $2P_d$ における原子炉格納容器の加圧は，崩壊熱により発生する蒸気によるものであり，動的荷重を考慮する必要はない。

フィルタベント装置の設計に当たっては，最高使用圧力 $2P_d$ ，最高使用温度 $200\text{ }^{\circ}\text{C}$ の条件に加えて，地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また，耐圧機器ではないが，内部構造物については，差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに，水力的荷重としてクリアリング時荷重を考慮した強度評価を実施している。（第6表参照）

第6表 フィルタベント装置の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
フィルタベント装置 (容器)	静的荷重	内圧荷重 (最高使用圧力)	「発電用原子力設備規格 設計建設規格 (2005年版 (2007年追補版を含む)) J S M E S N C 1-2005/2007」に基づき、荷重に対する必要板厚を算出し、最小板厚が必要板厚を満足することを確認する。
		内圧荷重, 地震荷重	内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次+二次応力を算出し、原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。
	動的荷重		
内部構造物	静的荷重	差圧荷重, 水力学的荷重	差圧荷重及び水力学的荷重 (クリアリング時荷重) による一次応力を算出し、「発電用原子力設備規格 設計建設規格 (2005年版 (2007年追補版を含む)) J S M E S N C 1-2005/2007」で定める許容値を満足することを確認する。
		差圧荷重, 水力学的荷重, 地震荷重	内圧荷重, 水力学的荷重 (クリアリング時荷重) 及び地震荷重による一次応力及び一次+二次応力を算出し、原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。
	動的荷重		

金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

(1) ドレン配管の閉塞

金属フィルタのドレン配管の内径は [] 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と言える。

(2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止

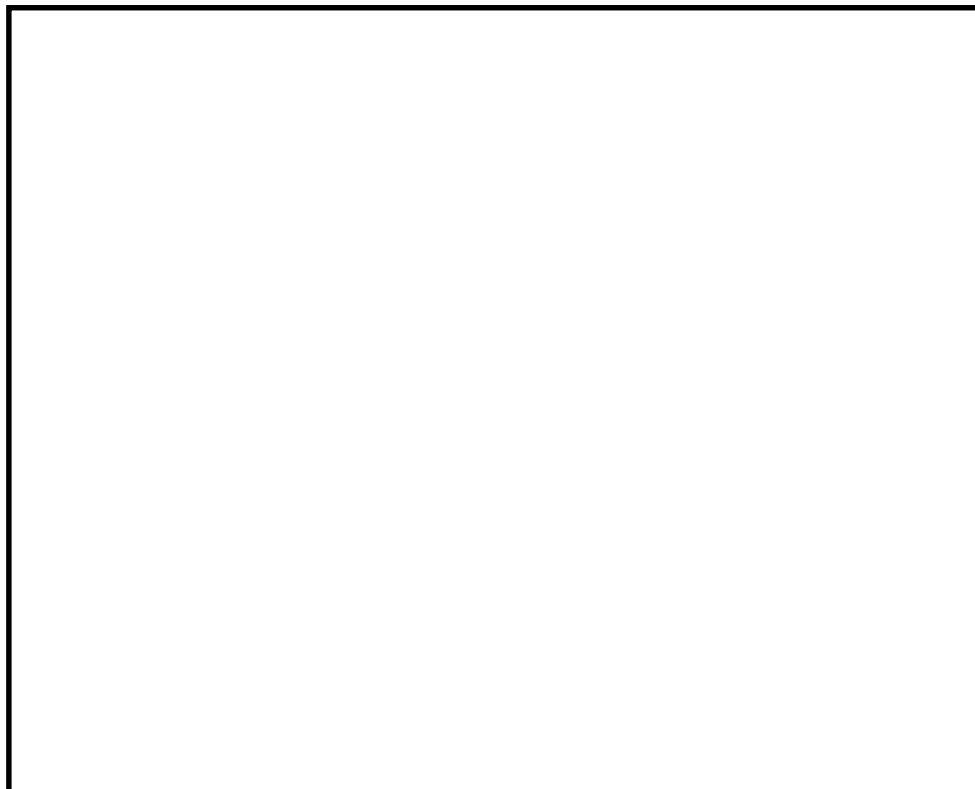
金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。



実機ではプレフィルタ部の圧損は [] であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。

なお、系統待機時、運転中を通して、フィルタ装置の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する計画としている。

フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第 1 図に示す。



第 1 図 フィルタ装置のスクラビング水位

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定のお考え方は、第 1 表のとおりである。

第 1 表 計測範囲とその考え方

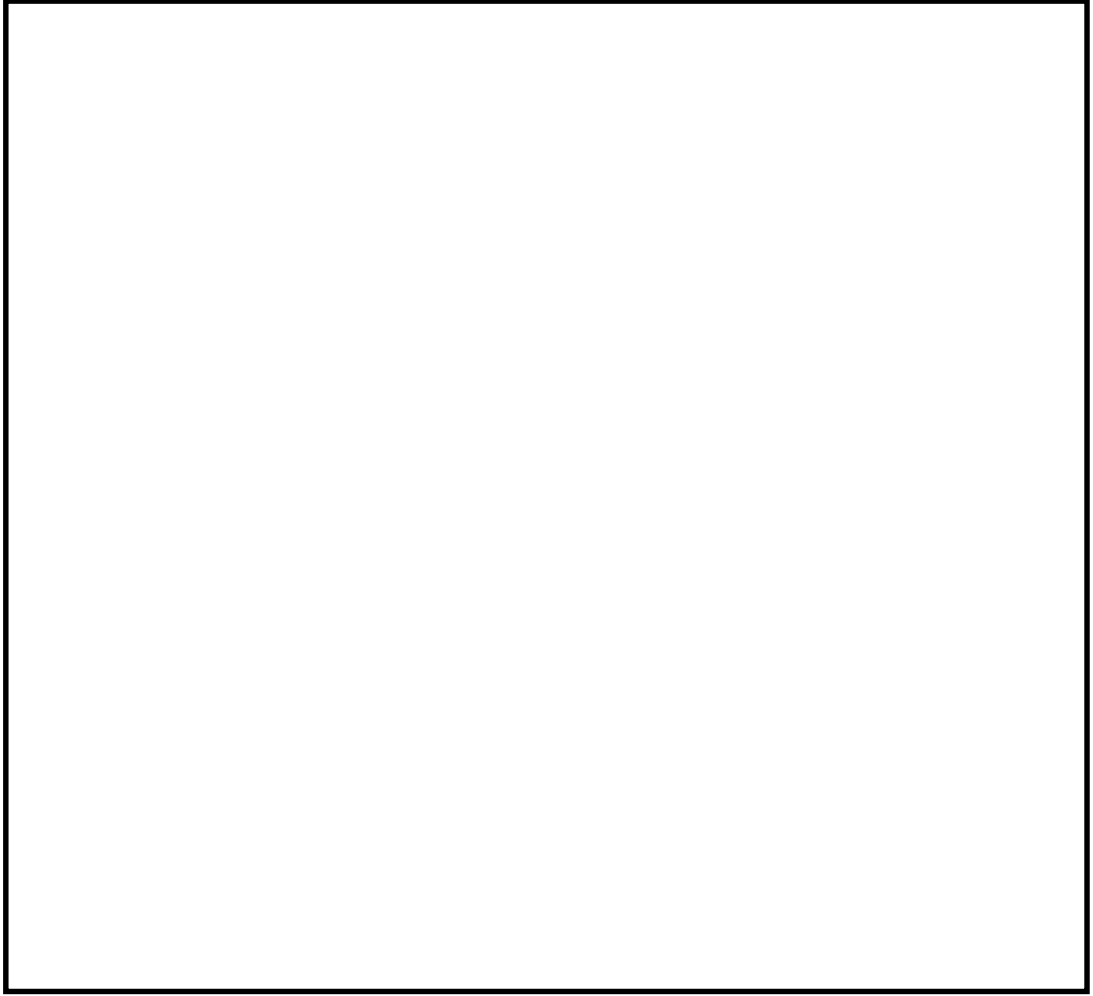
名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定のお考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² Sv/h～ 10 ⁵ Sv/h	原子炉建屋付属棟 1 階	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
		屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	
フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	10 ⁻³ mSv/h～ 10 ⁴ mSv/h	原子炉建屋付属棟 1 階	

a. ベント実施に想定される線量率について

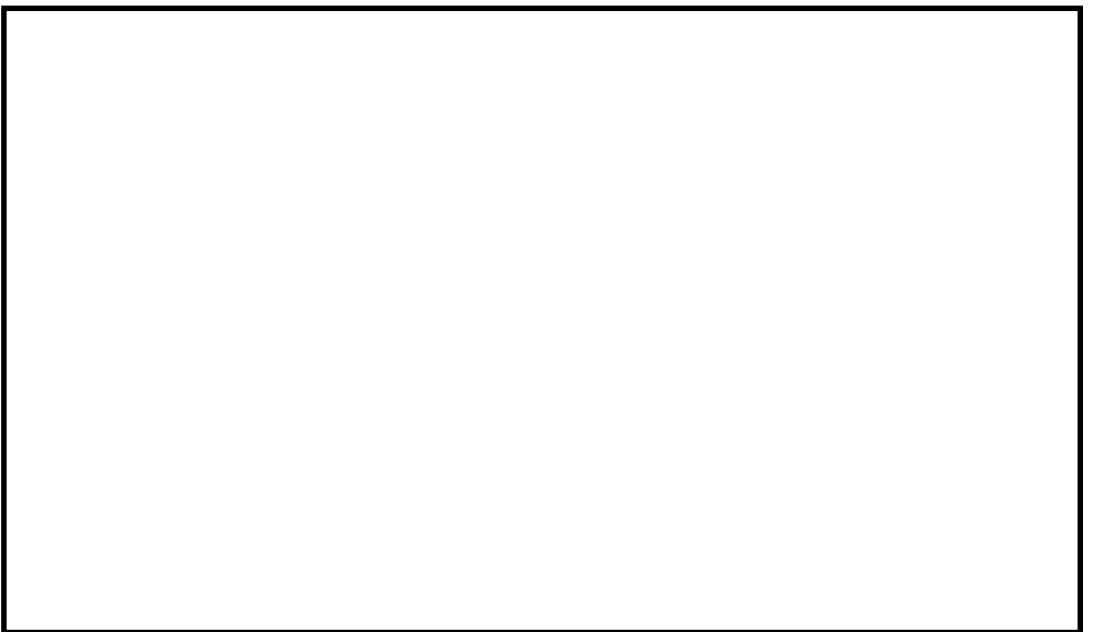
ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第 2 表に示す。また、第 2 表の評価条件に基づく評価結果を第 3 表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測範囲の上限値である 1.0×10^5 Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10^1 Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

第2表 評価条件

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



第1図 評価モデル



第2図 フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

第3表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
K r -83m	1. 1E-21
K r -85m	1. 2E+00
K r -85	8. 4E-04
K r -87	3. 9E+00
K r -88	1. 6E+01
X e -131m	8. 6E-04
X e -133m	3. 7E-02
X e -133	2. 9E-01
X e -135m	2. 6E+00
X e -135	4. 2E+00
X e -138	1. 6E+00
合 計	3. 0E+01

b. 評価対象核種の考え方

格納容器圧力逃がし装置を通じて原子炉格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。

第4表に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、第5表のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて 10^2 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。

第4表 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類 : Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素 : I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から原子炉格納容器への移行割合	希ガス : 100 % よう素 : 80 %	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4 % 無機よう素 : 91 % 粒子状よう素 : 5 %	R. G. 1.195 ^{*1} に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数 : 200 ^{*3}	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去係数 : 10	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定
原子炉格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きいですが、保守的に無機よう素と同じとする。

第4表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

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

※2 : Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

※3 : Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

第5表 評価結果

ベント開始時間	希ガス線量率① (Sv/h)	よう素線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	5.6×10^0	5.2×10^{-2}	1.08×10^2

- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

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

第4表の評価条件（希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ）及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100 m 当たり 10 %が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は、230 mSv/h である。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

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

第4表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を第6表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

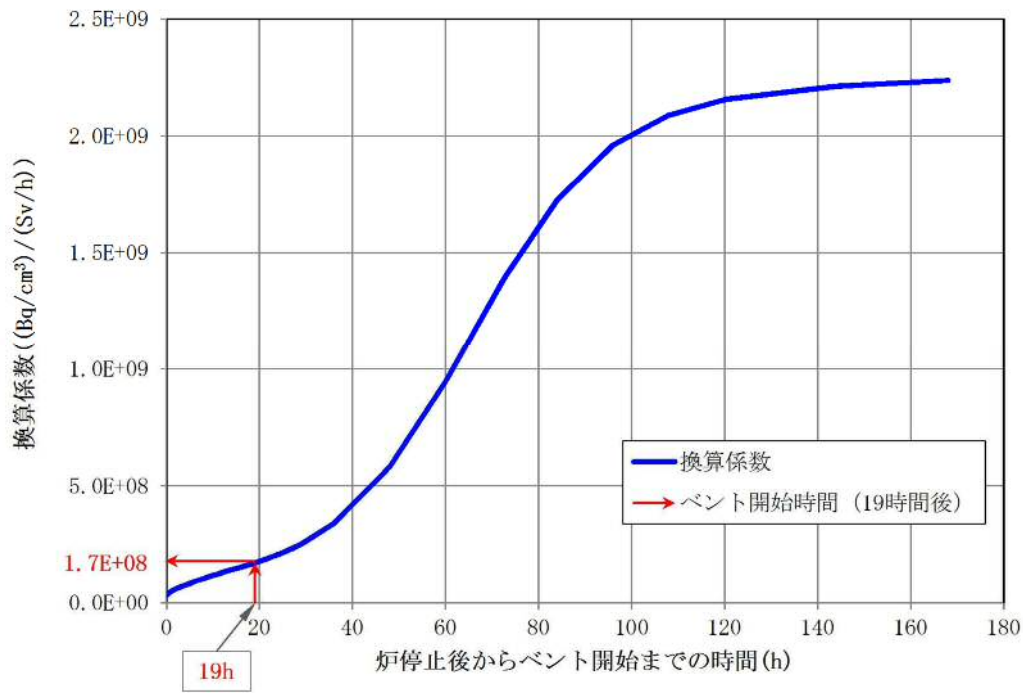
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内希ガスの総量（①）を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量（②）を算出する。
- ③ 格納容器空間体積（9800m³）から核種ごとの希ガス量を除き、核種ごとの放射性物質濃度の合計（③）を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度に γ 線放出割合を乗じて算出した γ 線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計（④）を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第6表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))
2.2×10^{19}	9.4×10^{18}	9.6×10^8	5.6×10^0	1.7×10^8

第6表の換算係数は、原子炉停止から19時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第3図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値（Sv/h）の記録から、より精度の高い放射性物質濃度（Bq/cm³）を評価することが可能である。



第3図 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

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

(a) 事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量 (Bq) を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量 (Bq) を算出する。
- ③ MAA Pコードを用い、代表的な重大事故時想定^{※1}における主要な放射性物質の原子炉格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量 (Bq) より壁面沈着分の放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) から検出器への線量の寄与 (Sv/h) について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をあらかじめ用意する。

(b) 放射性物質の推定方法

- ① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定^{※1}の中より最も事象進展が近いものを選定する。
- ② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をもとに、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。
- ③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。

※1：事前に評価する代表的な重大事故時想定として、原子炉格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性がある場合において、その影響（概算）を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。

b. フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法

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

(a) 事前準備事項

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

(b) 放射性物質の推定方法

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

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する場合、エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・エアロゾルの再浮遊
- ・フィルタの閉塞

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) エアロゾルの再浮遊

a. ベンチュリスクラバ

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、

以上のとおり、フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸

気によって冷却されることから、この影響について評価する。

イ. 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の とする。

ロ. 蒸気割合

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし、圧力、温度条件はベント後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱 (100 °C飽和蒸気) = 2.256E+6 J/kg
- ・比熱 (100 °C飽和蒸気) = 2,077 J/kg°C

ハ. 評価結果

ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量（フィルタ装置内の発熱量）に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。

- ・上昇温度

したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：C s OHの融点：272.3 °C）に対し十分低く抑えることができる。

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する CaO_2 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

b. 影響評価

(a) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。

(b) 金属フィルタ（エアロゾルによる閉塞）

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

イ. 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は [] まで許容されることが確認されている。

ロ. エアロゾル量

原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウエルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量と NUREG-1465 に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38 kg となる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400 kg に設定している。

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮すると、設計エアロゾル重量 (400 kg) に対して金属フィルタへの移行量は、4 kg となる。

ハ. 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4 kg となることから、金属フィルタの負荷は [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

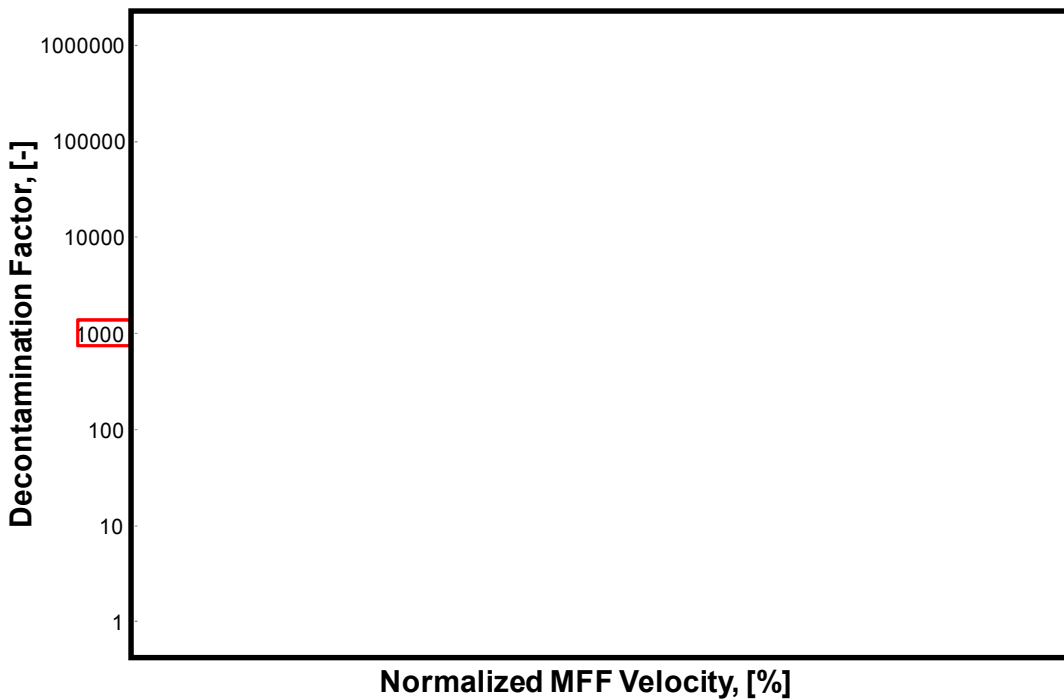
(c) 金属フィルタ（液滴による閉塞）

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、

低流速では、機能の低下が懸念されるものの、J A V A試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲においても低下しないと考えられる。

- ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第1図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。
- ② ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿分分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第1図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数（J A V A試験）

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。

- ・無機よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) 無機よう素の再揮発

a. 想定する状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732に類似の影響評価に関する知見が得られている。

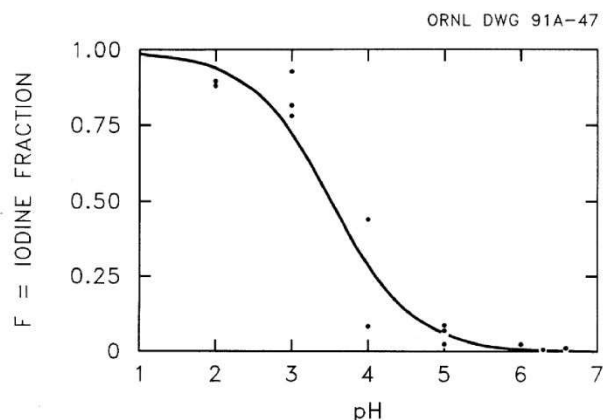
NUREG/CR-5732によれば、原子炉格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は2つの効果が組み合わさって影響を受けることとなる。

① 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存する。第 1 図に pH に対する平衡の関係を示す。



第 1 図 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中の無機よう素 (I₂ (aq)) と気相中の無機よう素 (I₂ (g)) の存在比は以下のよう表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

[I₂ (aq)] 及び [I₂ (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

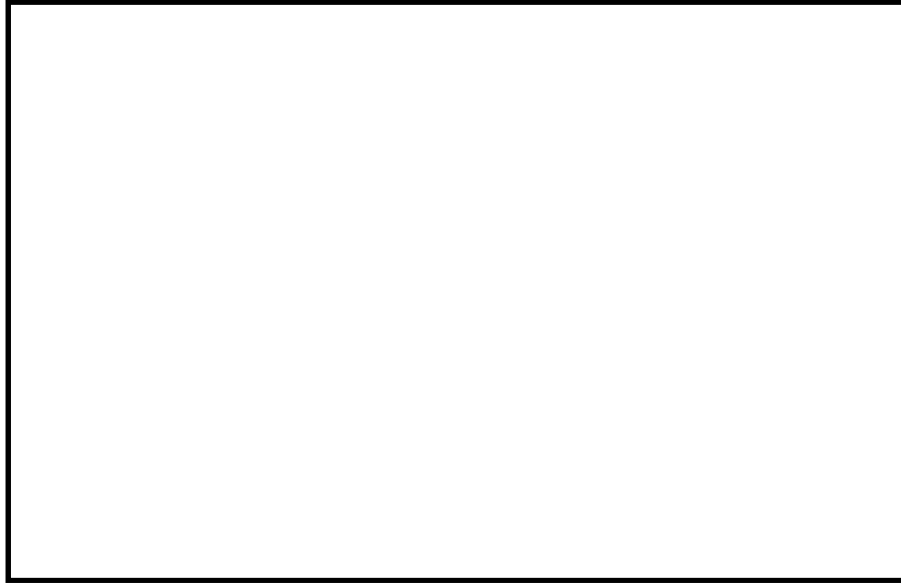
気液界面 (フィルタ装置水面) における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

JAVA試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第1表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第2図に示す。

第1表 JAVA試験結果 (無機よう素除去性能試験結果)

--



第2図 温度に対する無機よう素除去性能（J A V A試験）

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

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

$$[] \cdots (1)$$

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる [] の量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる [] の割合は待機時下限水位に対して [] [] であるため、 [] となり [] の量は [] となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたOR I GEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果、約 24.4 kg とする。

- ・原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61 % とす

る。

- ・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5 %，無機よう素 91 %，有機よう素 4 % とする。

以上より，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8 g/mol）

の量は となる。

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから，ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の反応に必要なの量は となる。スクラビング水に含まれるの量は であることから，が容量不足となることはない。

(3) 薬剤の管理について

は化学的に安定しており，系統待機中において，変質することがないことから，PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し，の濃度が以上であることを施設定期検査ごとに確認する。

また，上記管理について，原子炉施設保安規定に規定する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4 %を仮定している。

原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、原子炉格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている。

WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を第2表に示す。

第2表 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1 %未満	0.01 %未満
放射線場	2.2 %未満	0.02 %未満
合計	3.2 %未満	0.03 %未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233で示される3.2 % (合計) に基づき決定している。しかし、WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、原子炉格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を第3表に、pH調整が実施されていない場合の結果を第4表に示す。BWRプラント（Grand Gulf Peach Bottom）では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

第3表 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第4表 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195で示されている4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

<参考図書>

1. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"
2. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"

よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する場合，よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として，以下の点を考慮する必要がある。

- ・よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発
- ・吸着材の容量減少
- ・吸着材の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) よう素の再揮発

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

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

また，よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は，ベント中はベントガスにより冷却され，ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから，この冷却条件における上昇温度を評価する。

(a) よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWR プラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象とした ORIGIN 2 コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果，とする。

- ・原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき，原子炉格納容器へのよう素の放出割合を 61 % とする。

- ・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき，よう化セシウム 5 %，無機よう素 91 %，有機よう素 4 % とする。

- ・原子炉格納容器内の除去係数（無機よう素）

原子炉格納容器内の沈着やスプレイ，サプレッション・プールによるスクラビング効果によっては，保守的に除去されないものとして評価する。

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能（DF=100）を考慮して，ベンチュリスク

ラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、よう素除去部の有機よう素の除去性能は $DF=50$ であるが、有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

第1表 よう素除去部での発熱量 (単位:W)

	原子炉停止後時間	
	19 hr	168 hr
有機よう素+無機よう素の発熱量		

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素による冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間)
- ② 原子炉停止後 168 時間 (事象発生 7 日後)

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、可搬型窒素供給装置による窒素流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の $27\text{ }^{\circ}\text{C}$ (300 K) とする。

- ・窒素流量 = $200\text{ m}^3\text{ [N] / h}$
- ・窒素比熱 = $1040\text{ J/kg}\cdot^{\circ}\text{C}$
- ・窒素密度 = $125\text{ kg/m}^3\text{ [N]}$

また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。

- ・蒸気潜熱 ($100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 飽和蒸気) = $2.256\times 10^6\text{ J/kg}$
- ・比熱 ($100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 飽和蒸気) = $2077\text{ J/kg}^{\circ}\text{C}$
- ・原子炉格納容器内発熱量 = $2.03\times 10^7\text{ W (19 hr)}$
= $9.83\times 10^6\text{ W (168 h)}$

(c) 評価結果

よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。

<窒素ページの場合>

$$\text{上昇温度 (}^{\circ}\text{C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{(\text{比熱 (J/kg}^{\circ}\text{C)} \cdot \text{窒素ページ量 (m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素密度 (kg/m}^3\text{)})}$$

<蒸気の場合>

$$\text{上昇温度 (}^{\circ}\text{C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{(\text{比熱 (J/kg}^{\circ}\text{C)} \cdot \text{蒸気発生量 (kg/s)})}$$

$$\text{蒸気発生量 (kg/s)} = \frac{\text{原子炉格納容器内の発熱量 (W)}}{\text{蒸発潜熱 (J/kg)}}$$

第2表に窒素冷却における上昇温度を、第3表に蒸気（崩壊熱相当）冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても、よう素除去部の温度上昇は十分低く、よう素除去部の温度上昇は、再揮発が起こるような温度（400℃以上）に対して十分に低く抑えることができる。

第2表 窒素冷却による上昇温度（単位：℃）

	原子炉停止後時間
	168 hr
上昇温度	<input type="text"/>

第3表 蒸気（崩壊熱相当）冷却による上昇温度（単位：℃）

	原子炉停止後時間	
	19 hr	168 hr
上昇温度	<input type="text"/>	

(2) 吸着材の容量減少

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、J A V A P L U S 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

(a) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は約 12 wt%であるため、銀ゼオライト に含まれる銀の量は である。

(b) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果、約 24.4 kg とする。

・原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61 % とする。

- ・原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム 5 %，無機よう素 91 %，有機よう素 4 %とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能 (DF=100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54 mol，有機よう素約 4.7 mol であり、無機よう素 I_2 (分子量: 253.8) 約 136 g，有機よう素 CH_3I (分子量: 141.9) 約 666 g に相当する。

$$\begin{aligned} (\text{無機よう素 } (I_2) \text{ のモル数}) &= 24400 \text{ g} / 126.9 \text{ g/mol} \times 61 \% \times 91 \% / 100 (DF) \\ &\quad / 2 (I_2) \\ &= 0.536 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} (\text{有機よう素 } (CH_3I) \text{ のモル数}) &= 24400 \text{ g} / 126.9 \text{ g/mol} \times 61 \% \times 4 \% \\ &= 4.69 \cdots \text{mol} \end{aligned}$$

(c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量 (約 mol) は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、約 kg の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を約 g 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は約 t であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないとと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は約 g であり、無機よう素を含めても約 g であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

(3) 吸着材の変質

a. 想定する状態

よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光及び放射線の照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置容器内のよう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

放射線照射の影響については、銀ゼオライトは 5 MGy の放射線照射後においてもDFが□以上を満たすことを確認しており、東海第二発電所のフィルタ装置で想定される照射量は 3 MGy 程度であるため、捕集性能が低下するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水□と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準□を満たしていることを確認した。

<参考図書>

1. ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
3. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

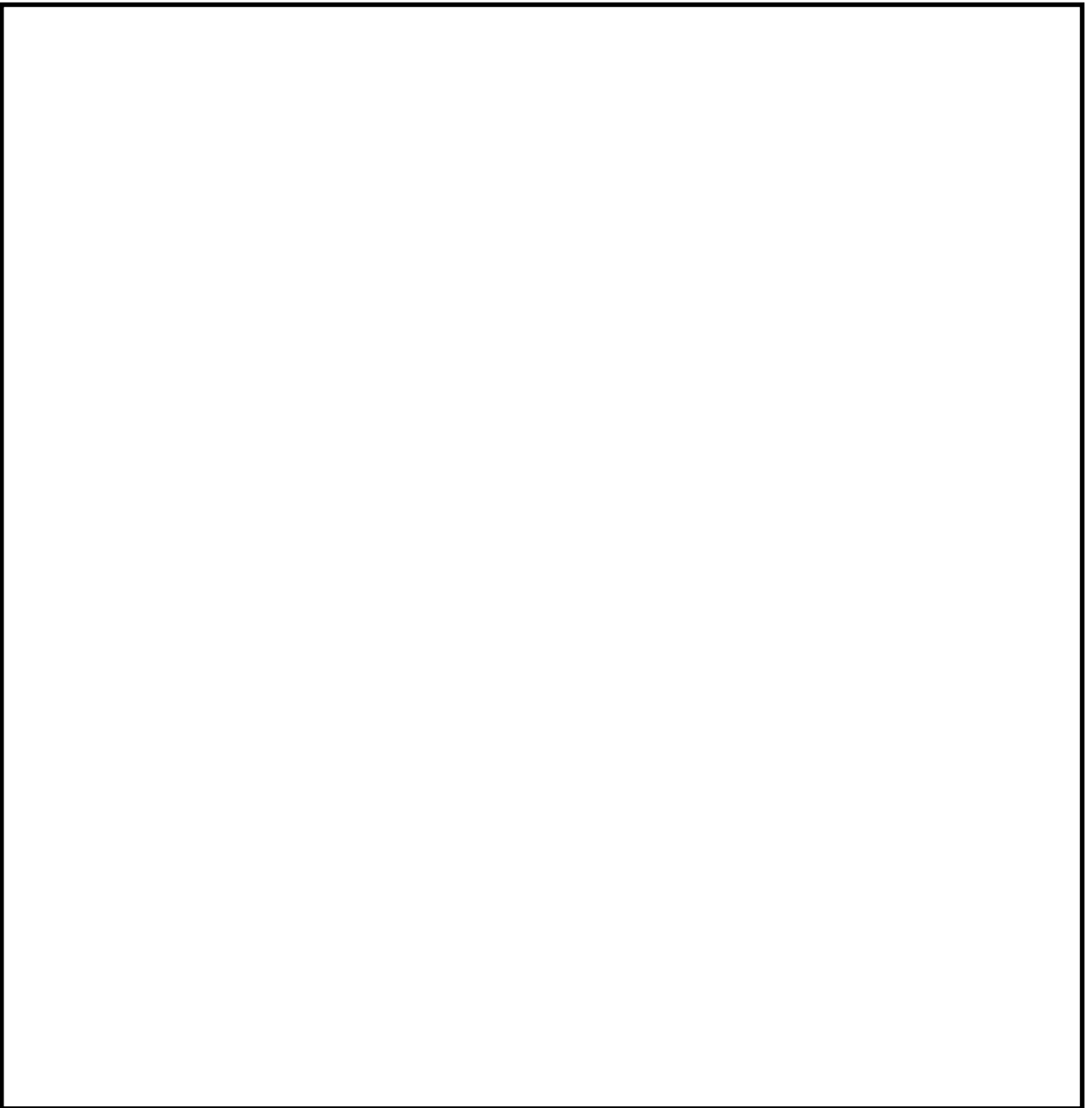
スクラビング水の保有水量の設定根拠について

スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、

と設定している。

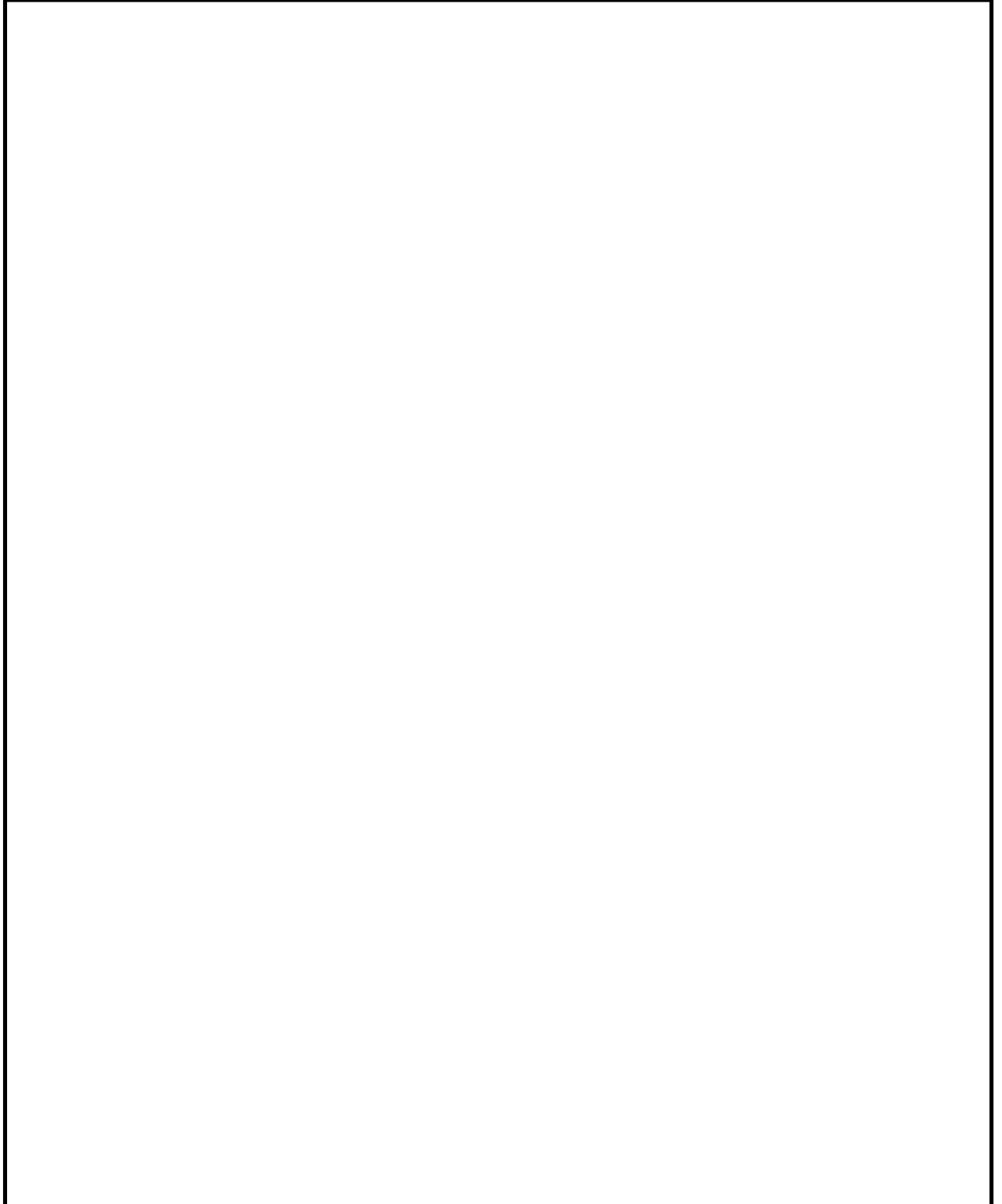
スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

(1) 最大水量について

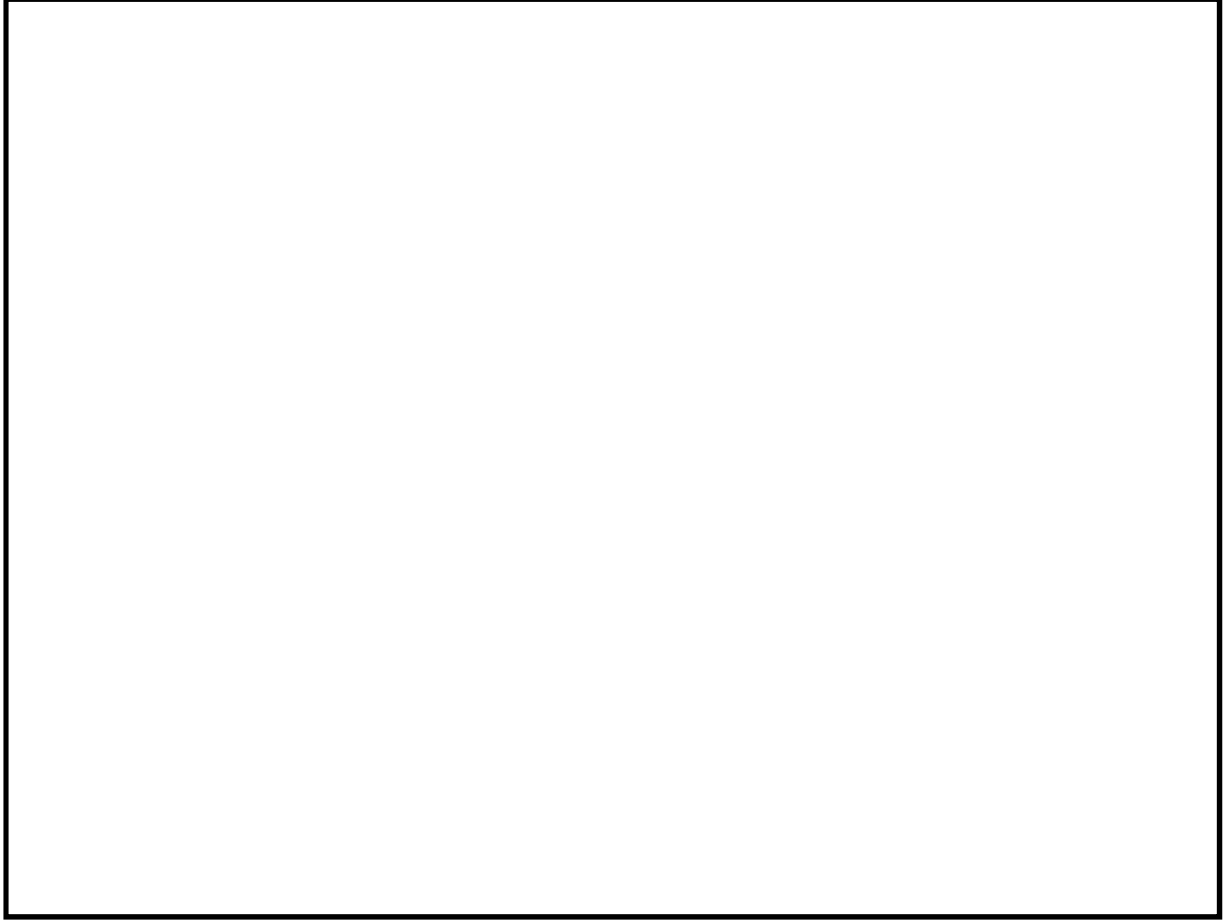


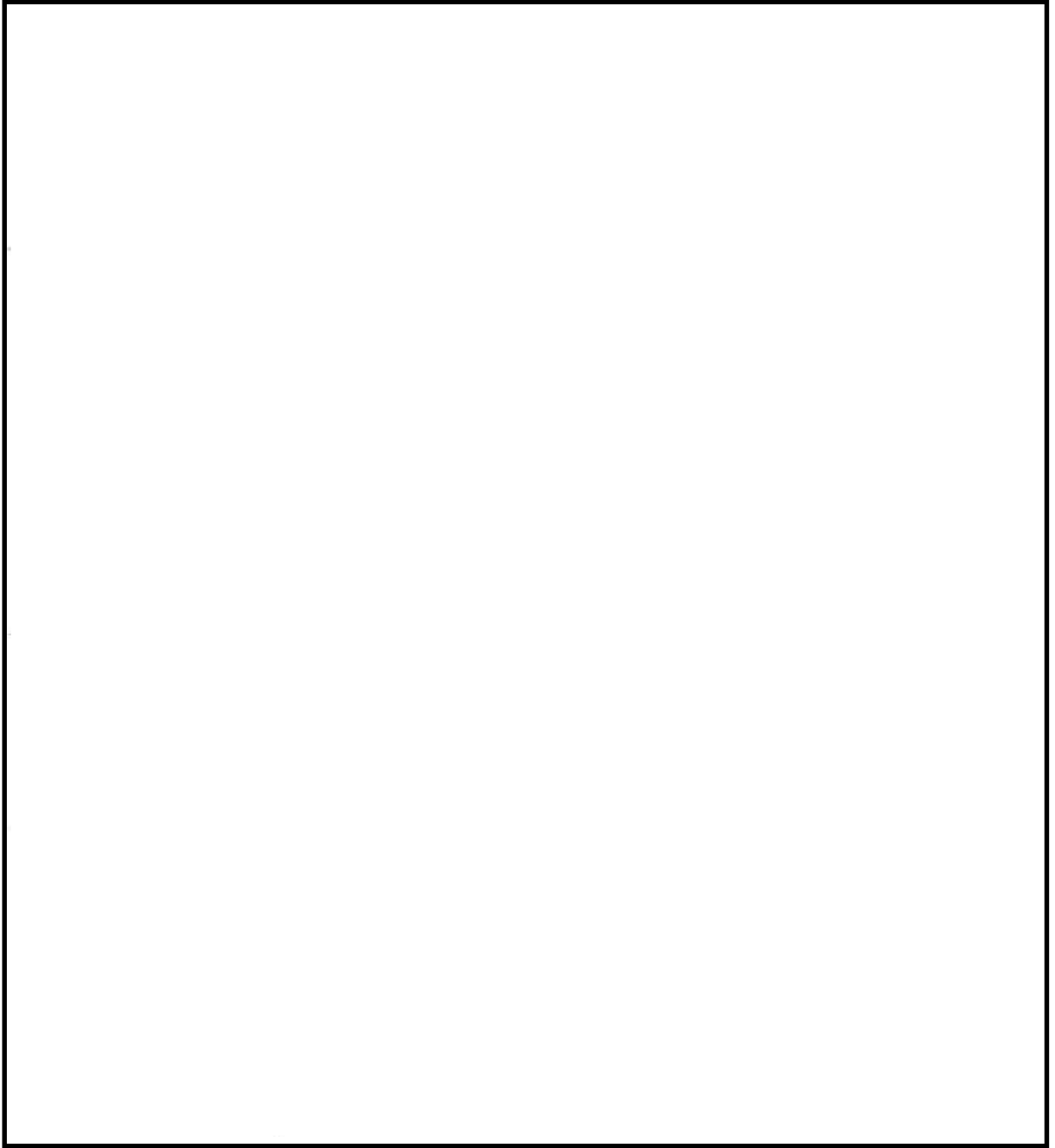


(2) 最小水量について



NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2





第 1 図 フィルタ装置水位の概略図

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラビング水の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断LOCAを想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動より評価する（第1表）。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・初期水位：
- ・室温：25 °C^{※1}（系統待機時），65 °C^{※2}（ベント実施中）
- ・ベント時の原子炉格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量：

※1：ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値

※2：スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値

※3：19時間ベントの解析結果にNUREG補正した原子炉格納容器外へ放出された放射性物質（希ガスを除く）の発熱量（約15 kW）に余裕を考慮した値

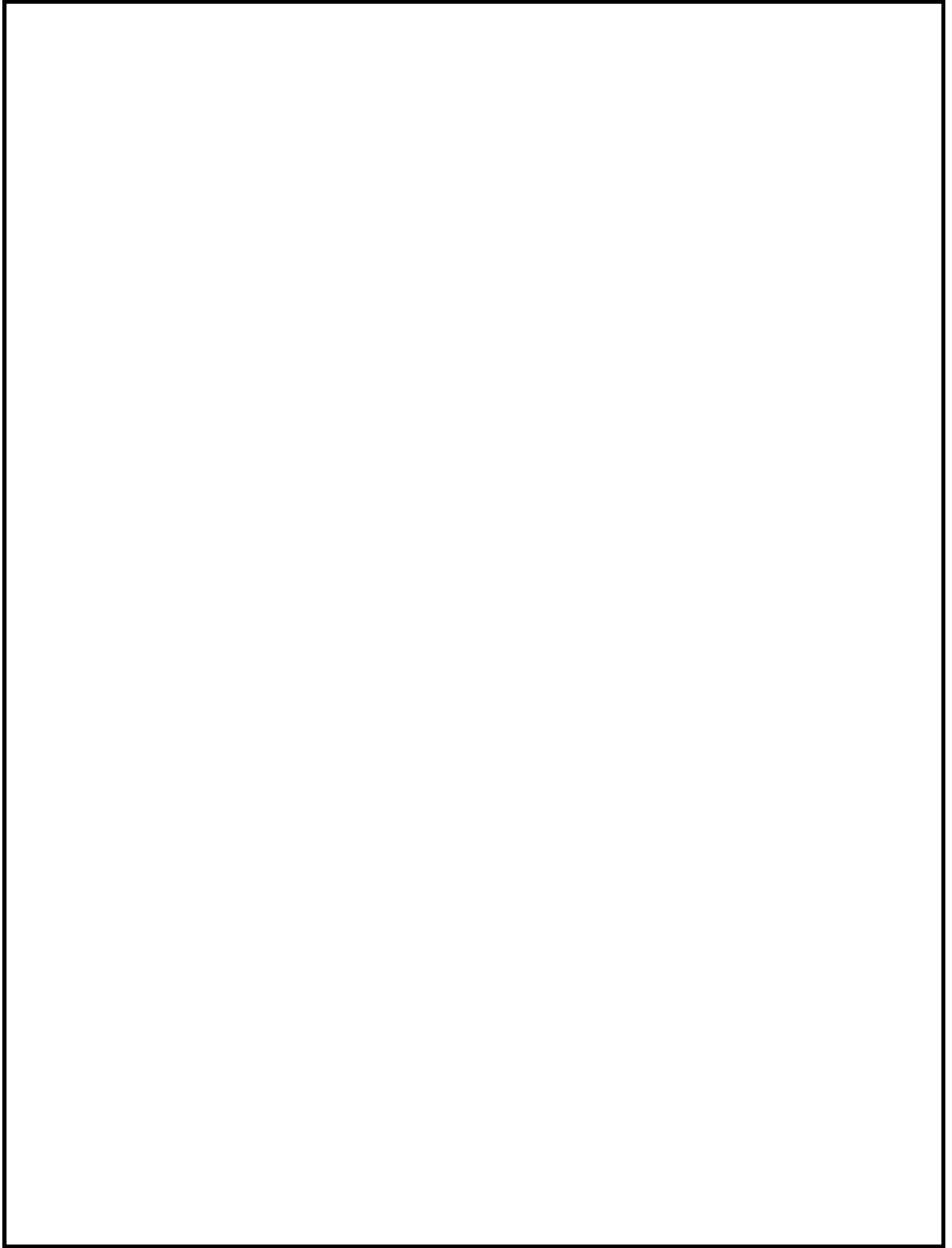
【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるドライウェルベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間（168時間）運転員による水の補給操作は不要となる。

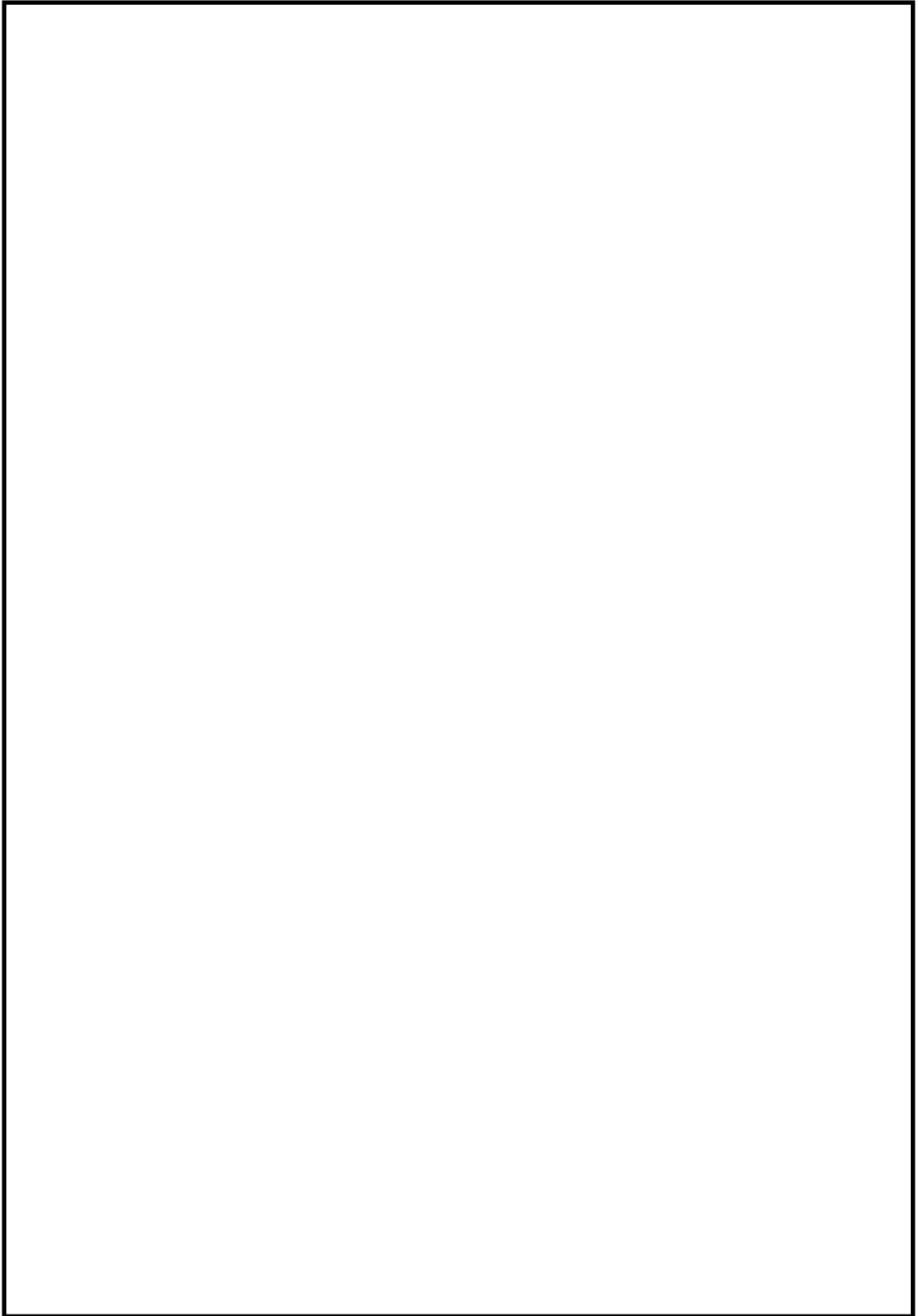
第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1%相当の時間】	19時間後※ 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内発熱量	500 kW 【ベント時間 2時間～3時間ベース】	20 kW 【ベント時間 19時間ベース】

※：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース



第 2 図 ベント時の圧力推移図（水位計算時）

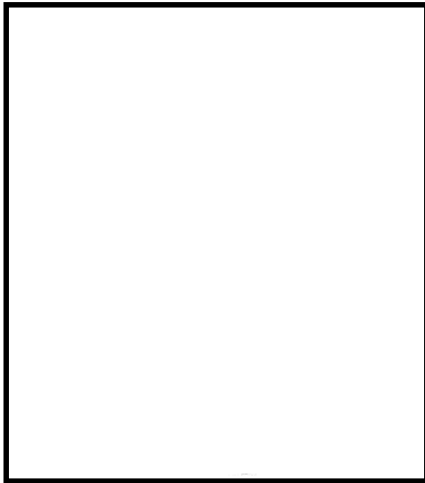


第 3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水の下限水位の設定について

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

ベンチュリスクラバは、図4のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。

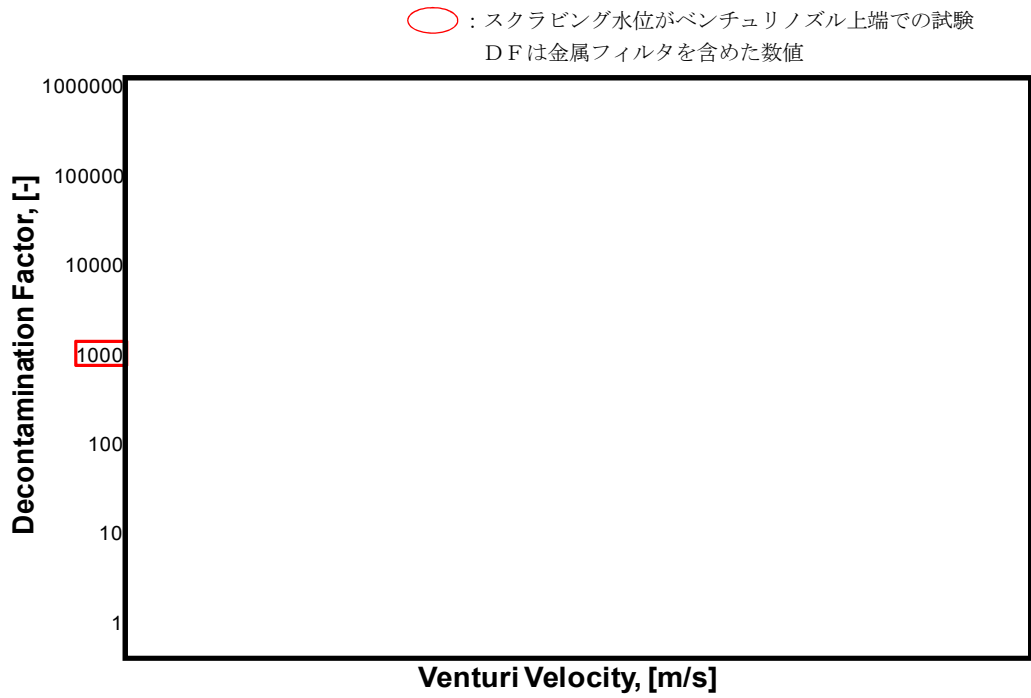


- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入
- ②スロート部でベントガス流速が増大
- ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴）
- ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる
- ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出

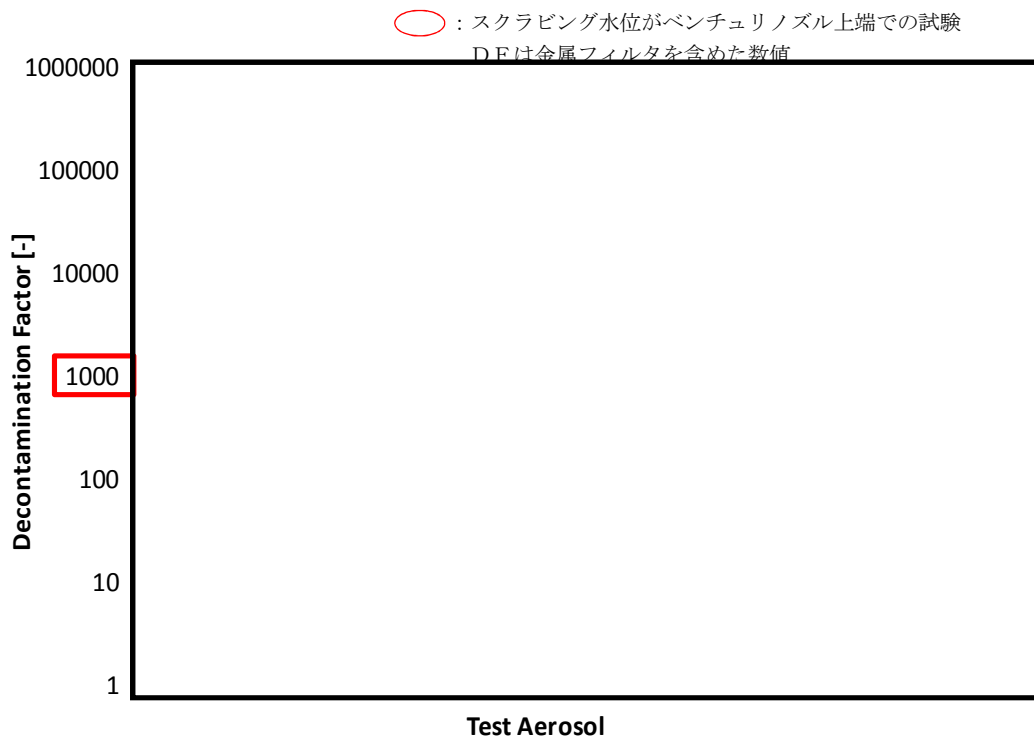
第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理

(1) エアロゾルのDFについて

- ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。
- そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1000以上を十分に確保できている。



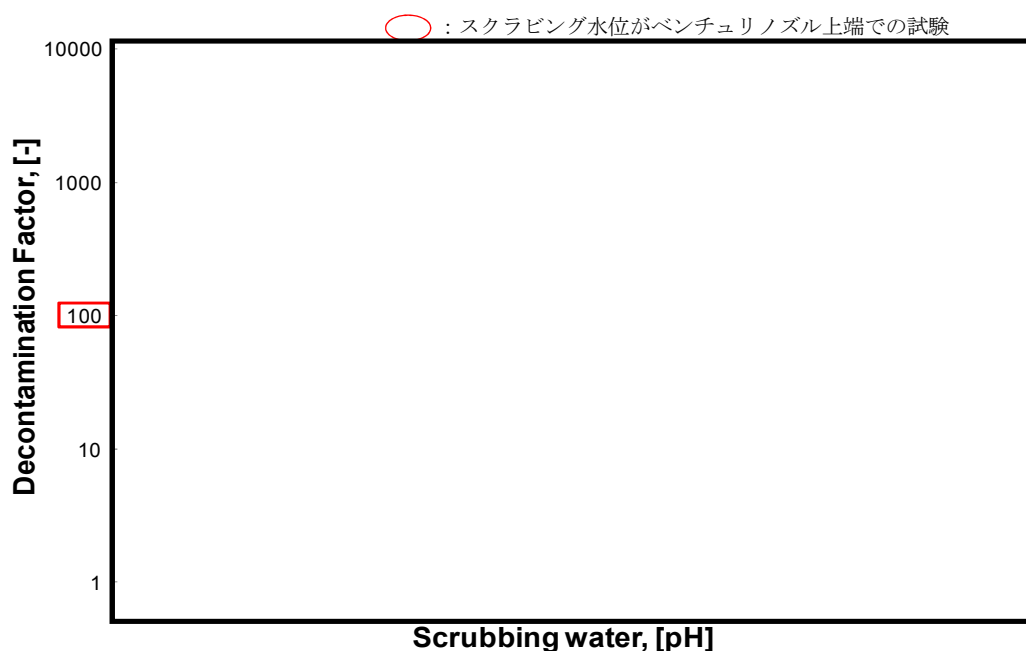
第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係（J A V A試験）



第6図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係（J A V A試験）

(2) 無機よう素のDFについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF 100以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のpHと無機よう素DFの関係（JAVA試験）

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

実運用における系統待機時（通常時）のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端（1325 mm）を十分に上回る2530 mmとし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位1500 mm以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。

スクラビング水のpHについては、待機時にpH 13以上（NaOH濃度 wt%相当）であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

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

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

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

ここで、

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

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

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{\quad}$ [mm]

h : スクラビング水上限水位 $\boxed{\quad}$ [mm]

g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]

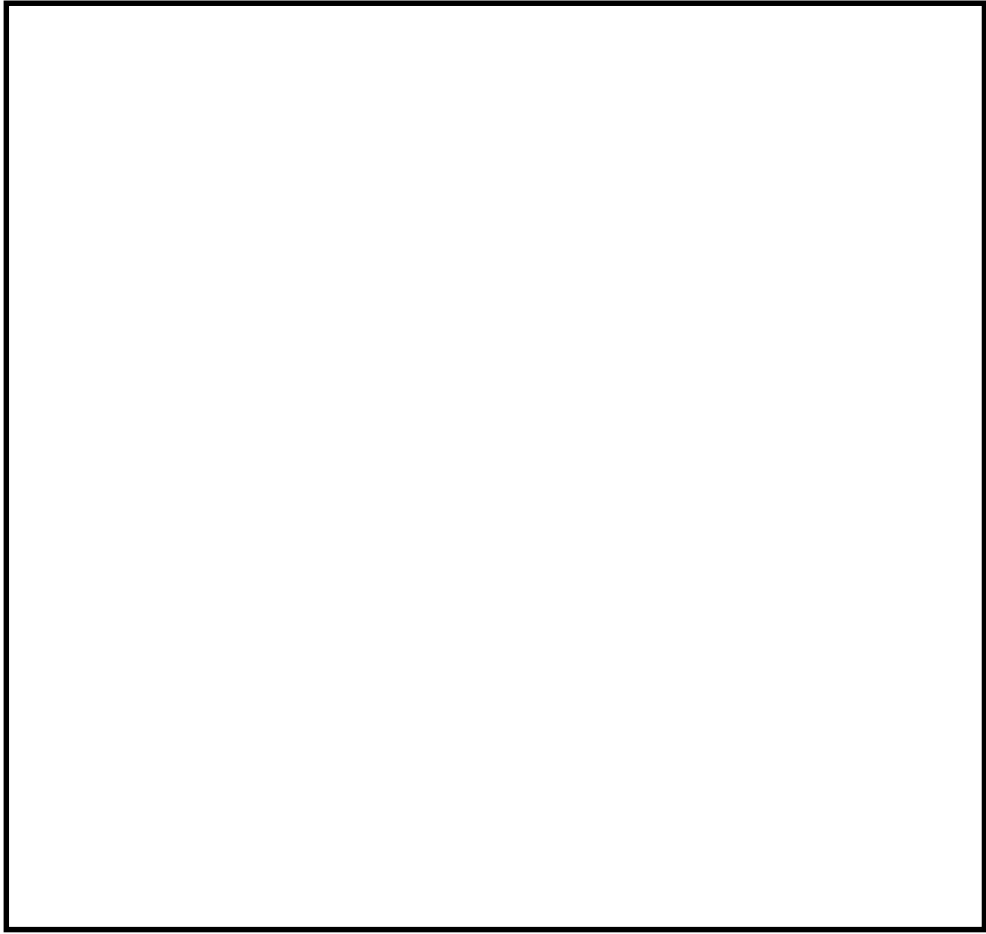
S_A : 応答加速度 $\boxed{\quad}$ [mm/s²]

(原子炉建屋の地震動S_sから保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{\quad}$ mm上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{\quad}$ mmと算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。



また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、原子炉格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

よう素除去部へのスクラビング水の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。

ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として、スウェリングにより、よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

また、格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。

(1) スウェリングの影響について

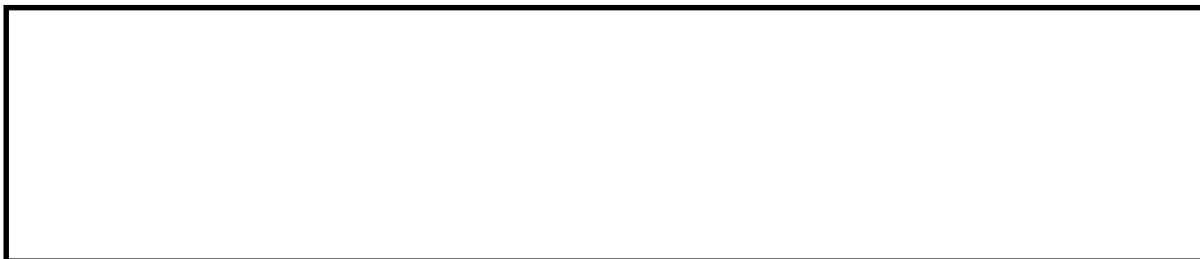
スクラビング水に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇するとともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部で蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。

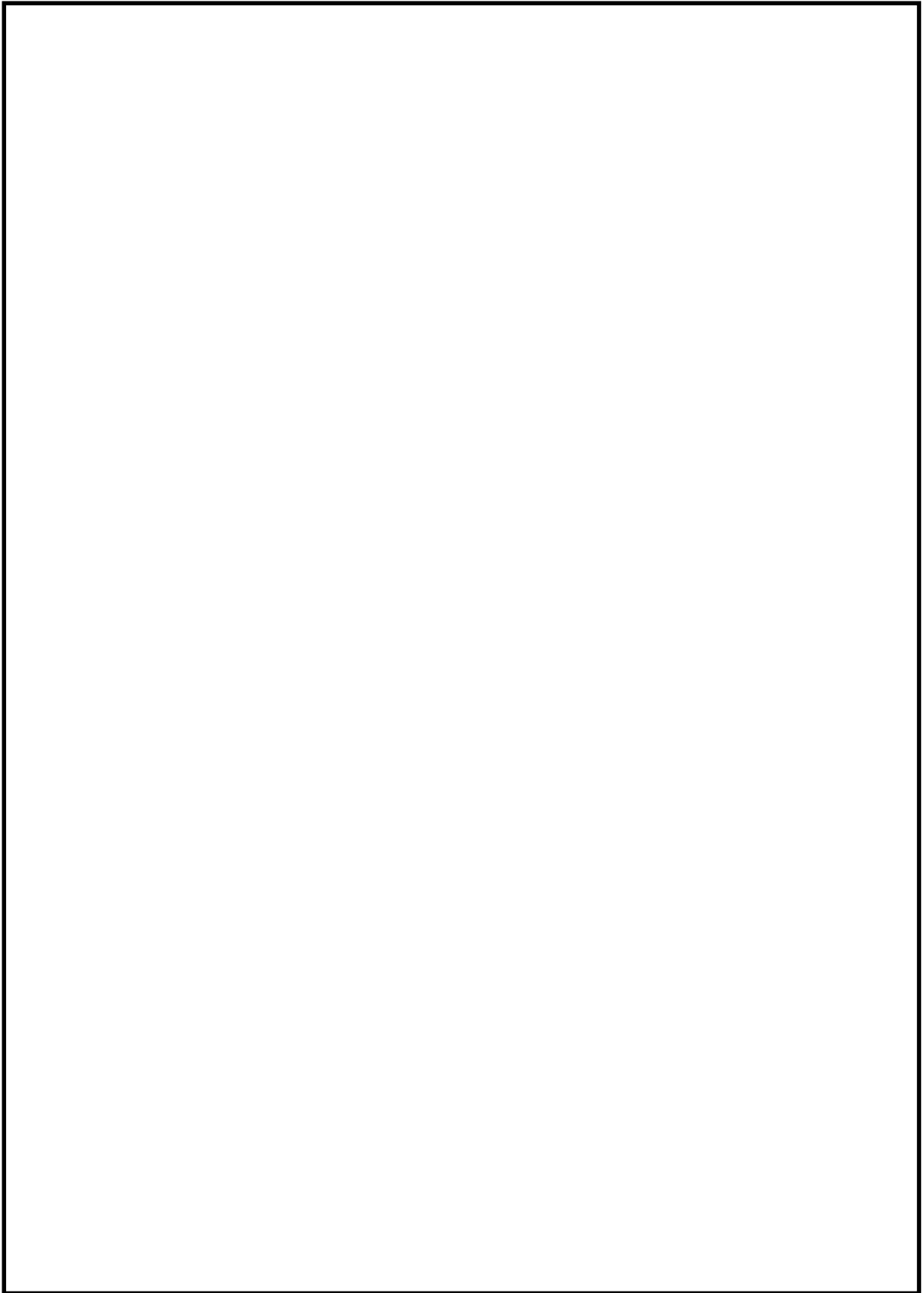
スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。



したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。

フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第 1 図に示す。





第 1 図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

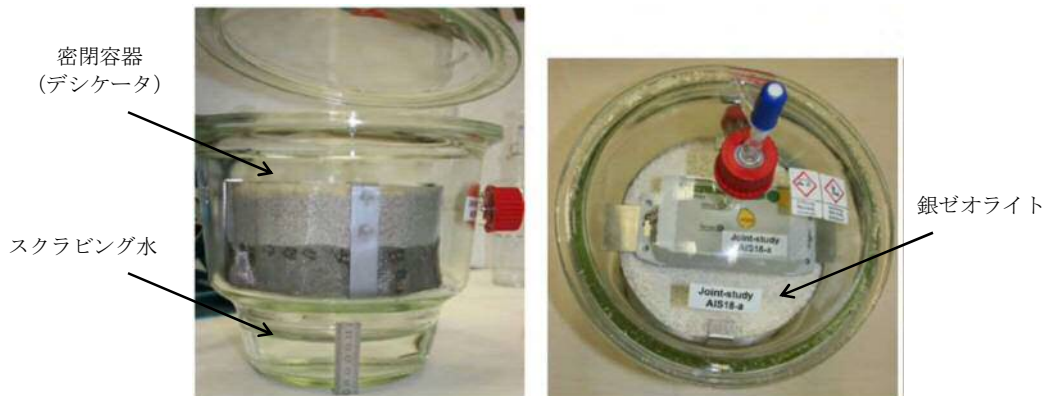
この保管状況において湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響を確認するため、密閉容器内にスクラビング水 と銀ゼオライトを第1表に示す環境で保管し、よう素除去効率を6カ月後及び15カ月後に測定を実施した結果と銀ゼオライトの保管の様子を各々第2表と第2図に示す。

第1表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

第2表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後



第2図 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると、6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準 を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。

なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、内部溢水及び意図的な航空機衝突とする。ただし、洪水、地滑り、生物学的事象（海生生物）、高潮の自然現象、並びに航空機落下、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突の外部人為事象については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風) , 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風) , 荷重 (気圧差) , 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行い, 凍結し難い設計とする。また, 適宜ドレン水を排出することから, フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	フィルタ装置は, 格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

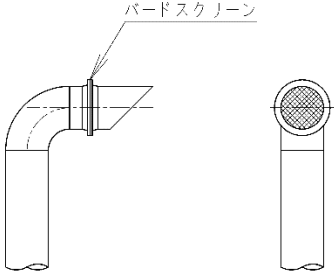
第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	荷重 (積雪) , 閉塞	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 多量の積雪が確認される場合には, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については, 原子炉建屋等への避雷針の設置, 接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止で必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また, 系統開口部から降下火砕物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお, 降下火砕物の堆積が確認される場合には, 降下火砕物を除去する等, 適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため, 屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象	電氣的影響 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
			屋外	地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	温度 (輻射熱) , 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽及び屋外に設置される機器は、防火帯の内側に配置し、森林との間に適切な離隔距離を確保することで、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して、ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には、換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し、影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。
	近隣の工場等火災	温度 (熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して、離隔距離が確保されている。
	電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格 (J I S) 等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	<p>内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。</p> <p>隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。</p> <p>必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。</p>
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。
バードスクリーン	鳥の侵入による影響	屋外	<p>排気管先端に鳥侵入防止用金網を設置する。</p> 

NT2 補① V-1-8-1 別添3 R2

スクラビング水の pH について

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

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

なお、スクラビング水の pH については、pH 計を設置し、pH がアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、原子炉格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール 水溶存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—	
原子炉格納容器内塩素含有 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 (溶融炉心落下時)	二酸化炭素 (CO ₂)	—	
原子炉格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)	

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

a. 原子炉格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

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

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（循環冷却を使用しない場合）」において、ベント時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。

b. 原子炉格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

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

ここでは、原子炉格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出

されるものとして、 の酸が発生すると評価した。

c. 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

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

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

NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時（事象発生から約19時間後）には mol, 7日後には mol, 60日後には molとなる。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

$E(t)^\gamma, E(t)^\beta$: γ 線と β 線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30 cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において溶融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は molとなる。



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

として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3293 MW）を考慮して算出した結果、約 24.4 kg とする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61 % とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム 5 %、無機よう素 91 %、有機よう素 4 % とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量 253.8 g/mol）の量は約 13.6 kg（約 53.6 mol）となる。

（ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量）

$$24.4 \text{ [kg]} \times 61 \% \times 91 \% = 13.6 \text{ [kg]}$$

$$13.6 \times 10^3 \text{ [g]} / 253.8 \text{ [g/mol]} = 53.6 \text{ [mol]}$$

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（)との反応により捕集される。

・・・(1)

この反応によって消費される塩基の量はmolとなる。なお、この反応において

mol消費される。

f. の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれるは、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解されるの量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費されるの量を見込まず、スクラビング水に含まれる全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、の分解により消費される塩基の量はmolとなる。

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

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

【事象発生7日後での塩基の消費量 (mol)】

- ・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・サプレッション・プール水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・MCC I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (約9970 mol)】

- ・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・サプレッション・プール水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・MCC I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

(3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 mol) を考慮する。

消費される molの塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35 t) 時に約1.1 wt% (=9,970×40 / (35×10⁶)) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の水酸化ナトリウム濃度は、待機時最低水位 t) 時に wt%とする。

この場合、初期のpHは 60日後のスクラビング水のpHは であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 mol) が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の塩基の消費量は であり、待機時にスクラビング水に含まれる の量は十分である。この場合、スクラビング水のpHは となる。

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

フィルタ装置スクラビング水に添加する [] の水系の相平衡については、「Cmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemlie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である [] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に [] が析出することはない。

また、[] は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。

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



第1図 [] の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH 7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

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

- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

- ・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。

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、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 ‘ ‘Iodine Evolution and pH Control’ ’ , Dec.1992
2. NUREG/CR-5564 ‘ ‘Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement’ ’ , Apr.1992

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

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

第1表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第1表 スクラビング水接液部の材質

	部位	材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP (計装配管，ドレン配管，給水配管)
内部構造物	多孔板，支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	
	金属フィルタ	ドレン配管：SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材：SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水はpH13以上の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

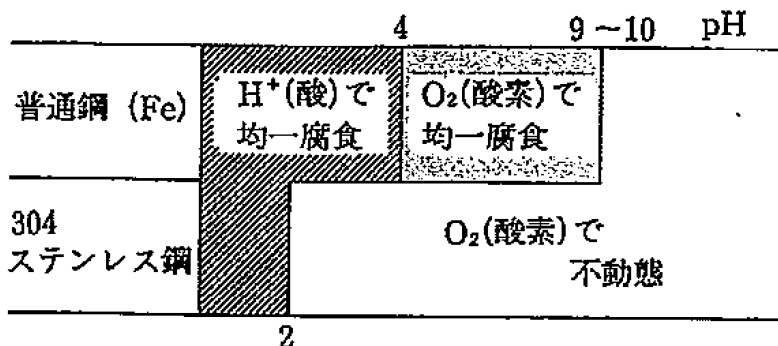
(1) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は，金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304は第1図に示すとおり，pH2以上で不動態化するため，強アルカリ環境では，全面腐食に対する耐性がある。

系統待機時はpH13以上で水質が維持されることから，不動態化が保てることとなる。

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



第1図 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態とpHの関係

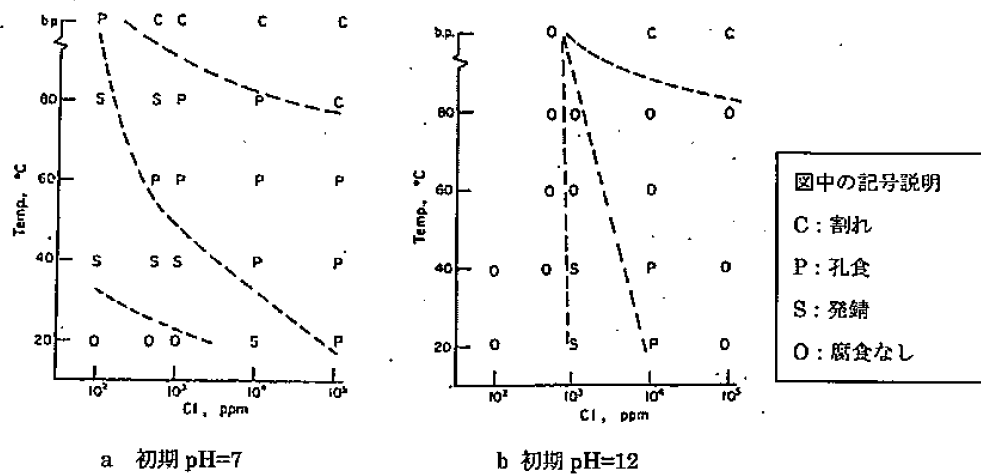
b. 孔食

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

第 2 図に SUS304 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す。孔食発生領域は pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生リスクは低減する。

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

なお、系統待機時は pH13 以上であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



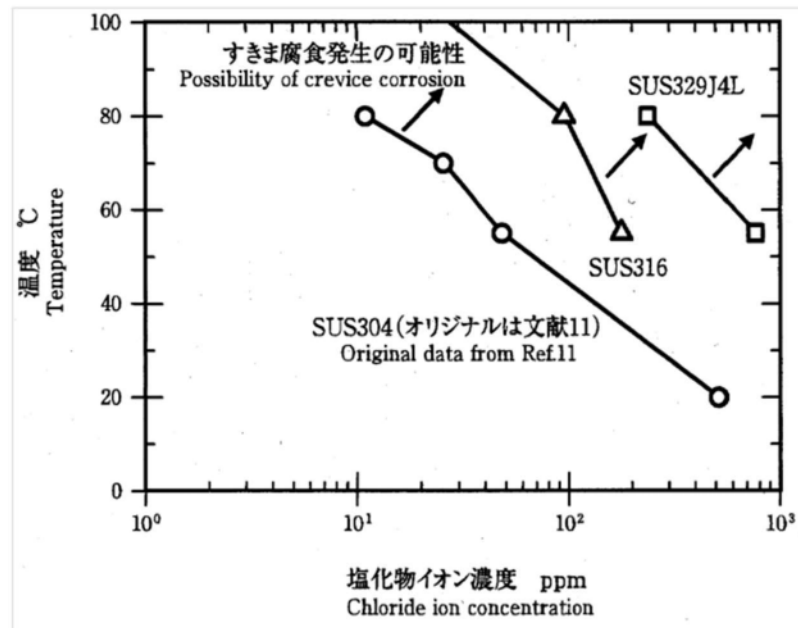
第 2 図 SUS304 の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

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

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

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



第3図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

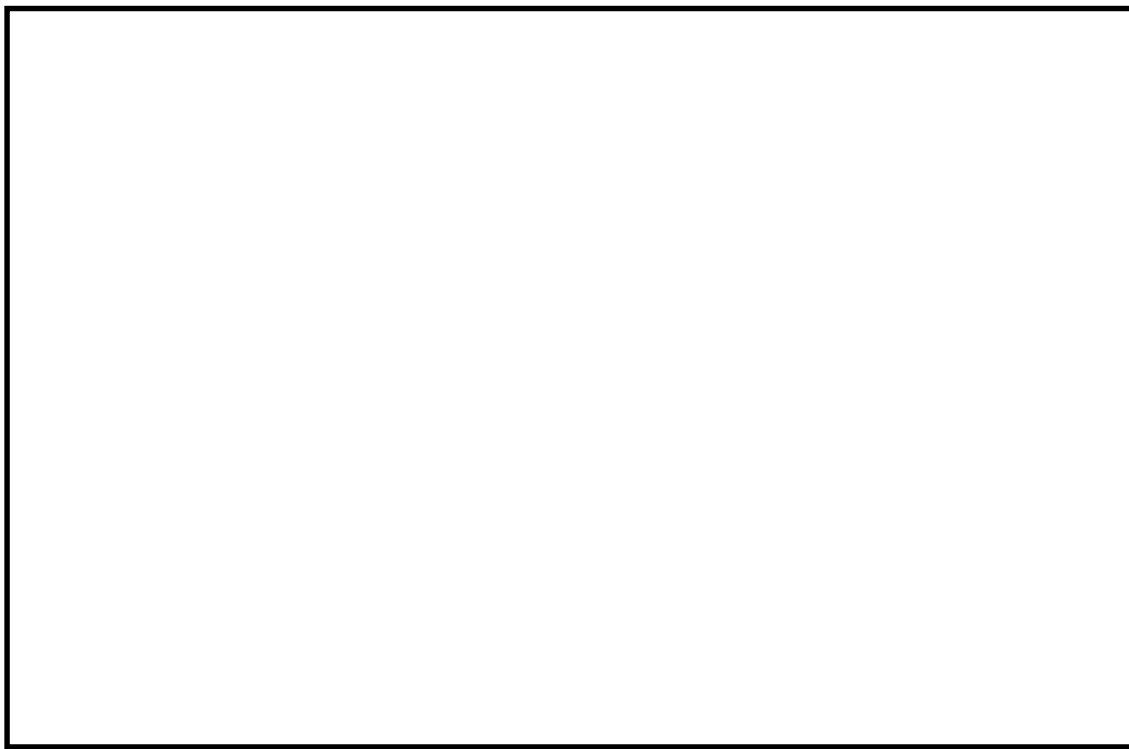
d. 応力腐食割れ

応力腐食割れ（SCC）は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [] 環境における応力腐食割れ発生に関する評価結果を示す。

(a) アルカリ環境における応力腐食割れ

第4図に SUS304, SUS316 の [] 濃度に対する応力腐食割れ発生限界を示す。フィルタ装置の使用環境は、 [] となる。また、ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [] [] いずれの場合においても応力腐食割れの発生領域から外れており問題のないことがわかる。

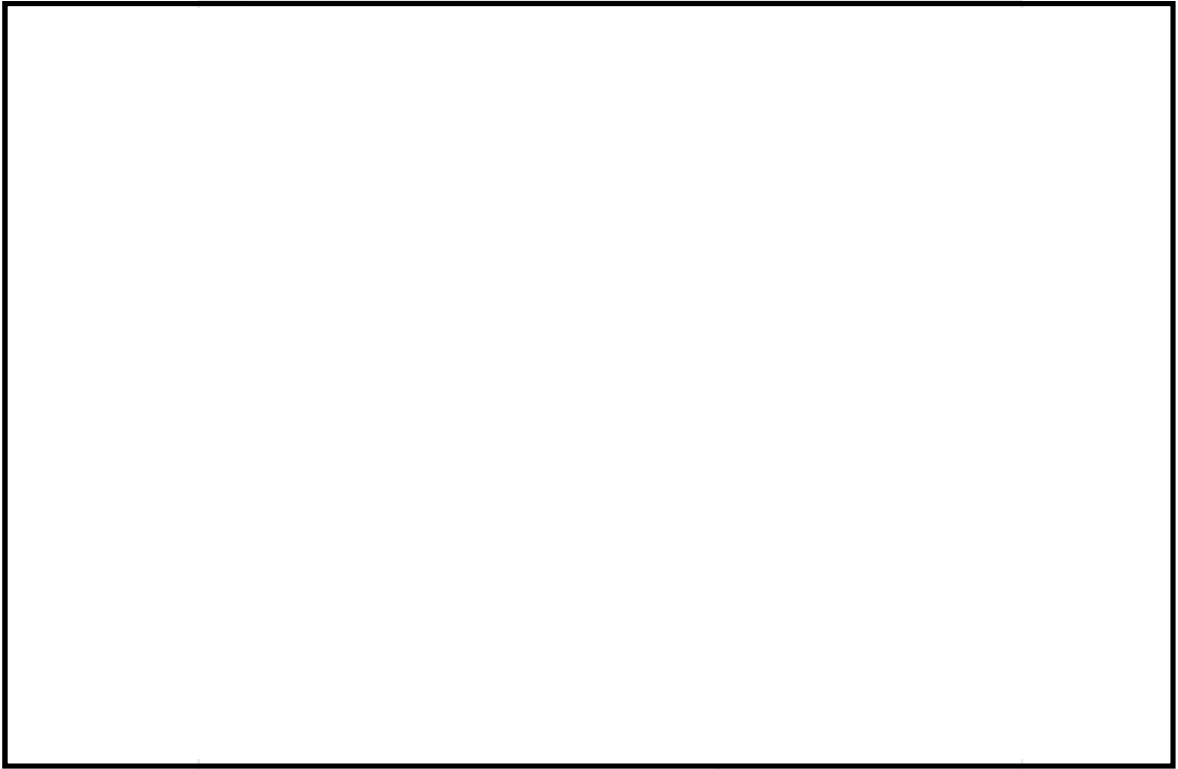
使用する材料である SUS316L や [] 等については、耐応力腐食割れに優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。



第4図 SUS304, SUS316 の [] 溶液中の耐食性

(b) [] 環境下における応力腐食割れ

第5図に [] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験（SSRT）の結果を示す（参考図書5）。この試験は室温（23℃）において、 [] [] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、応力腐食割れの発生が認められなかったことを示している。実機の [] 濃度も同等であり、SUS316L や [] 等については鋭敏化し難く、耐応力腐食割れに優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



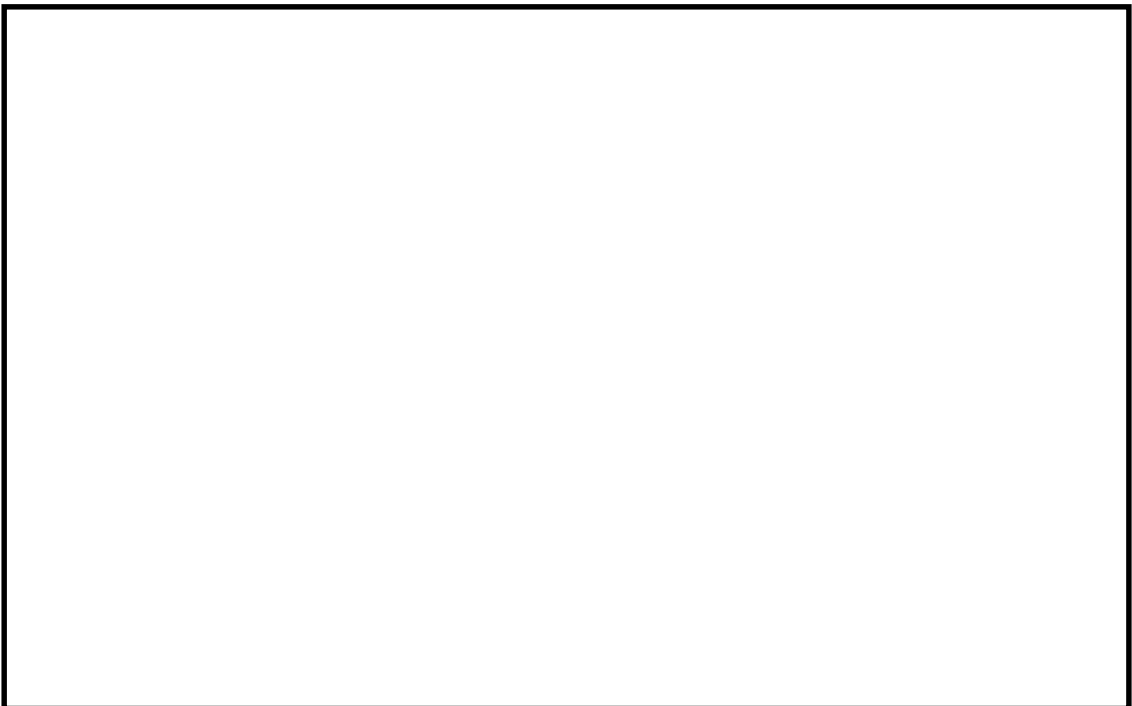
第 5 図 水溶液中における 304 ステンレス鋼の低ひずみ速度試験結果

(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認





第6図に示すとおり、

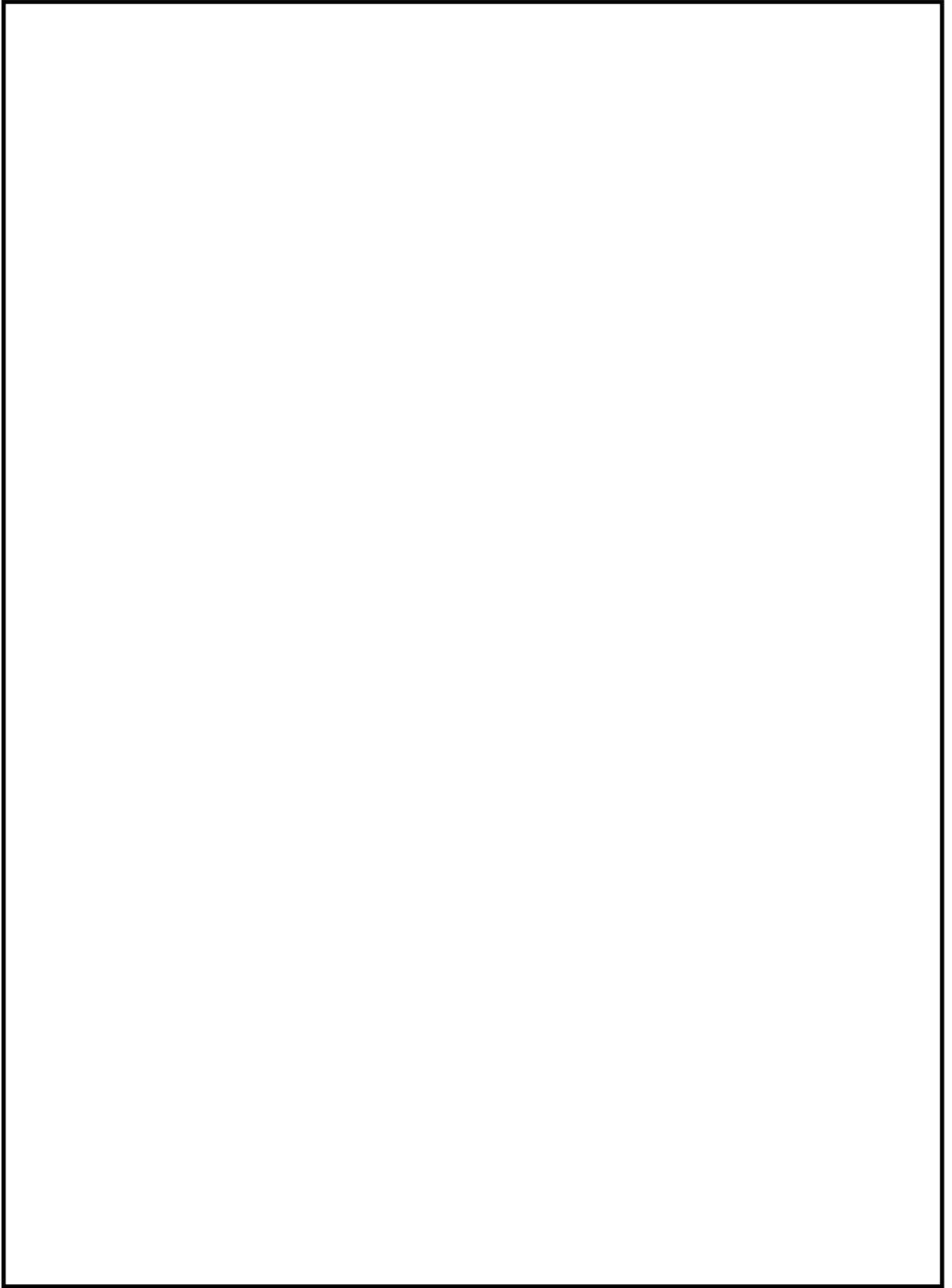


第6図 ベンチュリノズル内面観察部位

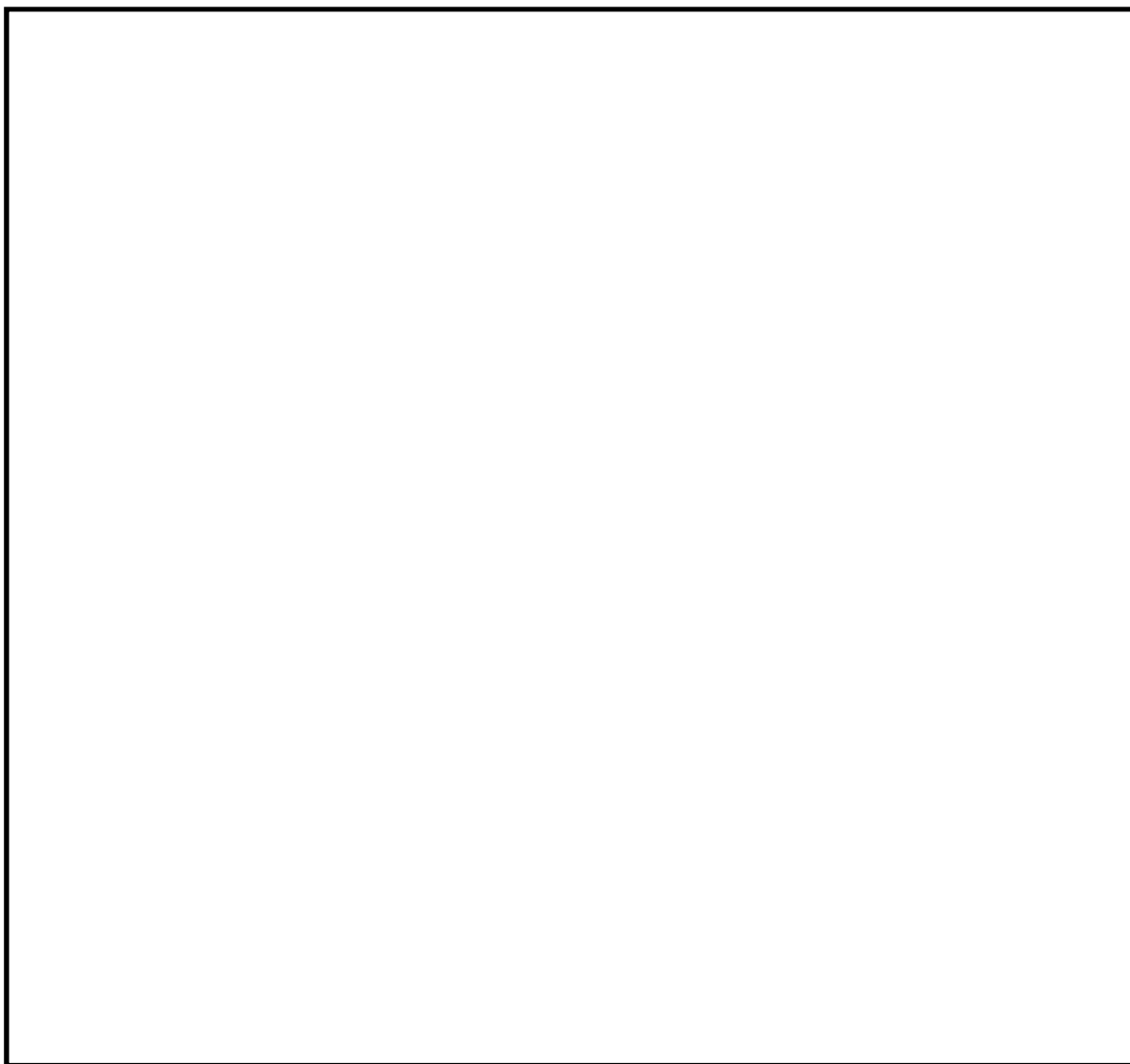
第7図及び第8図に



液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第7図及び第8図に示す   もと考えられる。したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。



第7図 ベンチュリノズル内面SEM観察結果 (1/2)



第 8 図 ベンチュリノズル内面SEM観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

(a) 評価部位



このため、ベントガスが流れるベンチュリノズル内部のうち、液滴衝撃エロージョンは、液滴がほぼ垂直に衝突するカバープレート部内面に発生するものと考えられる。なお、スロート部は最もガス流速が速くなるものの、ベントガスの流れがアウトレットコーンに沿って流れることから、液滴の衝突角度がほぼ0度（衝突面となるアウトレットコーンと並行）であり、液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。

(b) 液滴の衝突速度

液滴の衝突速度は、

液滴が衝突する速度を(1)式を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である

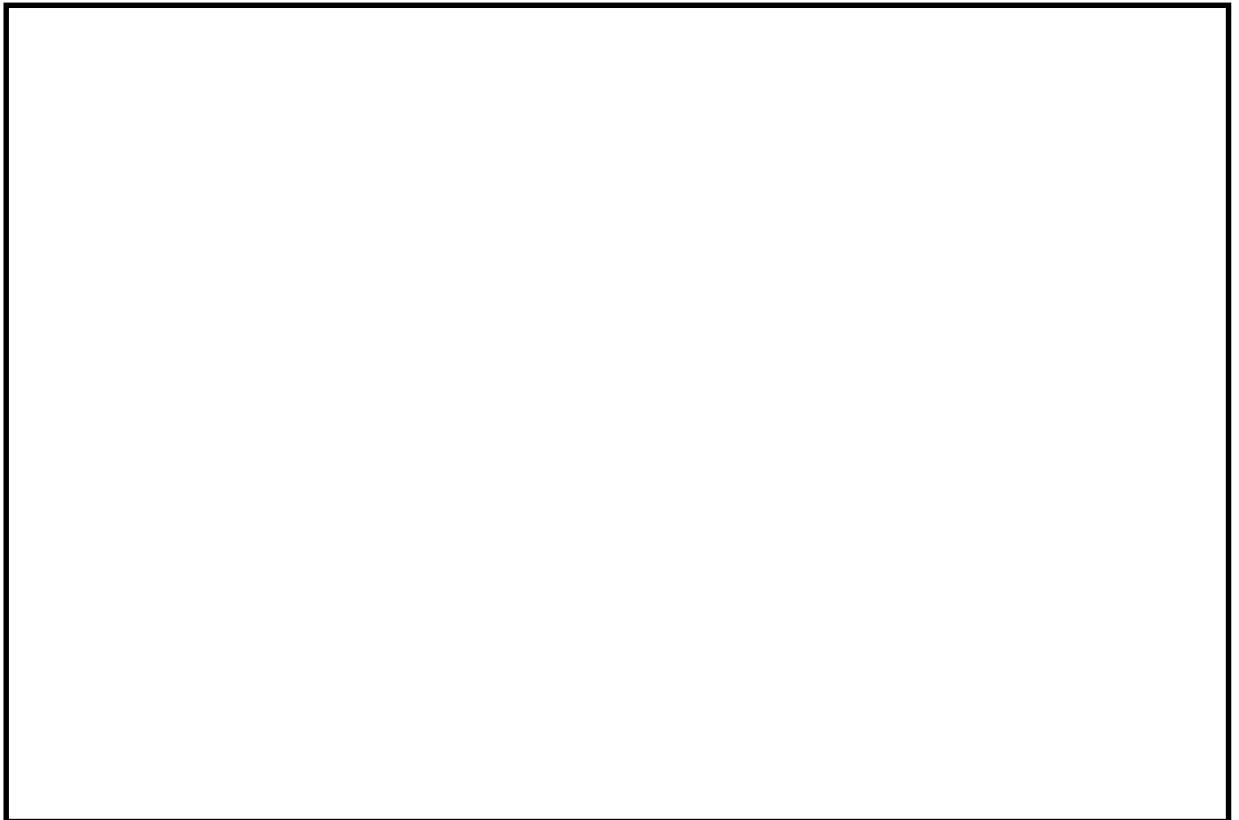
ととした。

$$\text{[]} \dots (1)$$

ここで、

(c) 評価結果

[]に衝突する液滴の速度 []は、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格（2005年度版）（増訂版）J S M E S C A 1 - 2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70 m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器圧力逃がし装置に使用する弁等には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン、ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃について満足する仕様のものを使用する。また、メーカーの試験実績より [] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の [] に対しても適用可能である。

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

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

<参考図書>

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

エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード（MAAPコード）より得られる粒径について、JAVA試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA試験と同様の除去性能（DF1000以上）が適用可能であることを確認した。

(1) JAVA試験におけるエアロゾルの粒径分布

JAVA試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、
を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径を以下に示す。



これらの試験用エアロゾルの粒径分布はを使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子をエアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA試験装置のサンプリングラインを第1図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第2図に示す。



第1図 J A V A試験装置サンプリングライン



第2図 サンプルガスの取出し部分概要図

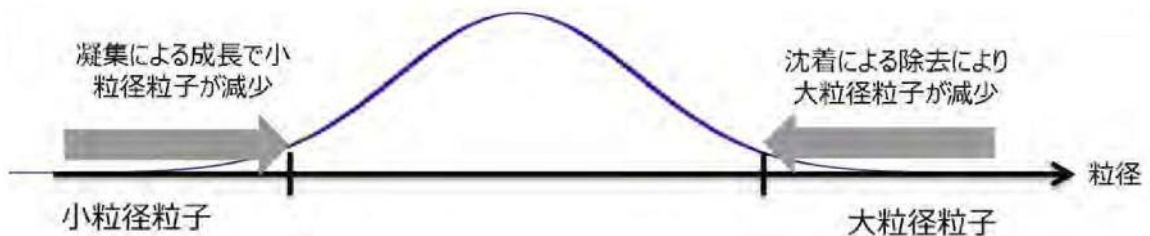
(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 粒径分布の収束効果

(a) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される。第3図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。

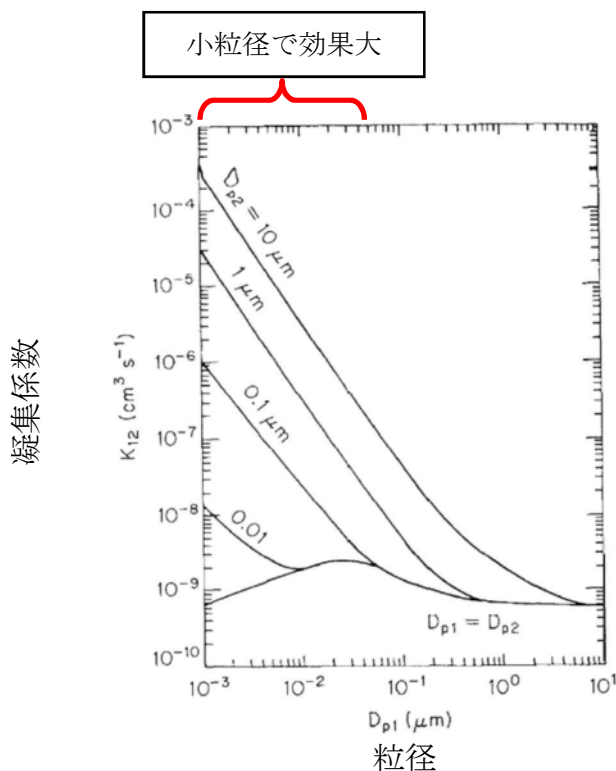


第3図 エアロゾル分布形成のイメージ

イ. 凝集による成長

小粒径のランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により，他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は，特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第4図に示す。

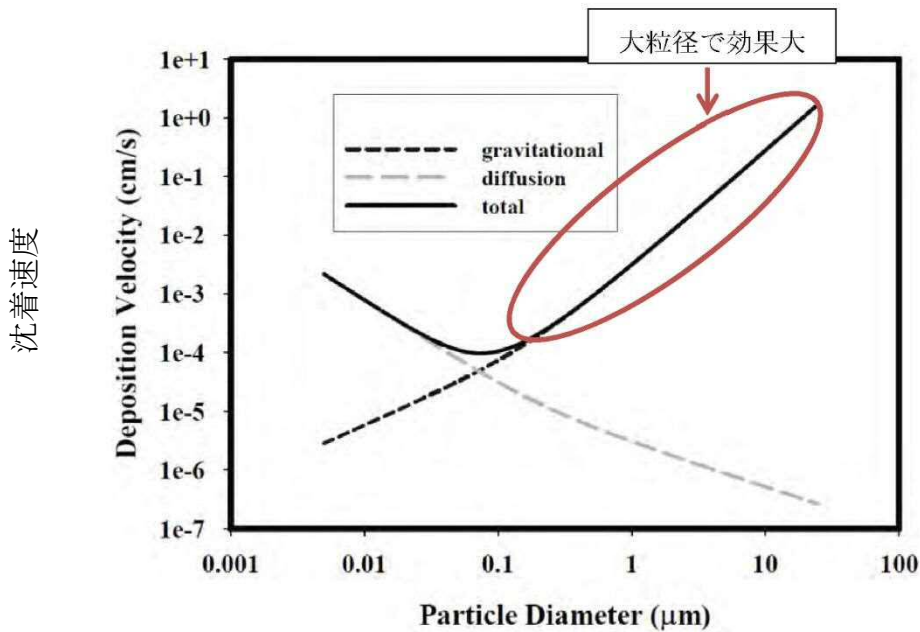
第4図の横軸は粒径（ D_{p1} ）で，縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており，この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径（ D_{p2} ）により変化するため， D_{p2} を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの，小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第4図 凝集効果の例

ロ. 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく，床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には，粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第5図に示す。



第5図 沈着効果の例

(b) 原子炉格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

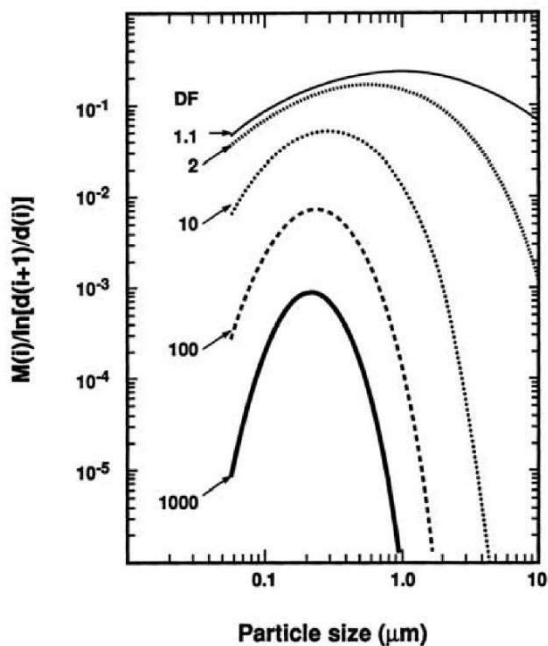
原子炉格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プールのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プールのスクラビング効果を示す。

イ. 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

第6図に格納容器スプレイを継続することによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF : 1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約 1 μm で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

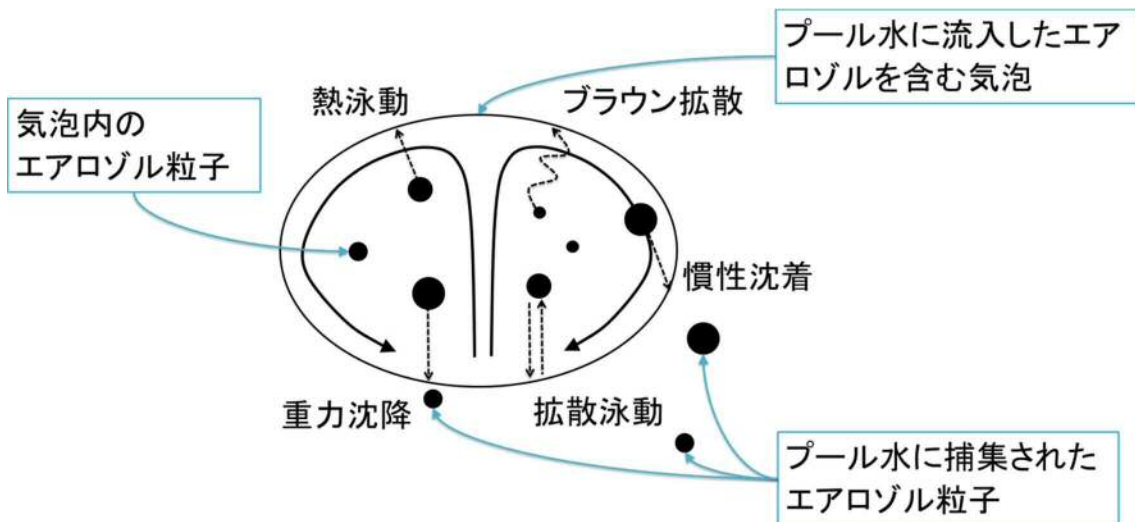
各粒径の粒子の総質量



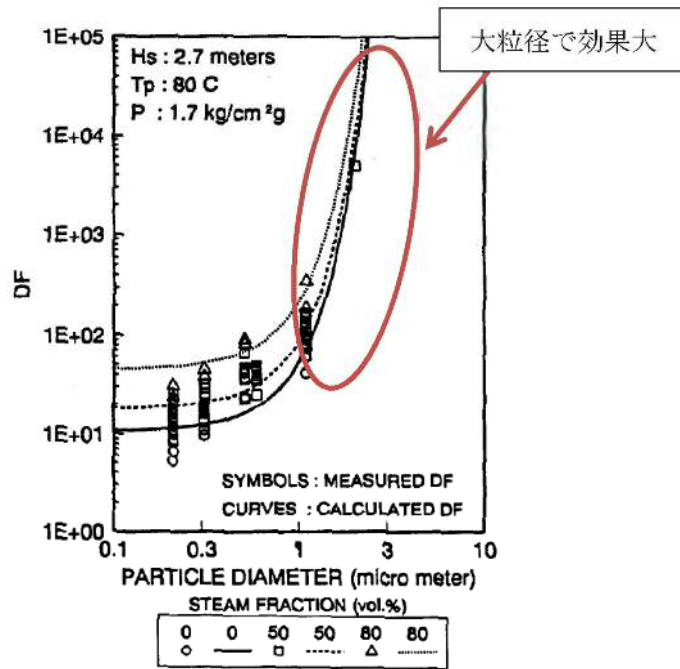
第6図 格納容器スプレイを継続することによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化

ロ. プールスクラビング効果

サプレッション・プールにおけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に第7図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第8図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第7図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例 (参考図書 3)

(c) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故時に想定される粒径は、上記1), 2)に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1 μm 程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の質量中央径を0.5 μm にもつ粒径分布を重大事故等発生時に想定される粒径分布とした。

b. MAAPコードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いるMAAPコードより得られるベントの際のエアロゾルは、 μm (MAAPコードで得られた μm を丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは μm 程度に質量中央径を持つ分布となる。第1表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間 [h]	ベント 位置	質量中央径 [μm]	幾何標準 偏差 σ_g [-]	エアロゾル 量 [g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	19	ウェット ウェル	<input type="text"/>	0.32	1
		ドライ ウェル	<input type="text"/>	0.36	5000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プールにおけるプールスクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較して質量中央径が大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

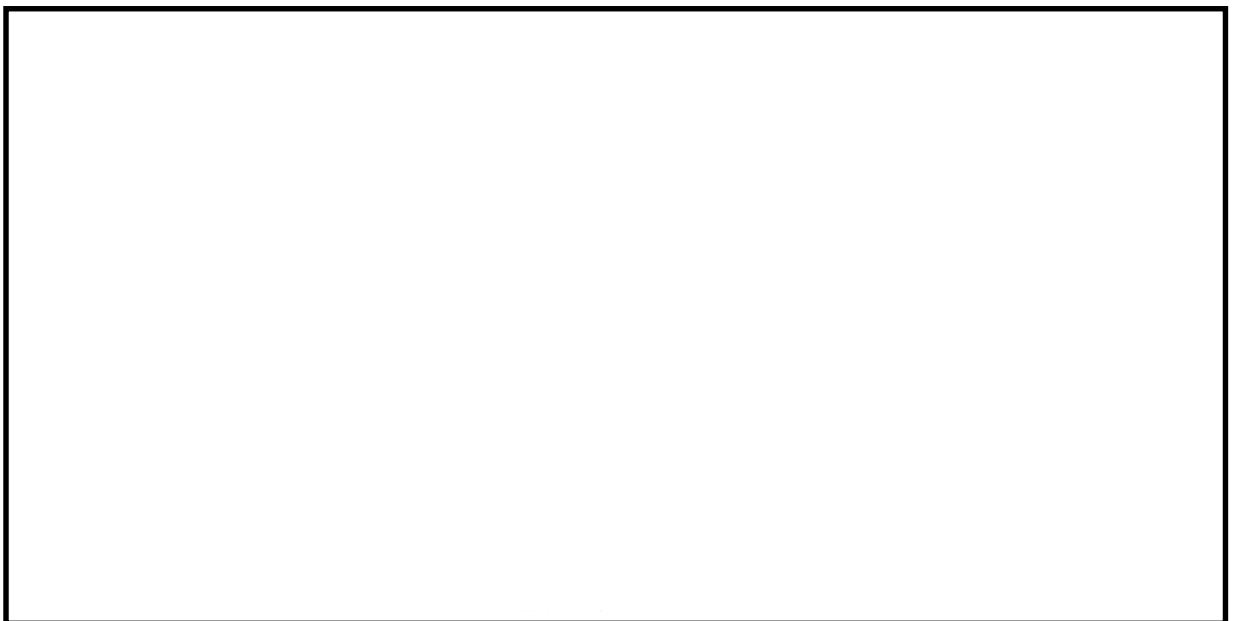
(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水のスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、J A V A試験では、様々な粒径分布を持つ を試験用エアロゾルとしてDFを確認している。これらの試験用エアロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第9図に示す。

第9図に示すとおり、J A V A試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布はMAAPコードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。



第9図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

<参考図書>

1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)
4. A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)
5. A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)
6. Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)

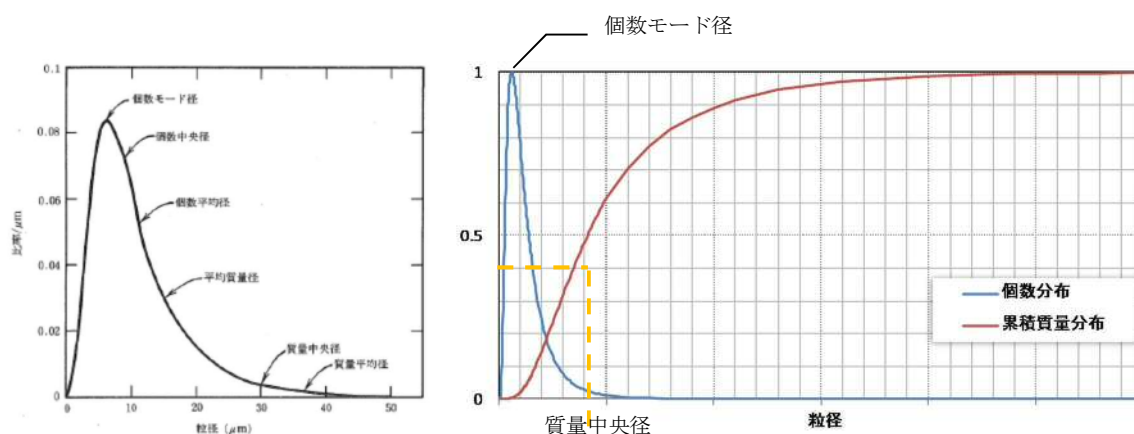
エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

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

(2) 粒径分布 (個数分布と累積質量分布)

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



別添図1 個数分布と累積質量分布

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

ここで、

個数モード径

最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径

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

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

(3) J A V A試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

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

(参考) 質量中央径と空気力学的質量中央径

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

J A V A 試験及び J A V A P L U S 試験の適用性について

AREVA社製のフィルタ装置は、J A V A 試験及び J A V A P L U S 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。J A V A 試験及び J A V A P L U S 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

一方、米国 E P R I（電力研究所）が中心となって行った A C E 試験については、AREVA社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(1) J A V A 試験の概要

J A V A 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [] ([] m²) を内蔵している。

また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(2) J A V A P L U S 試験の概要

J A V A P L U S 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、J A V A 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様（同一材質、同一充填率）の銀ゼオライト（ベッド厚さ [] mm）を追加設置している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部（銀ゼオライト）の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。

(3) A C E 試験の概要

AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加した A C E 試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。

A C E 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] m の容器の中に、実機と同じベンチュリノズル ([] 個) 及び実機と同構造（同一金属メッシュ構造、同一充填率）の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。

(4) スケール性の確認

JAVA試験, JAVA PLUS試験のスケール性を確認することで, 実機への適用性を確認する。第2図に実機とJAVA試験装置 (JAVA PLUS試験でも同一の容器を使用) 及び参考にACE試験装置の主要寸法の比較を示す。

東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約10 m, 直径約5 mであり, JAVA試験及びJAVA PLUS試験のフィルタ装置よりも大きい, フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性からJAVA試験及びJAVA PLUS試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。

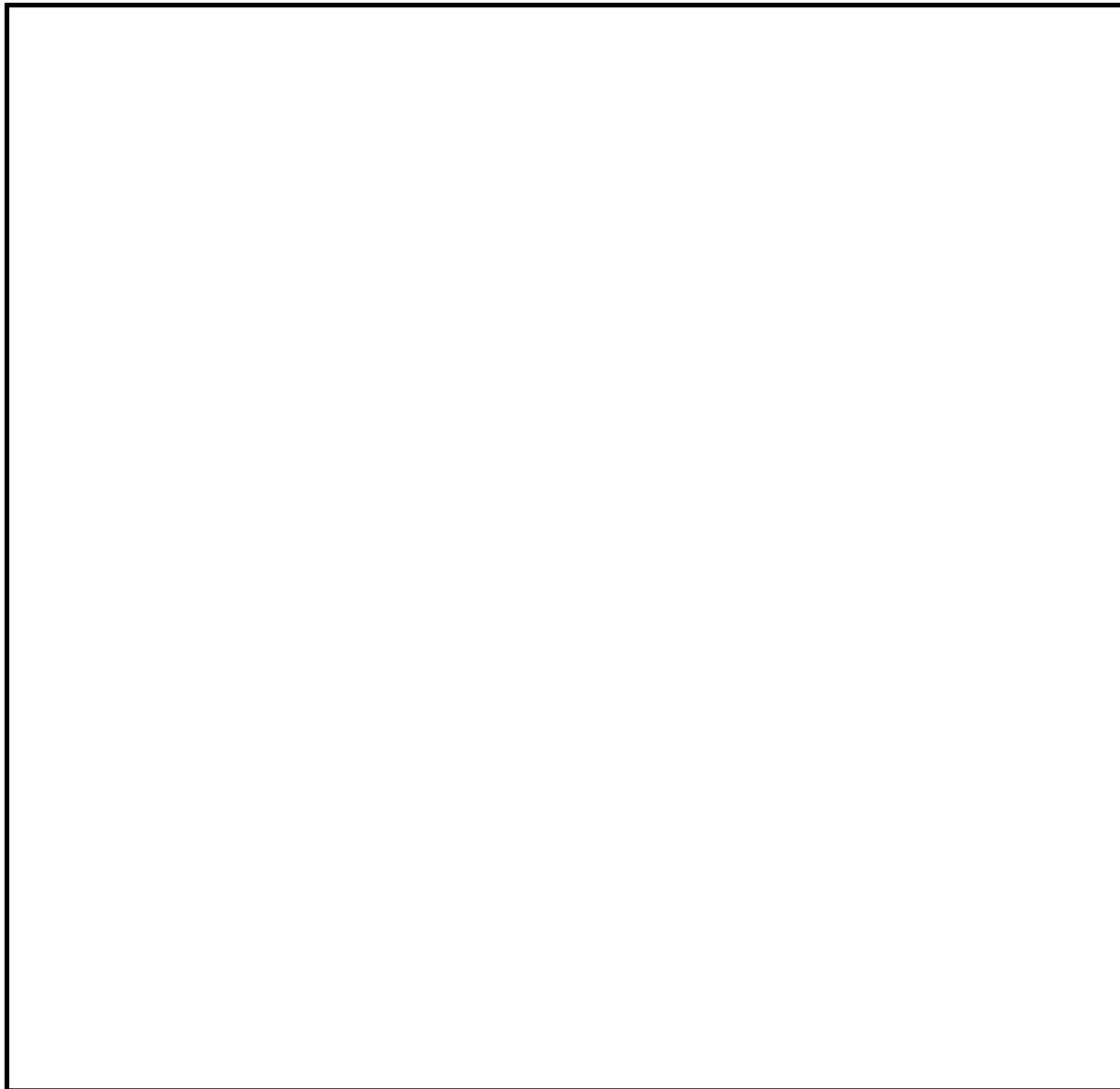
JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル (個数:) と金属フィルタ (表面積: m²) を内蔵しており, 重大事故時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速がJAVA試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第3図, 金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第4図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において, ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。

また, JAVA PLUS試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは mmであり, 実機 (mm) に対して薄い, これはJAVA PLUS試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから, JAVA PLUS試験結果を適切に実機に適用していると言える。

JAVA試験及びJAVA PLUS試験の実機への適用性についてまとめたものを第3表に示す。

(5) 評価

以上より, JAVA試験及びJAVA PLUS試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬でき, 試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考えられる。

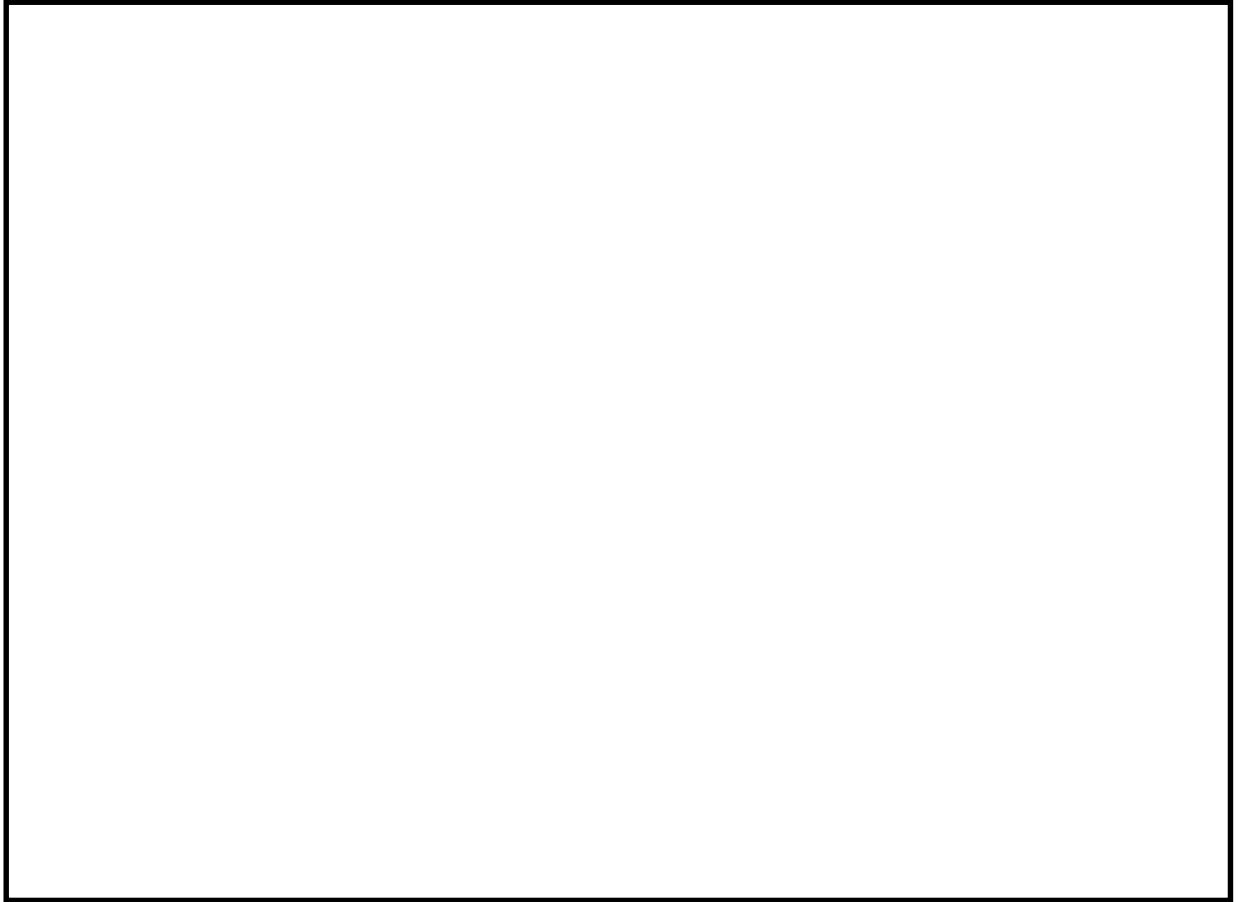


第1図 ACE試験の設備概要

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)

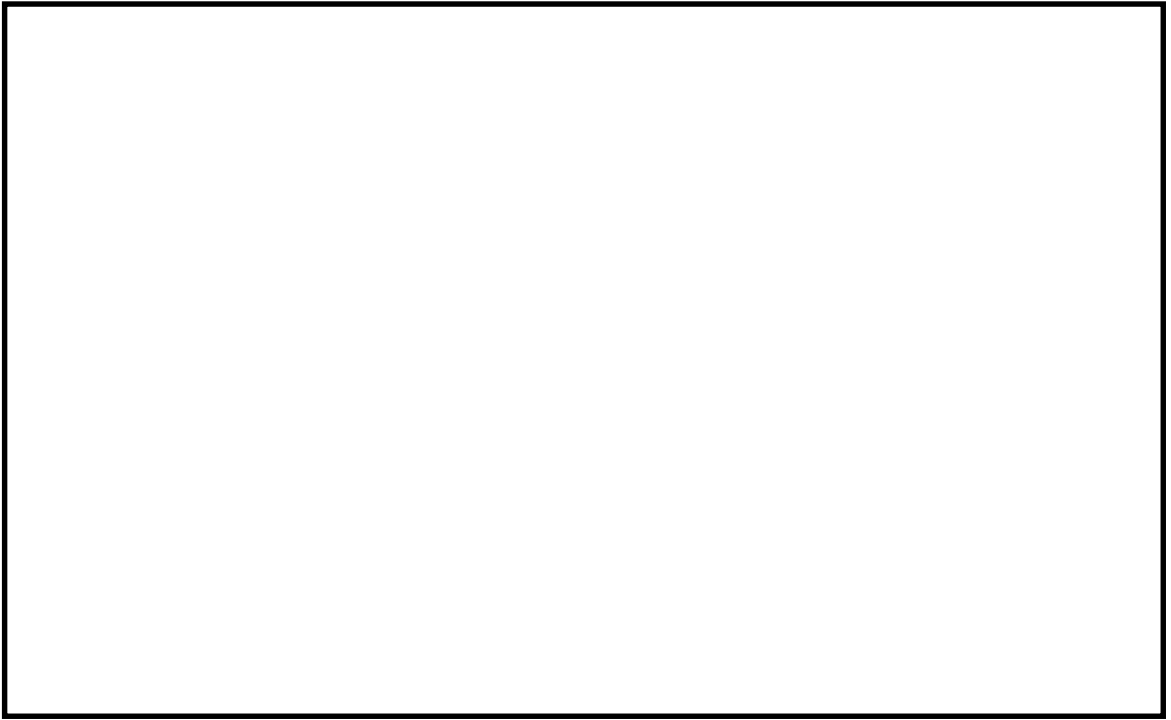


第 2 図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

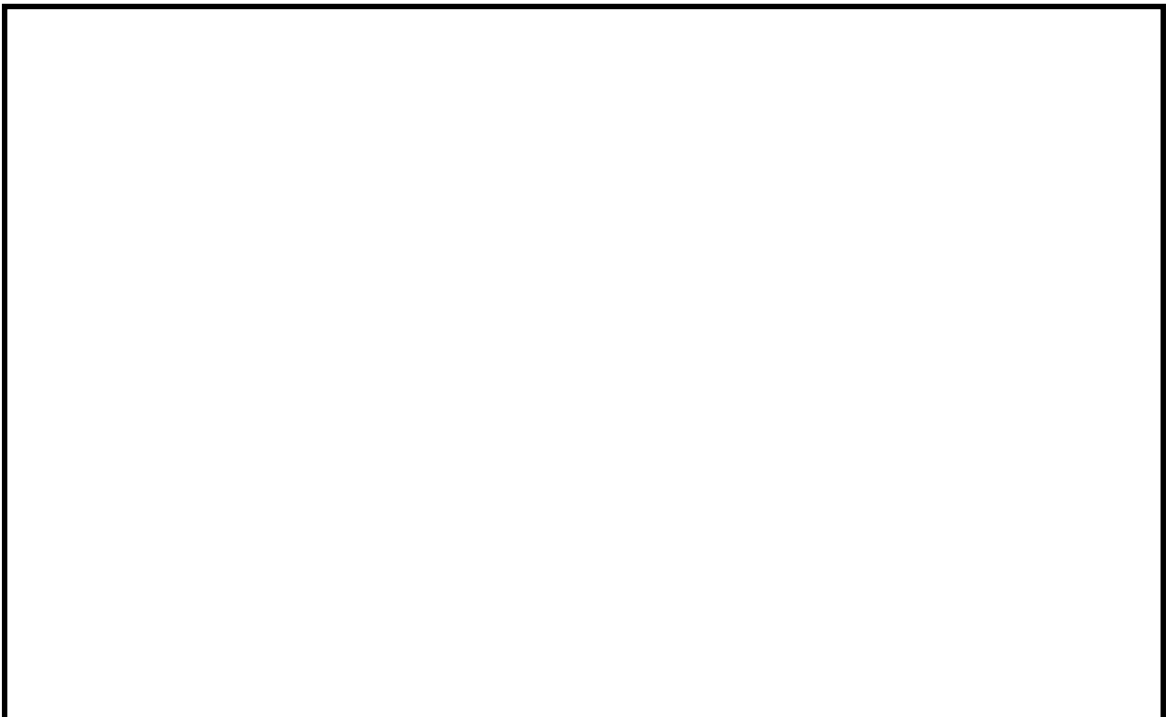
第2表 J A V A 試験及び J A V A P L U S 試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	J A V A 試験	J A V A P L U S 試験	実機運転範囲
圧力 (kPa [gage])			
温度 (°C)			
ベンチュリノズルスロート部流 速 (m/s)			
金属フィルタ部流速 (%)			
蒸気割合 (%)			
過熱度 (K)			

※概算評価値を示す。



第 3 図 ベンチュリノズルスロット部における流速に対する除去係数（J A V A 試験）



第 4 図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数（J A V A 試験）

第3表 J A V A試験, J A V A P L U S試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有 無	J A V A (P L U S)	実機	
容器	高さ	有	<input type="text"/>	約 10 m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ、 <input type="text"/> 高さや直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有	<input type="text"/>	約 5 m	
ベンチュリノズル	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一形状(寸法)のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	実機のベンチュリノズルスロット部の流速が、J A V A試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数を設定している。また、実機のベンチュリノズルは周辺のベンチュリノズルからの影響を受けない配置としている。
金属フィルタ	構造	無	—	—	試験装置は実機と同一使用(<input type="text"/>)の金属フィルタを使用している。
	表面積(個数)	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	実機の金属フィルタ部の流速が、J A V A試験で確認されている流速の範囲内となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビング水	薬剤	無	—	—	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。J A V A試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	—	—	試験装置は実機と同じ吸着材(銀ゼオライト)を使用している。
	厚さ	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	J A V A P L U S試験ではベッド厚さが実機に比べて薄いですが、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	J A V A P L U S試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、J A V A P L U S試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、J A V A試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF 1000以上を満足していることを確認している。J A V A試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF 1000以上の除去性能を満足していると考えられる。

第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能（J A V A試験）

--

(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、J A V A試験及びJ A V A P L U S試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、I S O 9 0 0 1等に適合した品質保証体制を有するA R E V A社において設計・製作することにより、J A V A試験及びJ A V A P L U S試験と同じ性能を保証している。

(1) 性能保証

フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、A R E V A社試験（J A V A試験、J A V A P L U S試験）で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。

これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト（よう素除去部）の運転範囲は、A R E V A社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。

(2) A R E V A社品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するA R E V A社は、各種の原子力品質保証システム（品質マネジメントシステム）の認証を取得しており、加えて2008年にはI S O 9 0 0 1の認証も取得し、原子力プラントメーカーとしての品質保証体制を確立している。

また、J A V A試験及びJ A V A P L U S試験当時においても、品質保証体制が確立していたことを以下のとおり確認している。

(a) J A V A試験当時の品質保証体制について

J A V A試験は1980年代に実施された試験であるが、A R E V A社の品質保証体制としては、当時（旧シーメンス社）より独国原子力品質保証の規定であるK T A 1 4 0 1及び米国N R Cガイド10C F R 50, App. Bをベースとした品質マニュアルが存在していたことを確認した。また、この品質マニュアルは、J E A C 4 1 1 1-2009の試験・検査に係る要求事項と同等の要求事項も網羅されていることを確認した。

品質保証記録については、当時の品質保証体制から、当時の品質マニュアルに基づいてJ A V A試験の管理が実施されているものと判断できる。

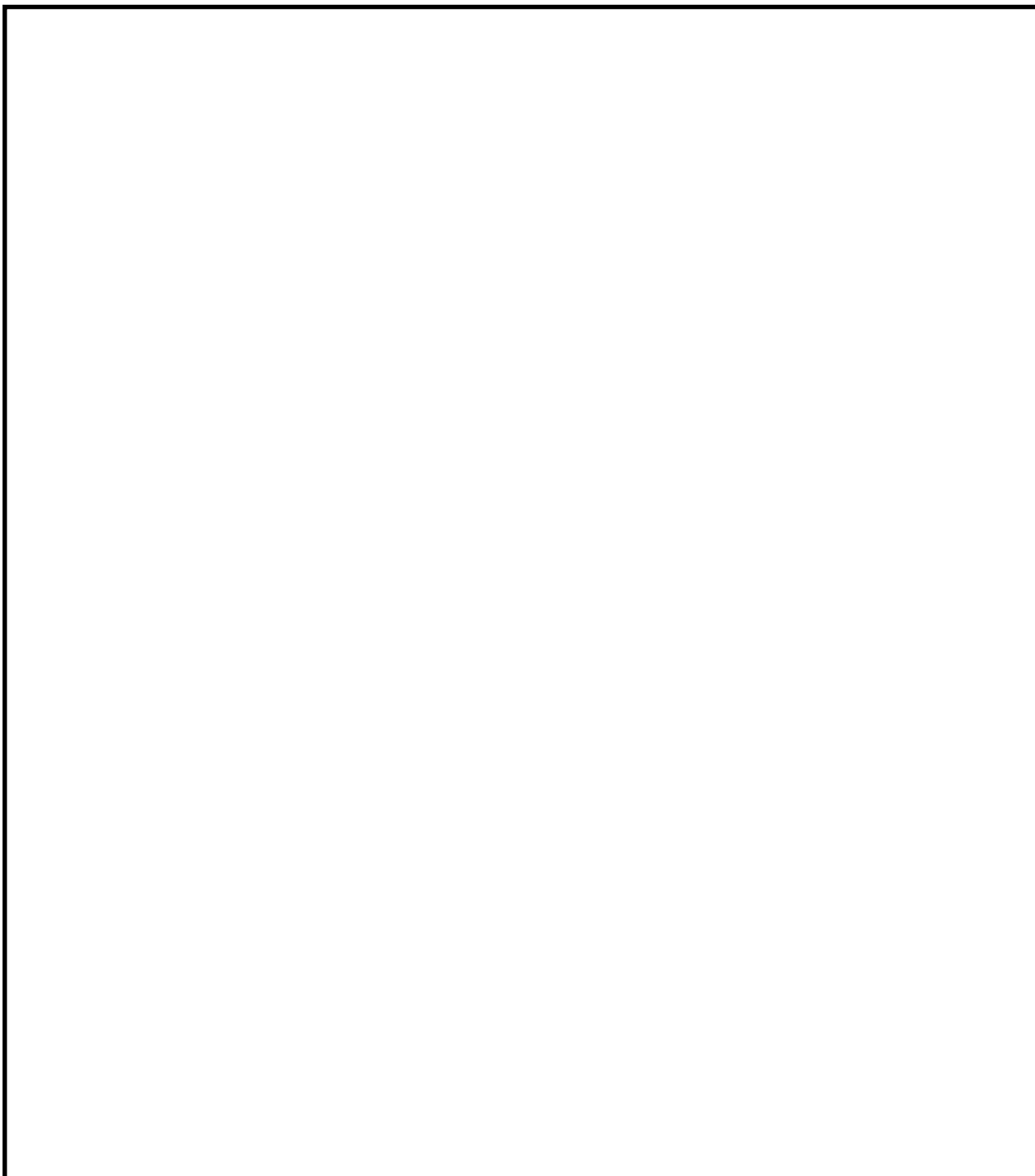
(b) J A V A P L U S試験当時の品質保証体制について

J A V A P L U S試験は、2010年代に実施された試験であり、試験当時において、既にI S O 9 0 0 1を取得しており、I S O 9 0 0 1をはじめとし、K T A 1 4 0 1及び10C F R 50, App. B等の原子力規格を基にした品質マニュアルにより、試験が実施されていることを確認した。

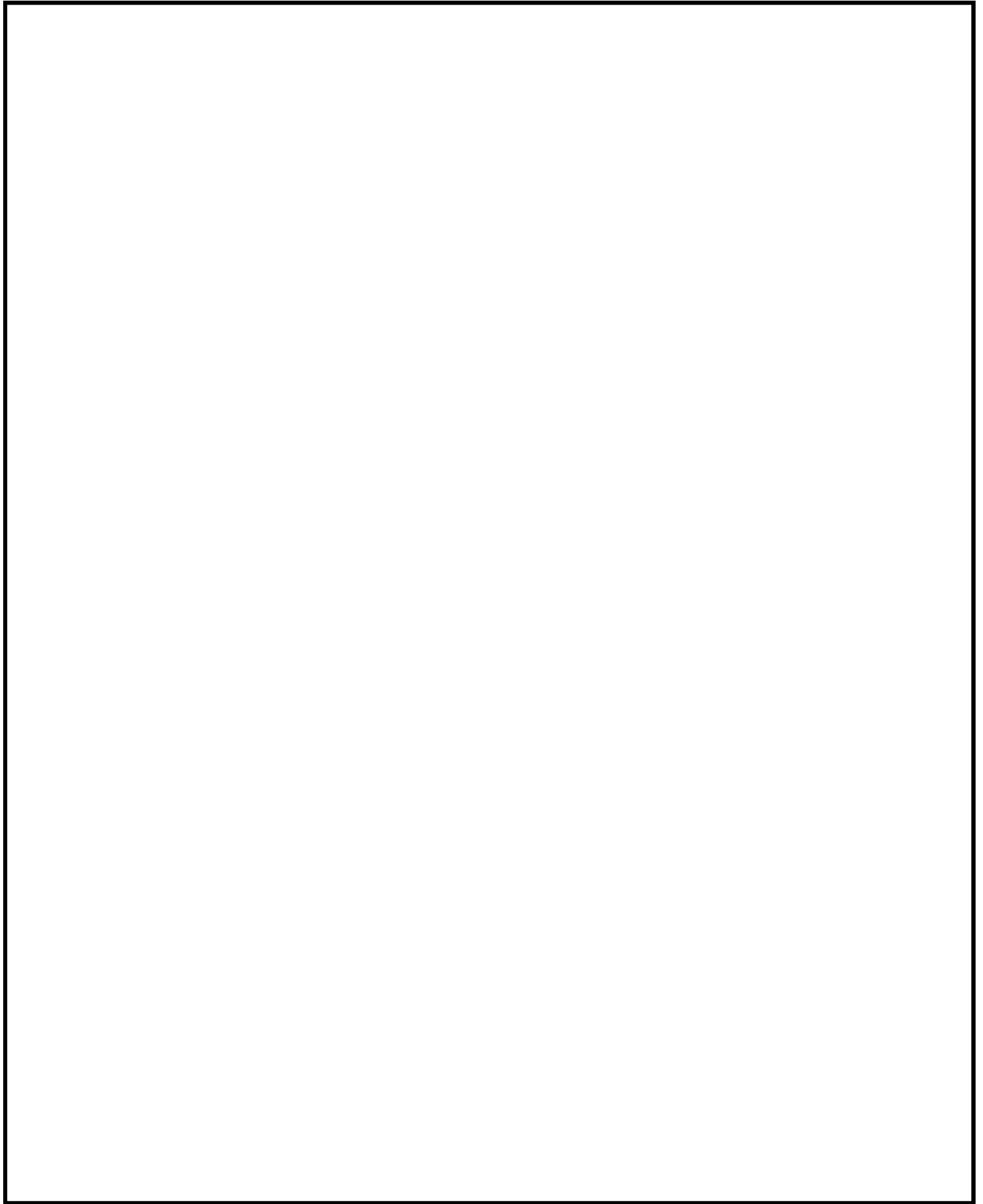
格納容器圧力逃がし装置隔離弁の人力操作について

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人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第 1 図～第 3 図に示す。

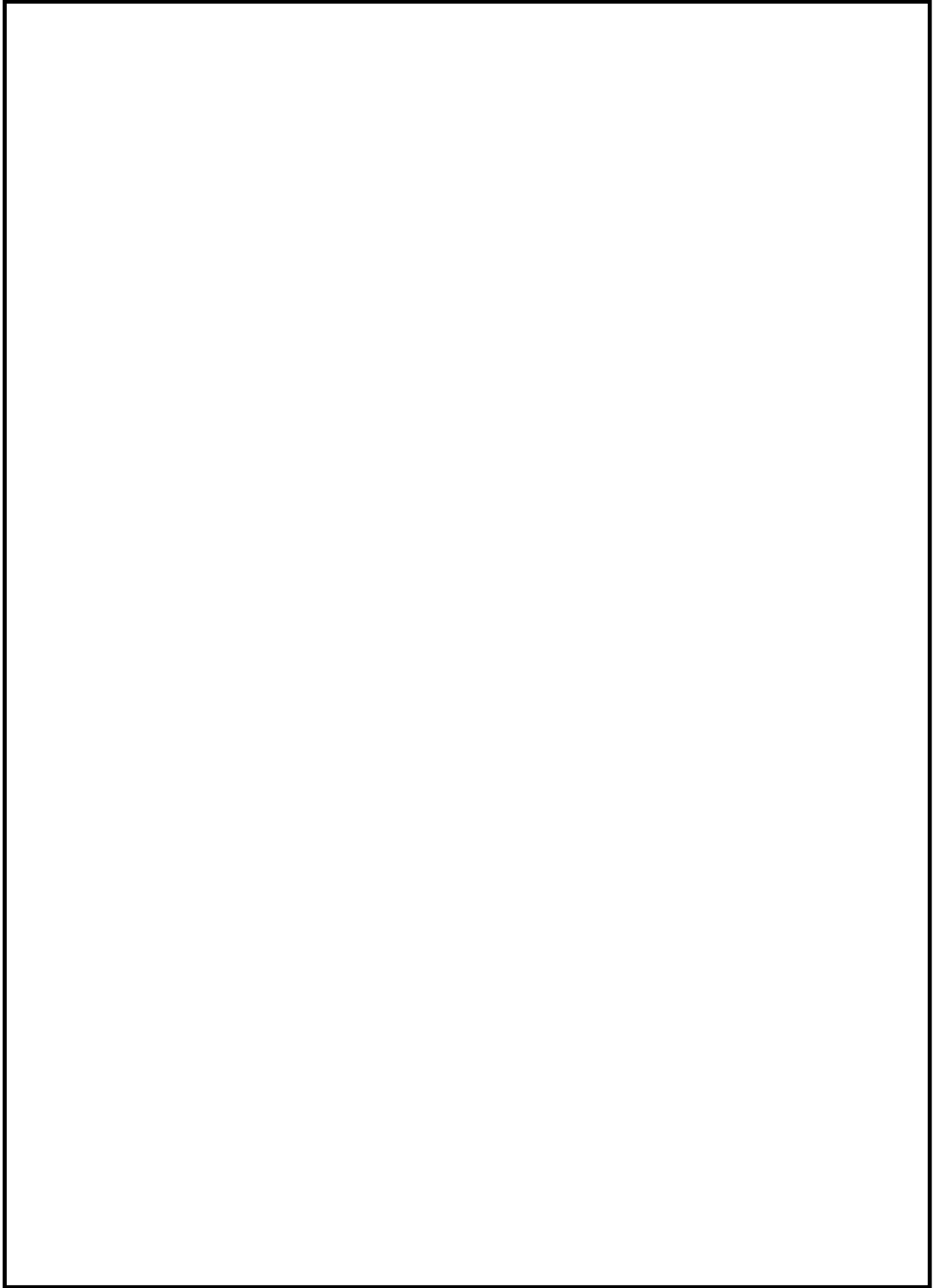
ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。



第 1 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



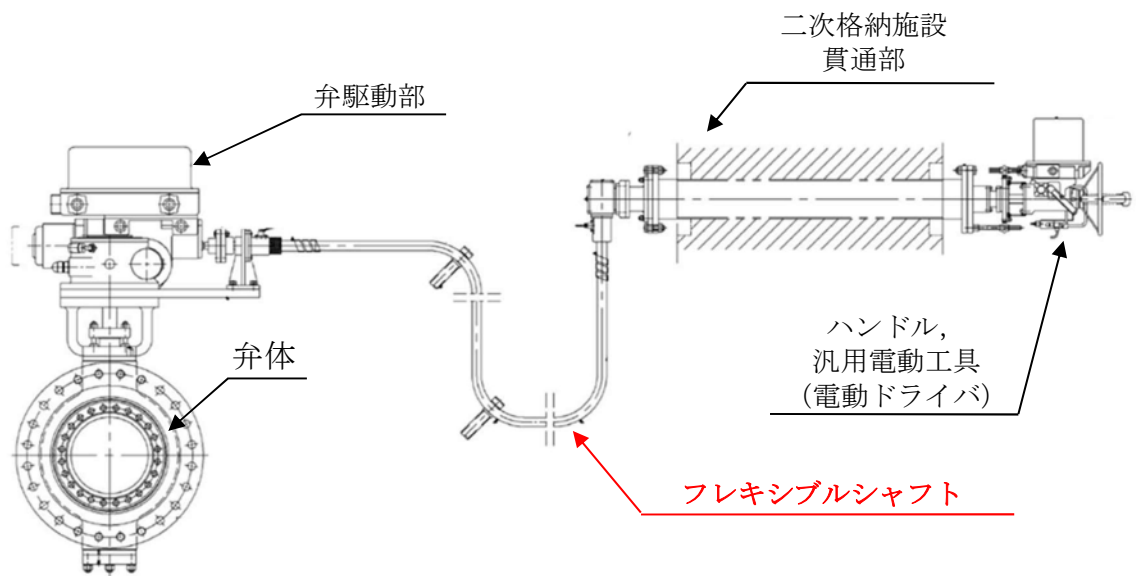
第 3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるよう設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第4図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第4図 遠隔人力操作機構の模式図

第1表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (サプレッション・チェンバ側) (600 A)	第一弁 (ドライウエル側) (600 A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブルシャフト 長さ	約 12 m	約 25 m	約 15 m
ハンドル 回転数	約 2940 回	約 2940 回	約 1989 回
個 数	1	1	2

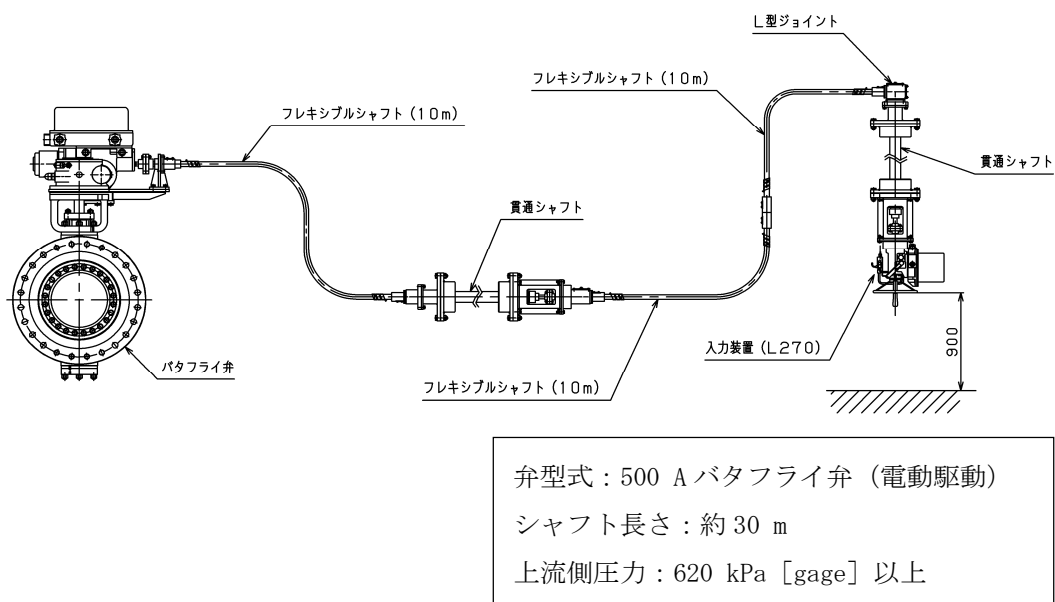
(2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を500 Aのバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第5図に示す。

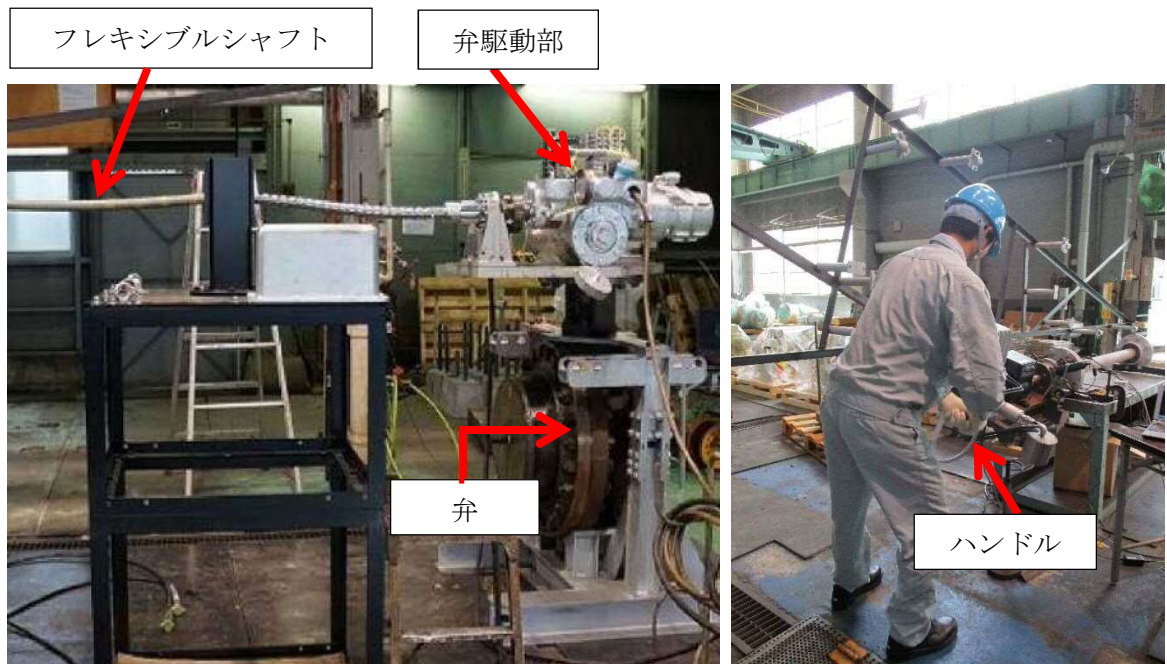
モックアップ試験の結果、弁上流側に原子炉格納容器圧力2Pdに相当する圧力(620 kPa [gage])がかかった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、弁の操作要員は3名で約82 回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第2表に示す。

試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第3表に示す。

なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、AO弁の遠隔手動操作をすることはない。



第5図 モックアップ試験の概要 (1/2)



第5図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第2表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5 %	2分03秒	144	650	弁開度指示9 %で 弁上流側圧力0 kPa
10 %	3分09秒	238	0	
50 %	11分55秒	985	0	
100 %	22分59秒	1893	0	

第3表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (サプレッション・ チェンバ側)	第一弁 (ドライウエル 側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

(3) 汎用電動工具による操作性向上

遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するため、汎用電動工具（電動ドライバ）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10分程度に短縮可能である。

なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。

(4) 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧

第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。

第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等発生時の室内の温度を高め50℃、隣接区画を外気的设计最低温度-12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約4 mであり、以下のとおり約10.4 Paの圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。

$$\begin{aligned} \Delta P &= \{ (-12.7\text{℃の乾き空気密度 } [\text{kg/m}^3]) - (+50\text{℃の乾き空気の密度 } [\text{kg/m}^3]) \} \\ &\quad \times \text{天井高さ } [\text{m}] \\ &= (1.3555 [\text{kg/m}^3] - 1.0925 [\text{kg/m}^3]) \times 4 [\text{m}] \\ &= 1.052 [\text{kg/m}^2] \\ &\approx 10.4 [\text{Pa}] \end{aligned}$$

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20 Pa とする。

(5) 第二弁操作室

第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操作室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。

また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。

中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に設けることによって、中央制御室との通信連絡が可能な設計とする。

a. 収容人数

第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より3名であることから、第二弁操作室には3名を収容できる設計とする。

b. 設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁を遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。第二弁操作室の設置位置を第3図に示す。

c. 遮蔽設備

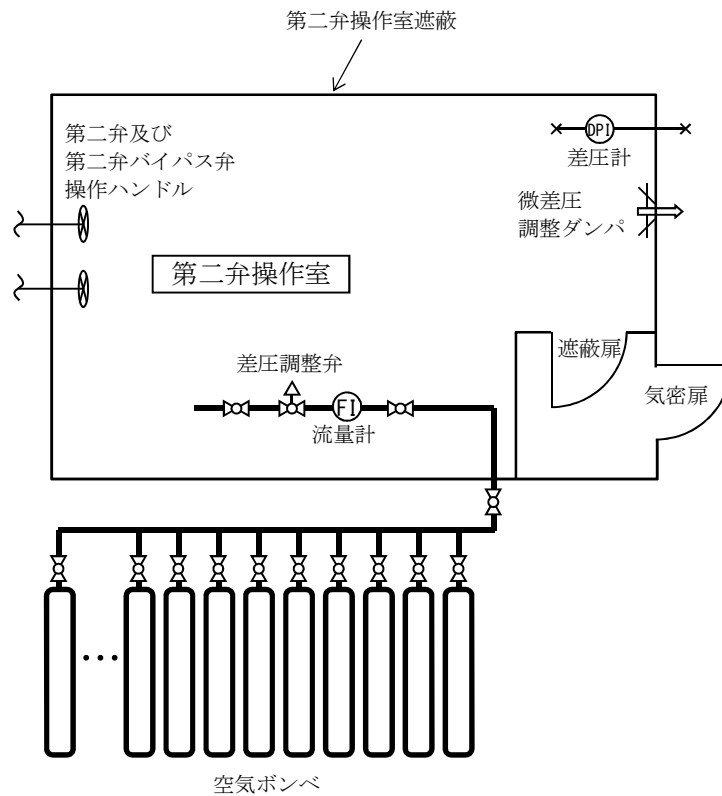
第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント開始から4時間滞在可能なように鉄筋コンクリート40 cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120 cm以上とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。

なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

d. 第二弁操作室空気ポンプユニット

(a) 系統構成

第二弁操作室空気ポンプユニットの概要図を第7図に示す。空気ポンプユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第 7 図 第二弁操作室空気ポンペユニット概要図

(b) 必要空気量

イ. 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- 収容人数：n=3（名）
- 許容二酸化炭素濃度：C=0.5 %（J E A C 4 6 2 2-2009）
- 空気ポンペ中の二酸化炭素濃度：C₀=0.0336 %
- 呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する二酸化炭素量：M (m ³ /h/人)	空気調和・衛生工学便覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (3 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- 必要換気量：Q=M×n / (C-C₀)

$$\begin{aligned} \text{弁操作時 } Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時 } Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

- 必要空気量：V=Q₁×1+Q₂×4

$$=47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$$

$$=104.4 \text{ m}^3$$

ロ. 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数：n = 3 名
- ・ 吸気酸素濃度：a = 20.95 % (標準大気の酸素濃度)
- ・ 許容酸素濃度：b = 19.0 % (鉱山保安法施工規則)
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度：d = 16.4 % (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 成人の酸素消費量：c = (呼吸量) × (a - d) / 100

作業 (時間)	酸素消費量：c (m ³ /h/人)	呼吸量 (ℓ/min)	空気調和・衛生工学 便覧の作業区分
弁操作 (1 時間) ※	0.273	100	歩行 (300 m/min)
待機 (3 時間)	0.02184	8	静座

- ・ 必要換気量：Q = c × n / (a - b)
- 弁操作時 $Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
= 42.0 m³/h
- 待機時 $Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
= 3.36 m³/h
- ・ 必要空気量：V = Q₁ × 1 + Q₂ × 3
= 42.0 × 1 + 3.36 × 3
= 55.44 m³

ハ. 必要ポンベ本数

イ、ロの結果より、第二弁操作室内に滞在する操作員 (3 名) が弁操作時間を含めて 4 時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 104.4 m³ とする。

空気ポンベの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量：46.7 L/本
- ・ 初期充填圧力：14.7 Mpa [gage]

したがって、1 気圧でのポンベの空気量は約 6.8 m³/本であるが、残圧及び使用温度補正を考慮し、空気供給量は 5.5 m³/本とすると、空気ポンベの必要本数は下記の計算により 19 本となる。

$$104.4 / 5.5 = 18.98 \rightarrow 19 \text{ 本}$$

e. 通信設備

第二弁操作室には，中央制御室と通信するための携行型有線通話装置（図 8）を設ける。



通話装置



通話装置差込口

第 8 図 携行型有線通話装置

(参考) 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について

重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

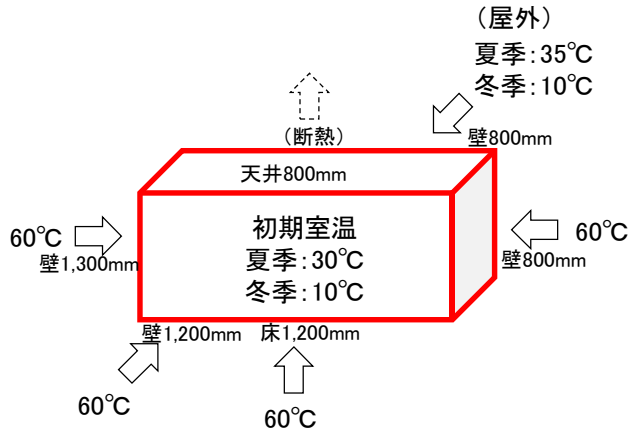
第二弁操作室内は、空気ポンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40 cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。

さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120 cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。

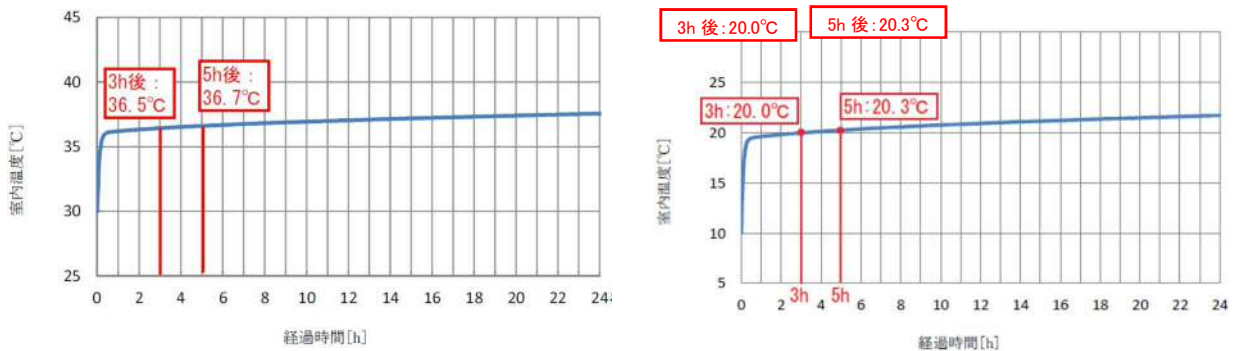
この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約25 mSv、ドライウェルベントの場合で40 mSvと評価している。

また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季：約37℃（外気温+2℃）、冬季：約20℃（外気温+10℃）と評価した。

(第9図)



- ・初期室温は夏季: 30 °C, 冬季: 10 °Cとし, 外気温は夏季: 35°C, 冬季: 10 °Cとする。
- ・評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を 60 °Cとする。
(保温材の効果により 60 °Cとなる)
- ・隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は, 保守的に断熱とする。



室温は, 格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で 60 °Cと保守的に設定しても 3 時間~5 時間後で夏季: 約 37 °C (外気温+2 °C), 冬季: 約 20 °C (外気温+10 °C) と評価。

第 9 図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

窒素供給装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記(1)(2)を考慮して設定している。

- (1) ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を4 % (水素の可燃限界温度) 未満あるいは酸素濃度を5 % (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に維持
- (2) 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4 % (水素の可燃限界温度) 未満あるいは酸素濃度を5 % (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200 Nm ³ /h
窒素純度	99.0 vol%以上
窒素供給圧力	0.5 MPa (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の窒素供給量の設定について示す。

a. 原子炉格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素は、サプレッション・プールに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)」におけるMAAP解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって原子炉格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。

$$(a) \text{ 発生水素 (酸素) 分子数 [分子数/J]}$$

$$= G \text{ 値 [分子/100 eV]} / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

$$(b) \text{ 水素 (酸素) 発生量 [分子数/s]}$$

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素 (酸素) 分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}$$

$$(c) \text{ 水素 (酸素) 発生量 [m}^3\text{/h]}$$

$$= \text{水素 (酸素) 発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

第2表 想定事象における原子炉格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線 吸収割合	放射性物質移行量		発生量 [m ³ /h] ※	
		割合 [%]	崩壊熱 [MW]	水素	酸素
炉心部 (コリウム) ※	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部 (コリウム以外)	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
ドライウェル及びペデ スタル部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
サプレッション・プール	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※ ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10 MWを想定する。

※ 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。

※ 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

この結果より、酸素濃度を5 % (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に抑えるために必要な窒素供給量xを求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1 Nm³/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は200 Nm³/hであることから、原子炉格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4 %を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5 % (水素を燃焼させる下限濃度) を超えないことから水素が燃焼することはない。

b. 格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、a. に示した (a) ~ (c) の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5 MW (フィルタ装置の設計条件)

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は1.67 m³/h、酸素の発生量は0.836 m³/hとなる。

水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5 %（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量 y を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (y)} < 0.05$$

$$\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$$

$$y > 17.8 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記より、必要窒素供給量は17.8 Nm³/hとなる。窒素供給装置の1台当たりの容量は200 Nm³/hであることから、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

エアロゾルの保守性について

- (1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について
格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては、エアロゾル移行量を400 kgに設定している。
- (2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について
- a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について
ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器圧力逃がし装置に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を選定している。
- (a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。
- (b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。
- (c) 東海第二発電所では、MCC I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも熔融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。
- b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではサプレッション・チェンバベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウエルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。第1表より、エアロゾル移行量はサプレッション・チェンバベント時よりドライウエルベント時の方が多く5 kgであるが、格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る400 kgである。

第1表 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量 (kg)
サプレッション・チェンバベント	0.001
ドライウエルベント	5

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

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

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

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

ベント後のスクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第1表に示す。

第1表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FPエアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogen s	Cs I		可溶性
Alkali metal	Cs OH		可溶性
Te	Te O ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	Ba O, Sr O		可溶性
Noble metals	Mo O ₂		不溶性
Ce	Ce O ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃	1.0	不溶性
構造材	Si O ₂ 等	362.8	大半は不溶性
	合計	400	—

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

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

1)。

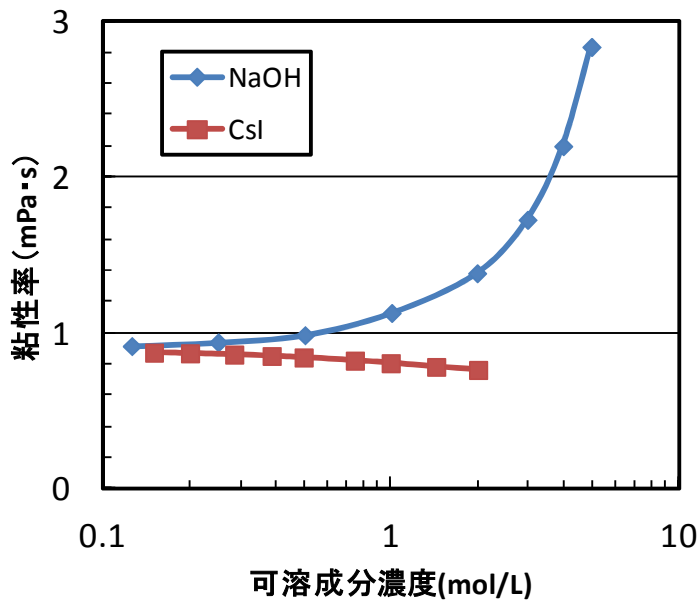
a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書2）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、 Na^+ 、 K^+ 、 Cs^+ があり、陰イオンには OH^- 、 Cl^- 、 Br^- 、 I^- 、 CO_3^{2-} 、 HCO_3^- 、 SO_4^{2-} がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na^+ 、陰イオンは OH^- であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+ 、陰イオンは I^- であると考えられる（参考図書1, 3）。

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

スクラビング水として低温（粘性率が高い）の25℃における水酸化ナトリウムとよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第1図に示す。



第1図 NaOH と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化（25℃）
（ NaOH ：参考図書4、 CsI ：参考図書5）

スクラビング水に添加している化学薬剤の [] であり、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] $\text{mPa}\cdot\text{s}$ となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム（ $400\text{ kg}=10,000\text{ mol}$ ）と想定とすると、その溶液のモル濃度は [] mol/ℓ 上昇し、 [] となり、可溶性エア

ロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より約 1.13 mPa・s となる。

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

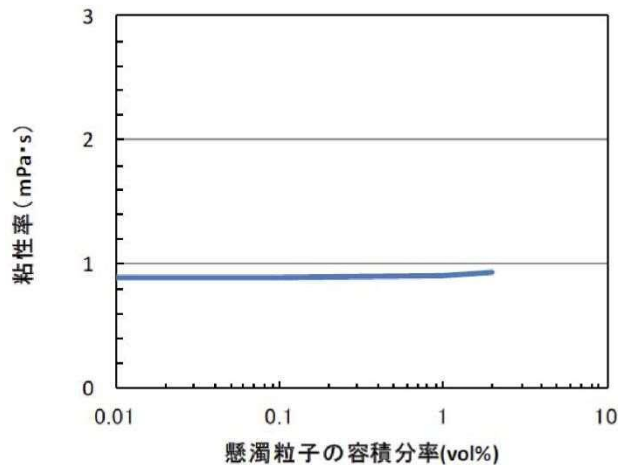
なお、J A V A 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は、[] り、これらのモル濃度はそれぞれ [] となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa・s となる。

b. 不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる(参考図書1)。

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

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す(アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2 %までを記載)。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化 (25 °C)

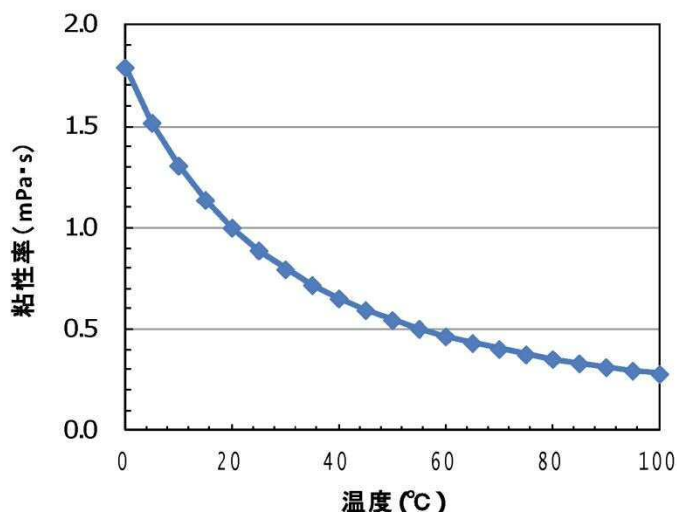
スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル(密度2.4 g/cm³)とし、最低水量の [] tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 [] vol% (=400×10³/2.4/(15.5×10⁶)) となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率2 vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 [] g/cm³は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂(密度約5.7 g/cm³)等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム400 kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合に mPa・s 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

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

〈参考図書〉

1. 化学便覧改訂3版基礎編Ⅱ
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M⁺) Na⁺, K⁺, Li⁺, Cs⁺, (CH₃)₄N⁺ at 25.0 °C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)
6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)
7. 日本機械学会 蒸気表 <1999>

ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価

1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバからのベントを行う場合及びドライウエルからのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

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

また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 4 図に示す。大気中への放出経路については第 5 図に示すとおりであり、非常用ガス処理系等が起動するまで（事象発生から 2 時間）は原子炉建屋からの漏えいを想定し地上放出するとし、非常用ガス処理系等が起動した以降（事象発生から 2 時間以降）は非常用ガス処理系排気筒からの放出を想定し排気筒放出とする。また、ベント実施以降は格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出を想定し原子炉建屋屋上の排気口放出とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すように、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第 4 表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、第 4 表に示すとおり作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては、第 4 表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、第二弁の操作については、空気ポンベにより加圧された第二弁操作室内で作業することを考慮し評価を行った。

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

格納容器圧力逃がし装置配管、原子炉建屋等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外部被ばくについては、第 6 表及び第 7 表に示す原子炉建屋の外壁、作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート

第一弁（サプレッション・チェンバ側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第11図～第13図に示すとおりである。第一弁（ドライウエル側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第14図～第17図に示すとおりである。第二弁（サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側共通）のベント操作を行う場合のアクセスルートは第19図～第21図に示すとおりである。また、第一弁及び第二弁のベント操作を行う場合の屋外移動時のアクセスルートは第18図に示すとおりである。

d. 評価点

評価点は、第11図～第22図に示すとおりであり、ベント操作時は作業場所を評価点とする。アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質（グランドシャインの評価含む。）に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

なお、作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし、被ばく評価を行った。

e. 作業時間

第一弁の開操作は、ベント実施前に行うものとし、第一弁（サプレッション・チェンバ側）の作業時間は160分（移動時間（往復）70分＋作業時間90分）、第一弁（ドライウエル側）の作業時間は190分（移動時間（往復）100分＋作業時間90分）とする。また、第二弁（サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側共通）の開操作は、ベント実施直後から180分作業場所（第二弁操作室）に滞在するものとし、作業時間は410分（移動時間（往復）90分＋待機時間140分＋作業時間（第二弁操作室滞在）180分）とする。

(2) 評価結果

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

a. サプレッション・チェンバからのベント操作時の作業員の实効線量

作業員の实効線量は第一弁開操作時で約37 mSv、第二弁開操作時で約28 mSvとなった。

b. ドライウエルからのベント操作時の作業員の实効線量

作業員の实効線量は第一弁開操作時で約52 mSv、第二弁開操作時で約42 mSvとなった。

2. スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバからのベントを行う場合及びドライウエルからのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シナリオにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第9図及び第10図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表示するようにガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第5表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、スクラビング水補給作業については一部建屋内の作業もあるが、大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくは、屋外にいるものとして評価を行った。

大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質濃度を求めた後、第5表に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。なお、スクラビング水補給作業については一部建屋内の作業もあるが、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばくは、屋外にいるものとして評価を行った。

原子炉建屋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外部被ばくについては、第7表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくについては、第8表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽壁及び作業場所遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第22図に示すとおりであり、スクラビング水補給及び窒素供給作業は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質(グランドシャインの評価含む。)に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から7日後に実施することを想定し、7日目(7日目に到達する前の1時間)について被ばく評価を行った。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第12表及び第13表に示すとおり、サブプレッション・チェンバからのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については13 mSv/h、窒素ガスの供給作業については3.6 mSv/hとなり、ドライウェルからのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については15 mSv/h、窒素ガスの供給作業については4.6 mSv/hとなり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても2時間～3時間であり、作業が可能である。

3. 水源及び燃料の補給作業の作業員の被ばく評価

重大事故対策の作業のうち、作業時間が長く被ばく線量が高くなる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象としては、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シナリオにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定しサプレッション・チェンバからのベントを行う場合について評価を行った。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第6図及び第10図に示すとおりとし、スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価と同様の被ばく経路を考慮し評価を行った。

大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮した外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。なお、内部被ばくについては、第5表に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。

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

原子炉建屋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外部被ばくについては、第7表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線による外部被ばくについては、第8表に示す格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽壁及び作業場所遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価点

評価点は、第22図に示すとおりであり、水源及び燃料の補給作業時は作業場所を評価点とする。

アクセスルートの評価点は、大気中に放出された放射性物質(グランドシャインの評価含む。)に関する評価では、アクセスルート上で相対濃度が最も大きくなる地点を評価点とする。また、原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線に関する評価では、アクセスルート上で遮蔽壁等の効果が小さく、線量が厳しくなる地点を評価点とする。

d. 作業時間

格納容器ベント実施後、水源の枯渇まで3日程度の余裕があるが、水源補給準備時間は約3時間以内に完了する。

このため、格納容器ベント後の水源補給作業開始については、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減を踏まえて総合的に判断する。

実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率となる格納容器ベント実施 3 時間後とする。

水源の補給作業時間は、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給作業のうち、補給準備作業についてはポンプ設置作業を 75 分、ホース敷設等作業 65 分とし、補給作業については補給準備作業を 20 分、補給監視作業を 360 分とする。

なお、補給監視作業の作業時間は、代替淡水貯槽への補給作業の作業時間（21 時間）に補給監視を行う対応要員の交替を考慮し、最も作業時間が長くなる 360 分とする。

燃料の給油作業時間は、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料の給油作業のうち、給油準備作業は 90 分、給油作業は 175 分（25 分×7 回）とする。

(2) 評価結果

水源の補給作業における作業員の実効線量は約 61 mSv、燃料の給油作業における作業員の実効線量は約 26 mSv となり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100 mSv 以下であり、水源の補給作業及び燃料の給油作業ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第 14 表に示す。

第1表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3,293 MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10000時間(約416日)	1サイクル13カ月(395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3293MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5 % 無機よう素 : 91 % 有機よう素 : 4 %	R. G. 1. 195* ¹ に基づき設定

NT2 補① V-1-8-1 別添3 R3

第1表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5 %/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3 %/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5 %/日)及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5 h後~19.5 h後 : 1.3 %/日 (一定) その他の期間 : 0.5 %/日 (一定)		原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5 %/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3 %/日の漏えい率を設定) (補足1参照)	
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)	
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{**2} に基づき設定 (補足3参照)	
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (サプレッション・チェンバメントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5 ^{**3} に基づき設定 (補足4参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	サプレッション・チェンバメント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	ドライウェルメント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.2×10^{-5} : 約 6.8×10^{-6} : 約 6.8×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.8×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及び NUREG-1465 ^{**4} に基づき設定 (補足5参照)

NT2 補① V-1-8-1 別添3 R4

第1表 放出量評価条件 (3/3)

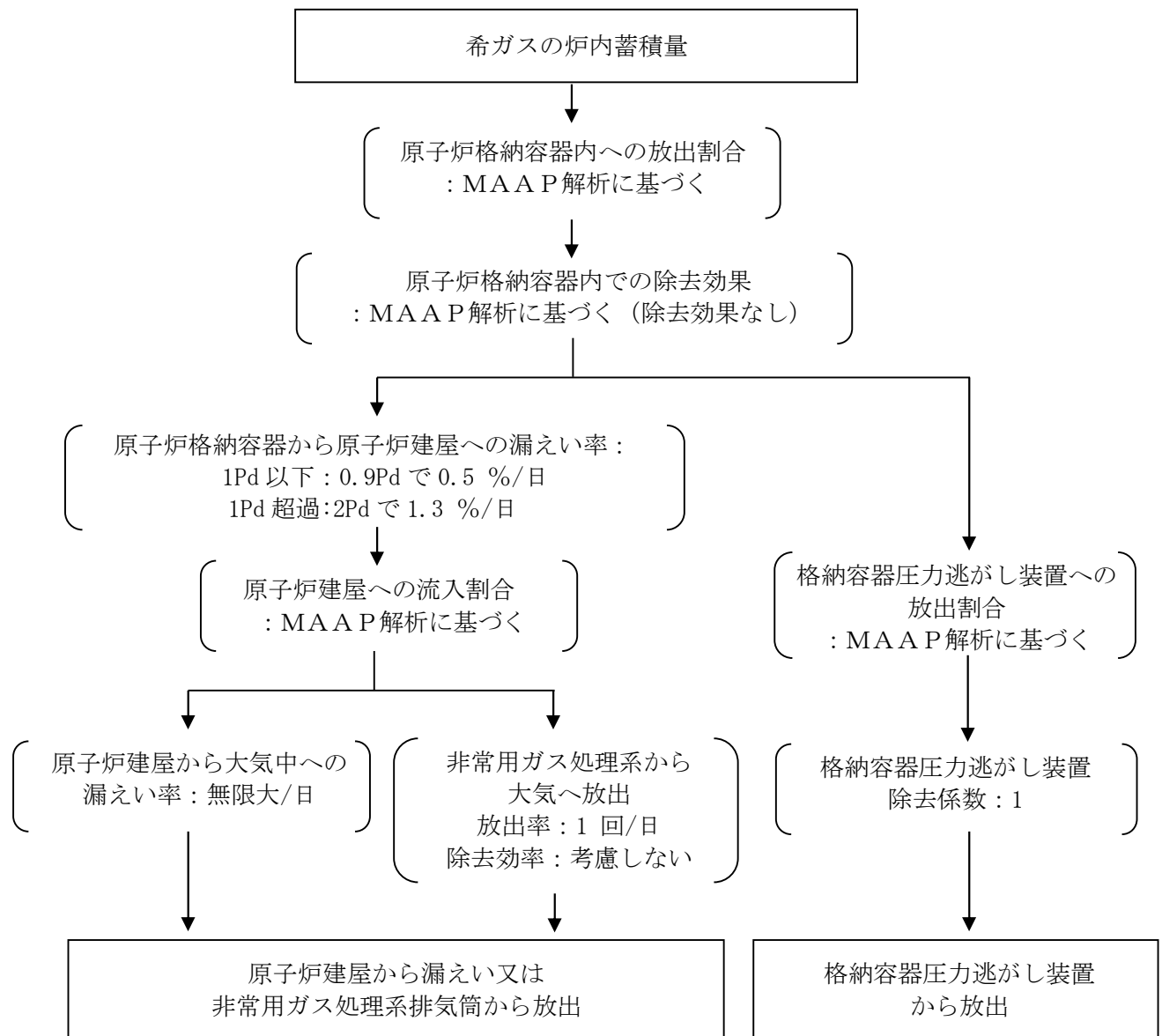
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合		サプレッション・チェンパベント	ドライウエルベント	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (補足5参照)
	希ガス類	: 約 9.5×10^{-1}	: 約 9.5×10^{-1}	
	CsI類	: 約 1.0×10^{-6}	: 約 3.9×10^{-3}	
	CsOH類	: 約 4.0×10^{-7}	: 約 7.5×10^{-3}	
	Sb類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	
	TeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-8}	: 約 1.4×10^{-3}	
	SrO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	
	BaO類	: 約 3.6×10^{-8}	: 約 5.8×10^{-4}	
	MoO ₂ 類	: 約 4.5×10^{-9}	: 約 7.2×10^{-5}	
	CeO ₂ 類	: 約 8.9×10^{-10}	: 約 1.4×10^{-5}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 3.6×10^{-10}	: 約 5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1000			設計値に基づき設定

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

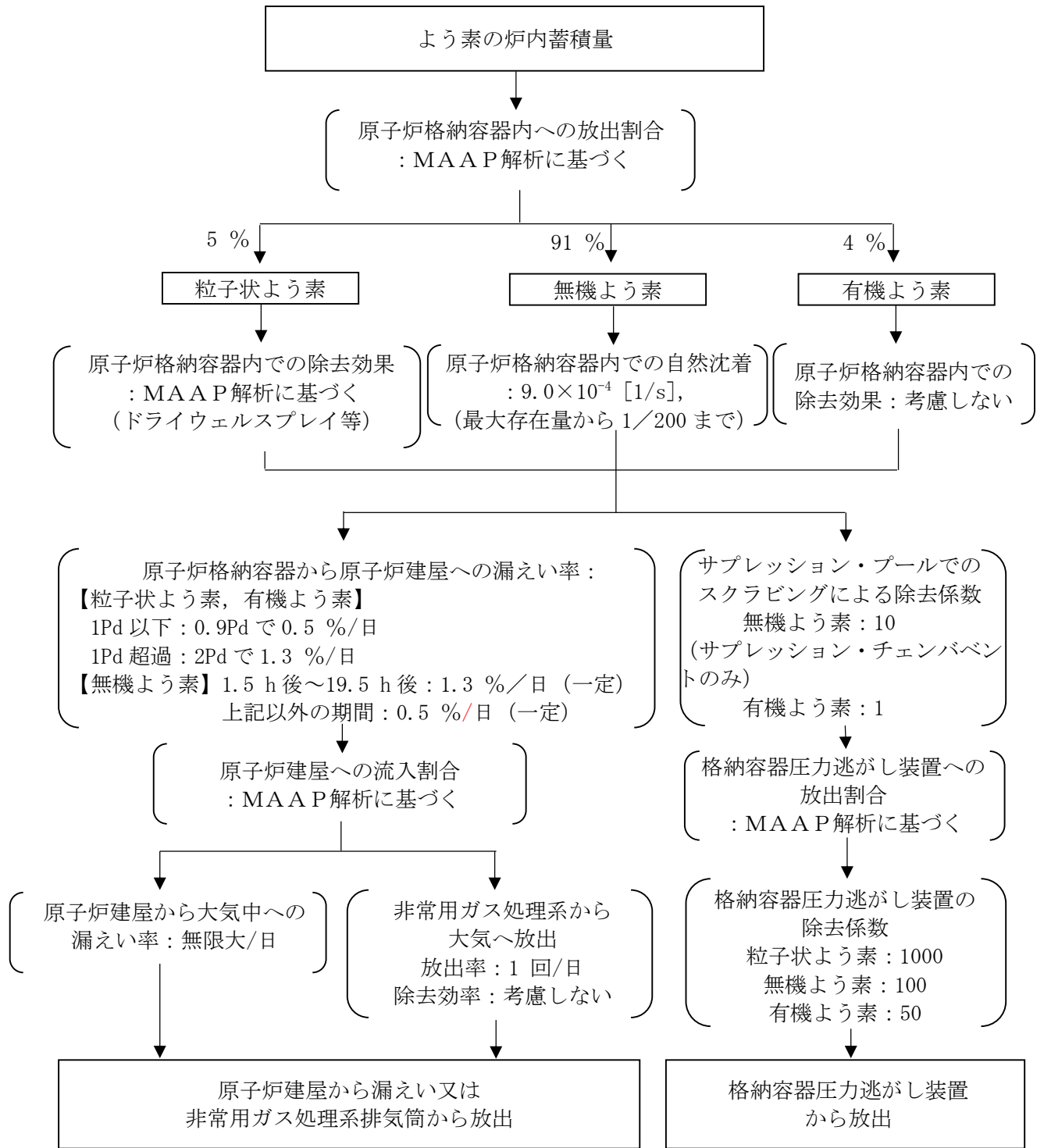
※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", December 2005

※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

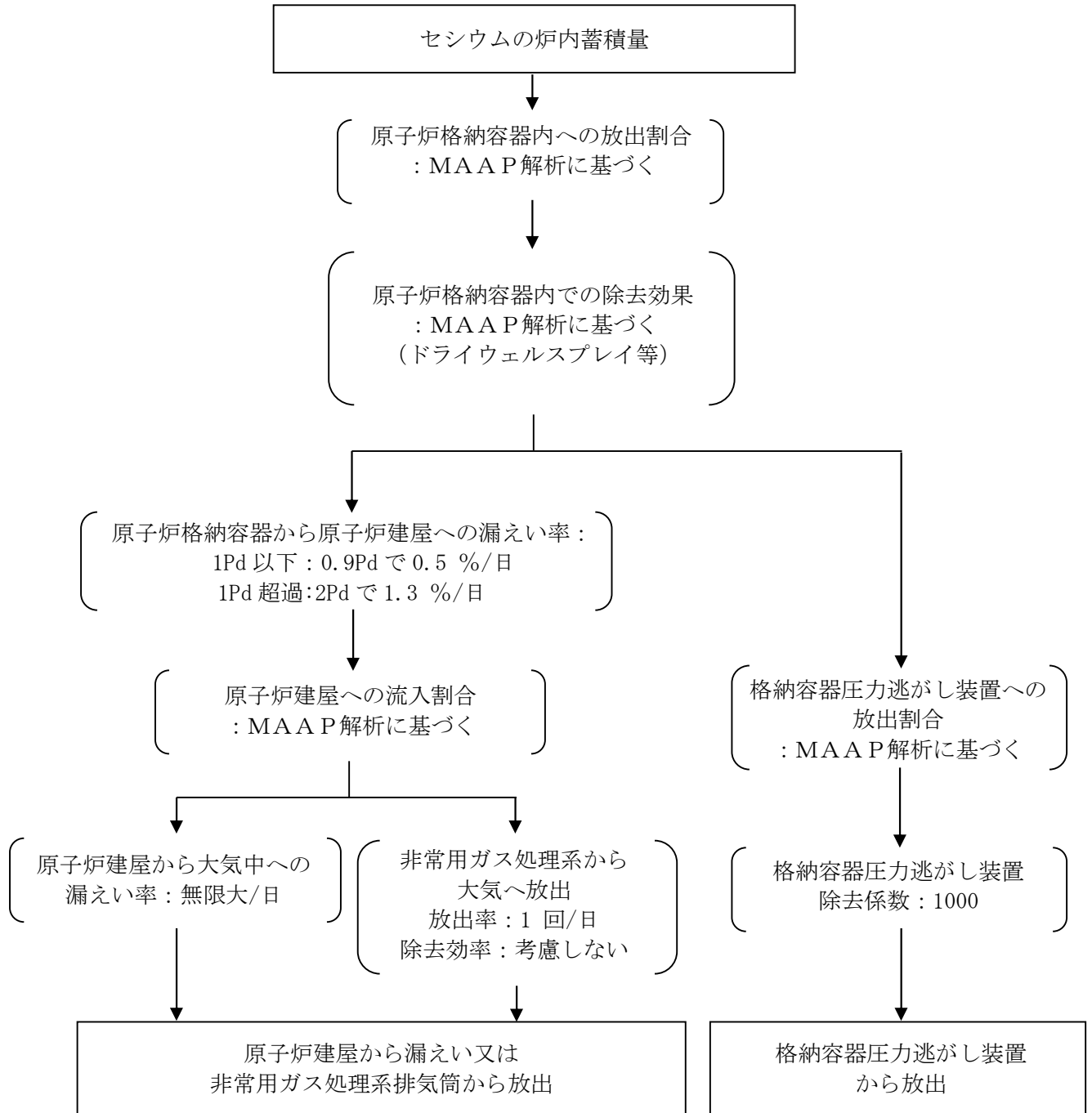
※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995



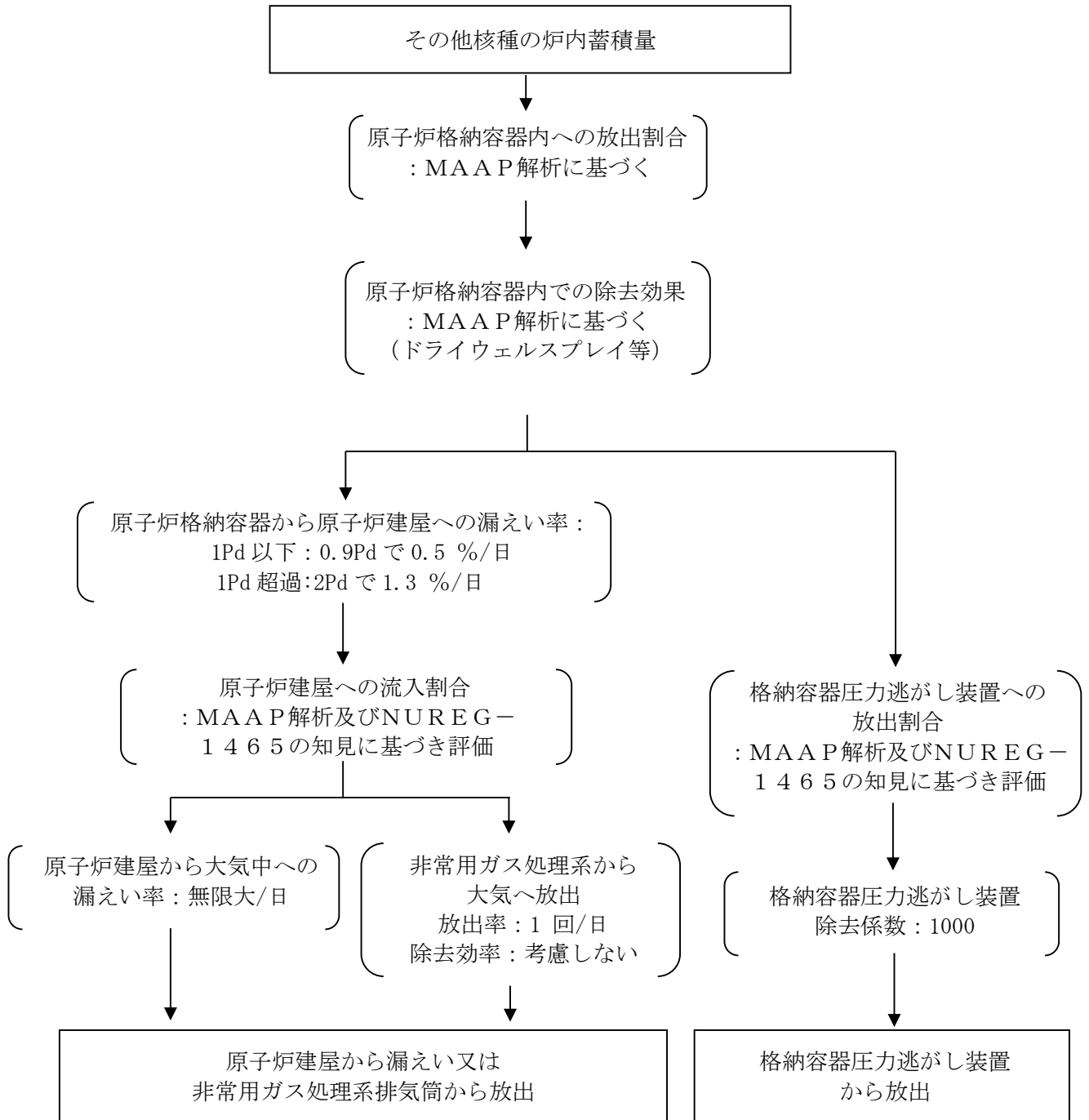
第 1 図 希ガスの大気放出過程



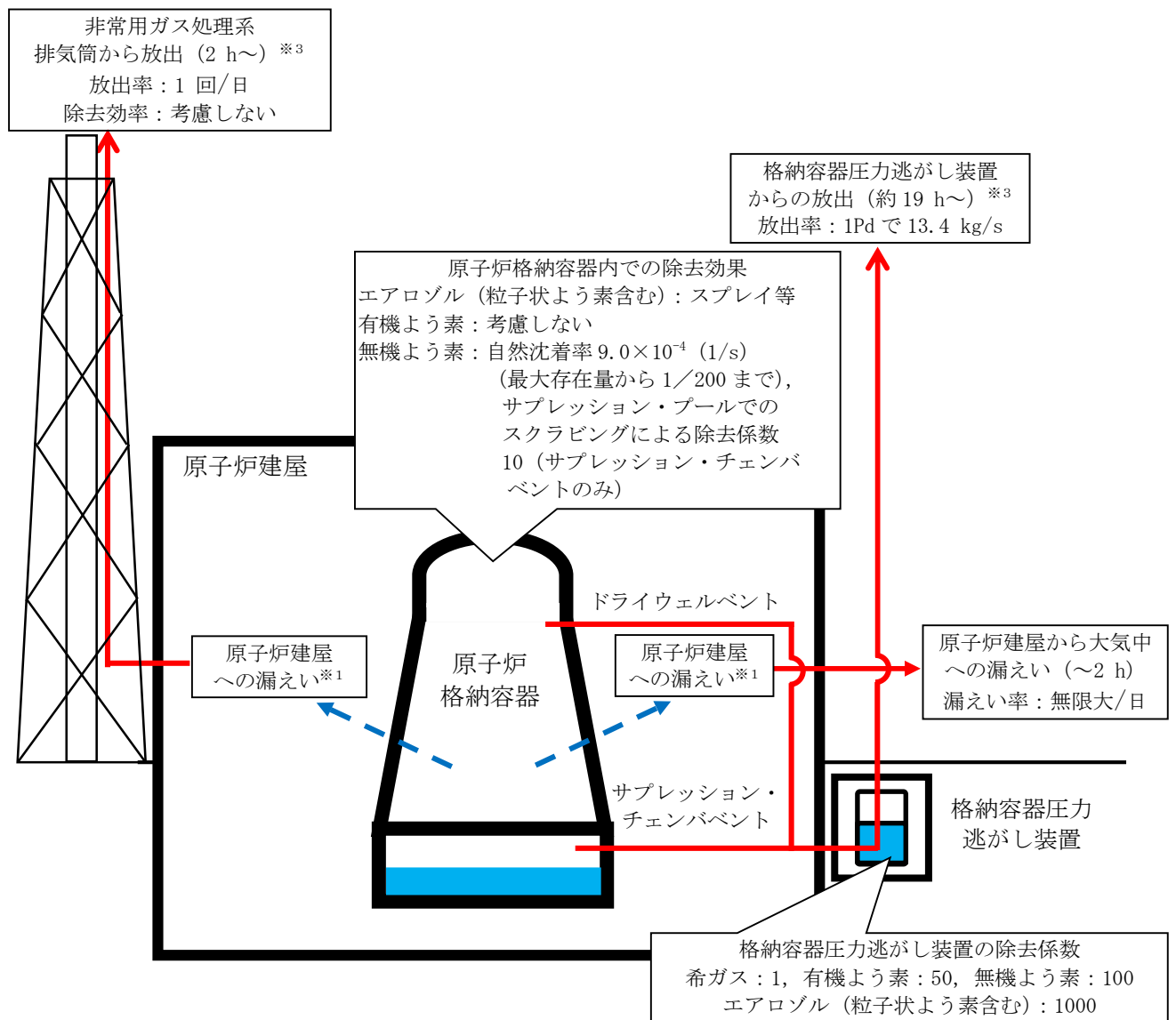
第2図 よう素の大気放出過程



第3図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程



※1 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 0.5 %/日, 1Pd 超過：2Pd で 1.3 %/日

【無機よう素】

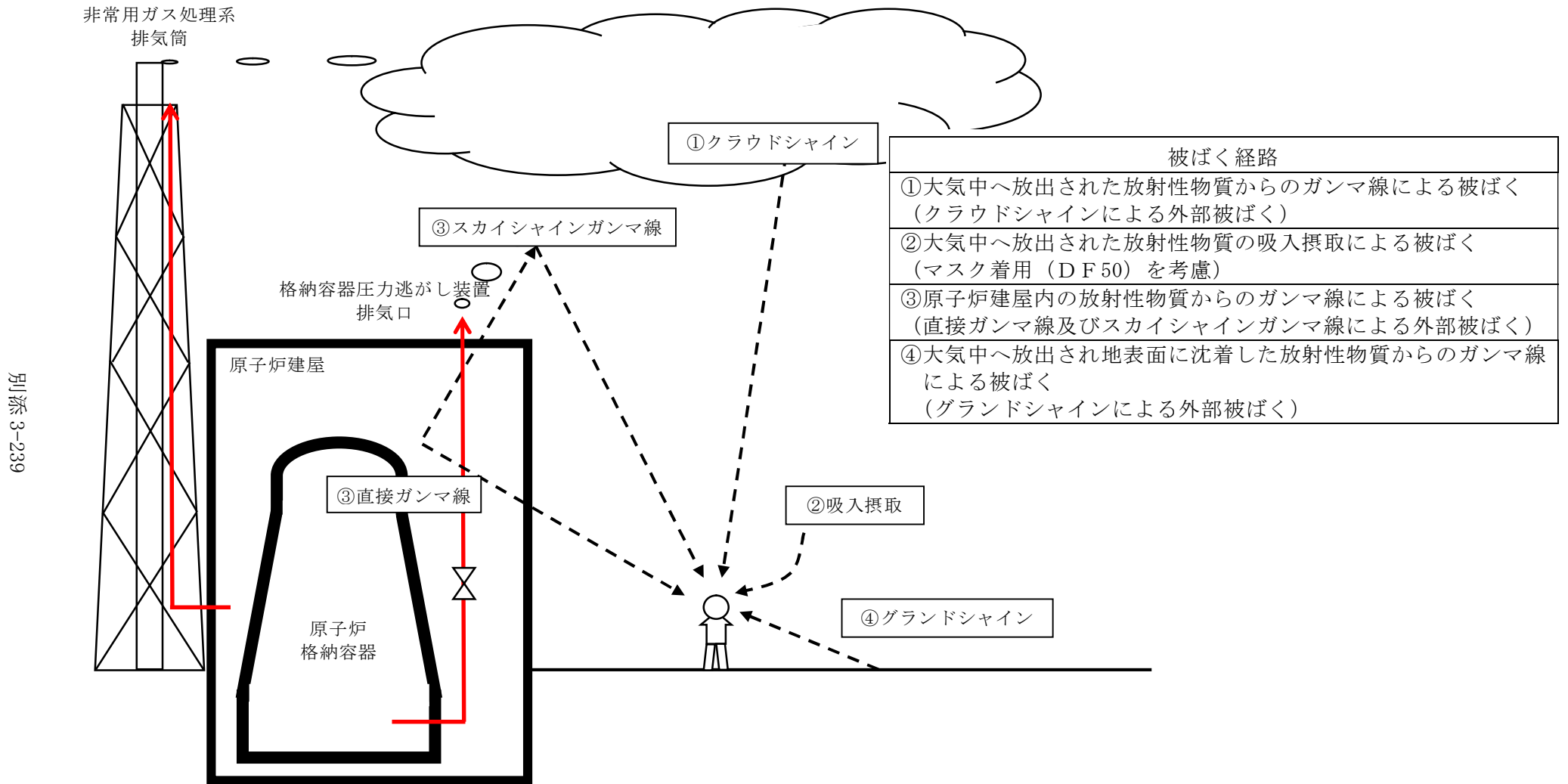
1.5 h 後～19.5 h 後：1.3 %/日 (一定), 上記以外の期間：0.5 %/日 (一定)

大気への放出経路	0 h	▼2 h※2	▼19 h※3	168 h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	■			
非常用ガス処理系排気筒から放出		■	■	■
格納容器圧力逃がし装置からの放出			■	■

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

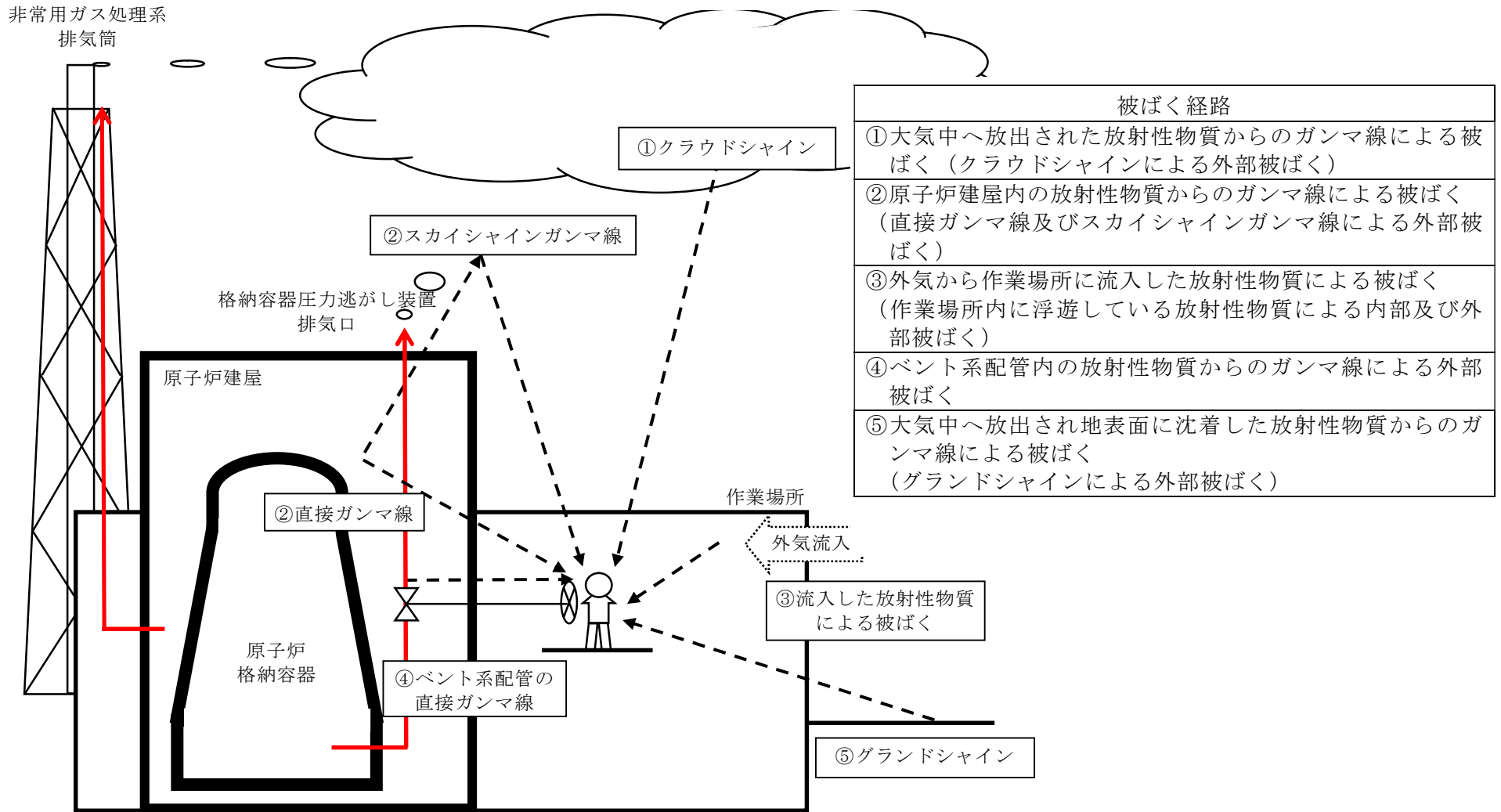
※3 事象発生後 19 h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)

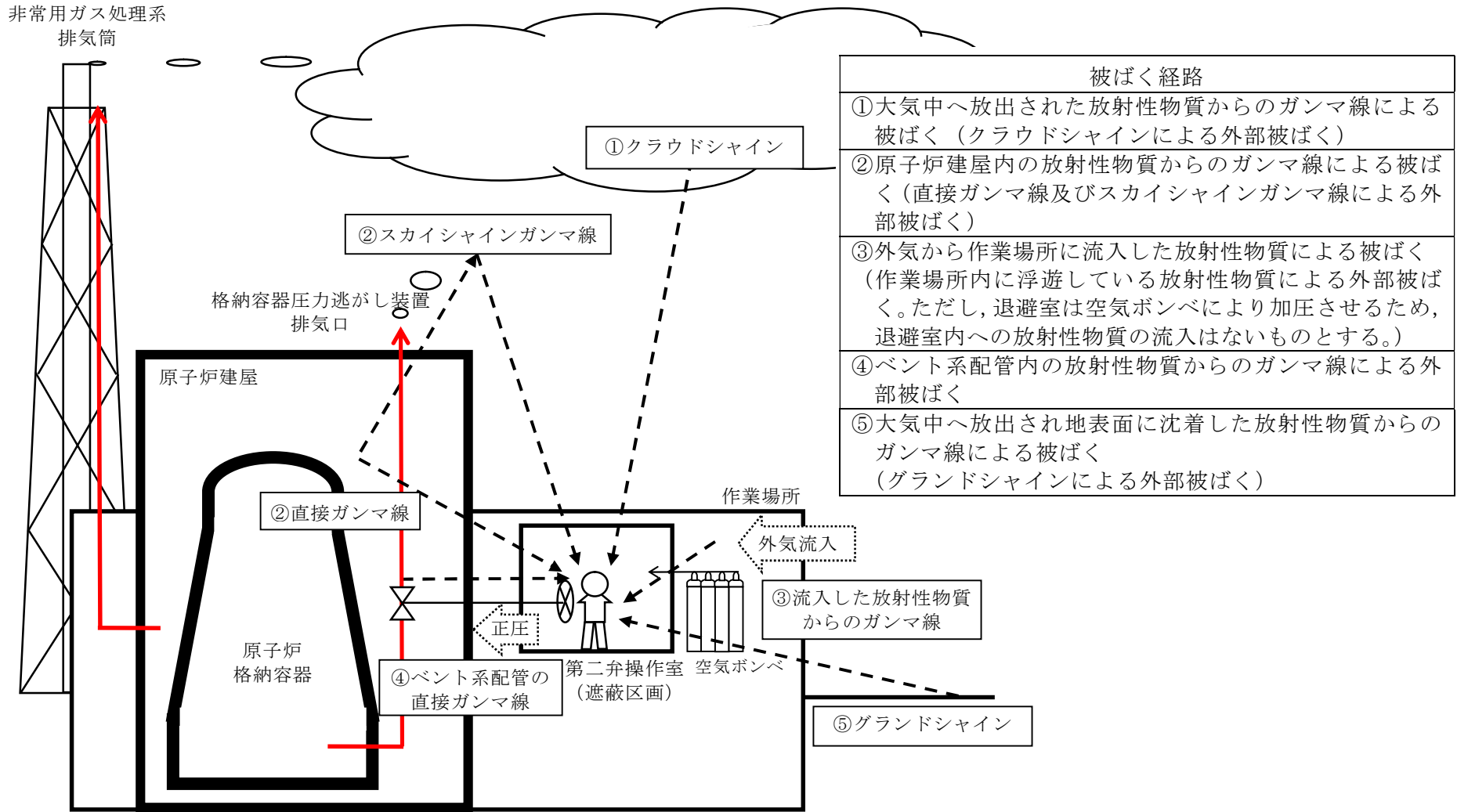


別添 3-239

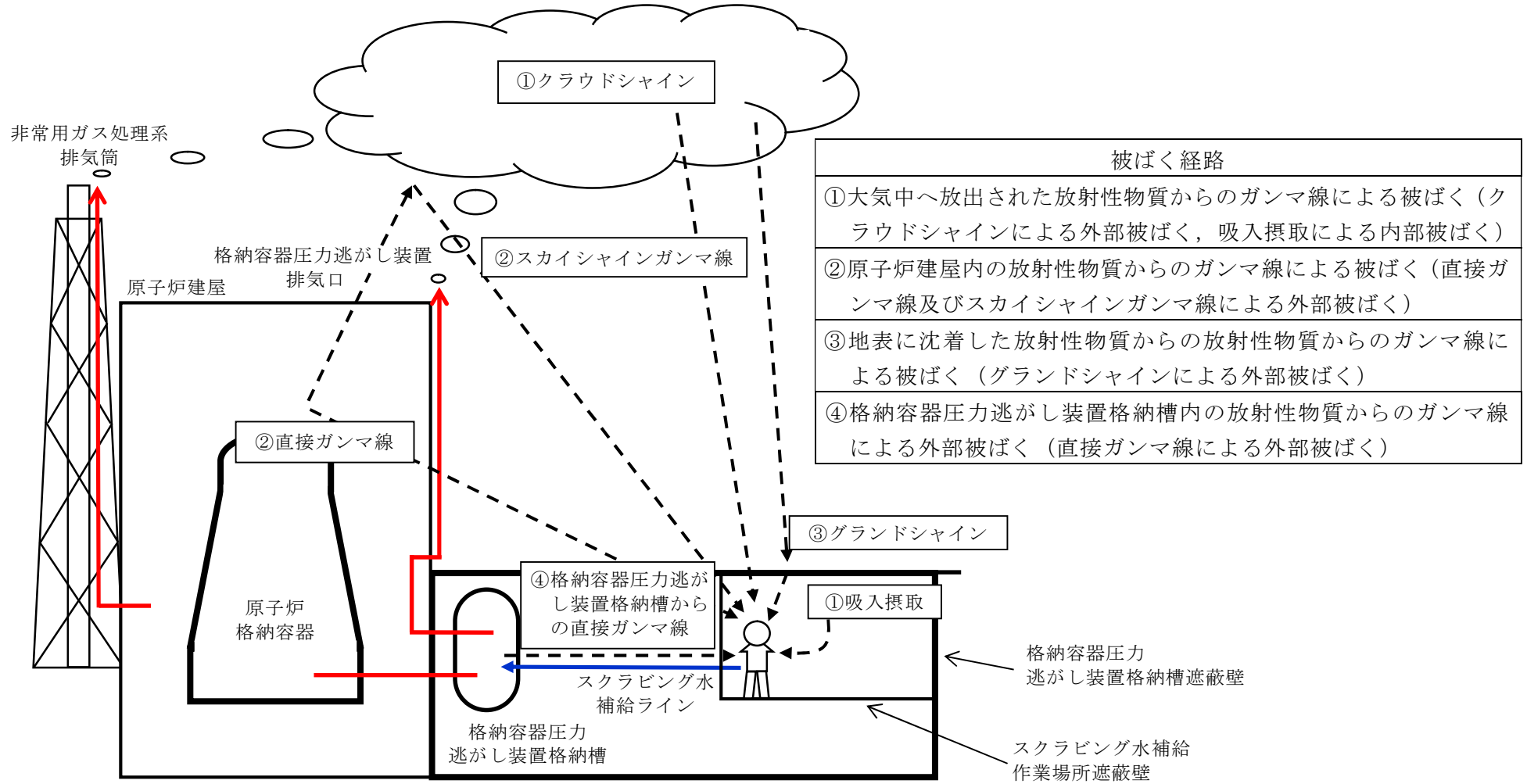
第 6 図 ベント操作に係る作業時及び燃料給油時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時及び屋外作業時)



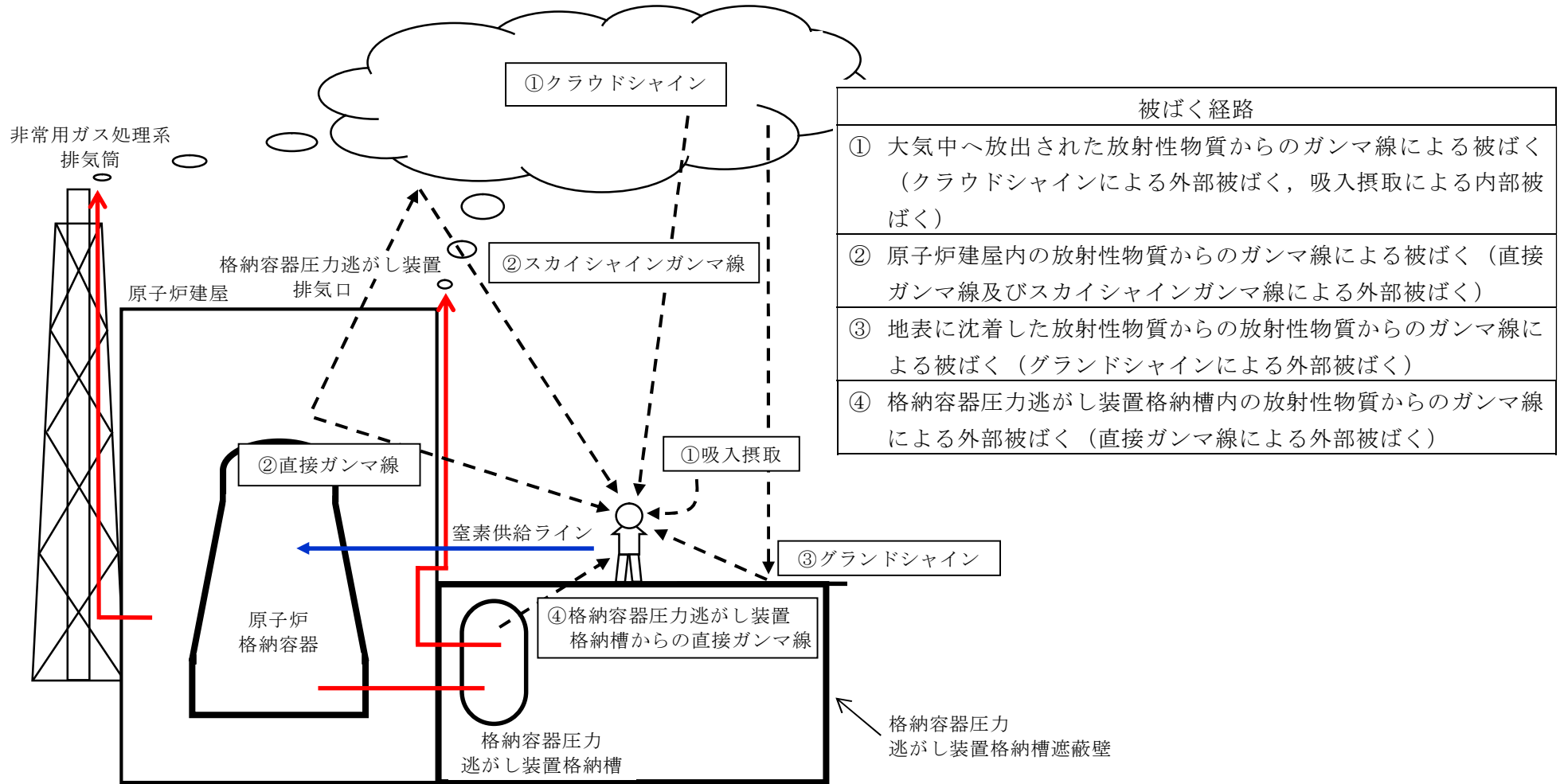
第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



第 8 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）



第9図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外作業時）



第 10 図 窒素供給作業時及び水源補給作業の作業員の被ばく評価経路イメージ（屋外移動時及び屋外作業時）

第2表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料(2005年4月～2006年3月) 地上風 : 地上10 m 排気筒風 : 地上140 m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10 m)の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風(地上140 m)の気象データを使用(補足11参照)
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0 m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出 : 地上55 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 : 地上95 m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定(補足9参照)
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第22図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口 : 9方位	非常用ガス処理系排気筒(排気筒放出)については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3000 m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) (1/3)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (サプレッション・チェンバ側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (ドライウェル側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}	
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R2

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) (2/3)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
スクラビング水 補給作業	屋外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)			約 4.2×10^{-4}
	D/Q (Gy/Bq)			約 8.7×10^{-19}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)			約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)			約 1.2×10^{-19}
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			χ/Q (s/m ³)
	格納容器圧力逃がし装置排気口 (建屋屋上放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) (3/3)

作業内容	放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
		χ/Q (s/m^3)	D/Q (Gy/Bq)
水源補給準備作業【ポンプ設置等】 水源補給作業【補給監視】 燃料給油作業 (西側淡水貯水設備付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.9×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 1.9×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.6×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 2.4×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.1×10^{-19}
水源補給準備作業【ホース施設等】 (代替淡水貯水槽付近)	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 3.3×10^{-18}
	格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
		D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}

NT2 補① V-1-8-1 別添3 R2

第4表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージオンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \chi / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_{γ} : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5 MeV 換算値) E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	<サプレッション・チェンバからのベントを行う場合> ・第一弁 操作場所 : 2200 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³ ・第二弁 操作場所 : 590 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³ <ドライウエルからのベントを行う場合> ・第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・第二弁 操作場所 : 590 m ³ 屋内移動アクセスルート : 2200 m ³	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
第二弁操作室の遮蔽及び空気ボンベ加圧考慮 (第二弁操作場所) のみ)	第二弁操作室の遮蔽厚 : <input type="text"/> *1 (コンクリート) 空気ボンベによる加圧時間 : ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート)	第二弁操作場所にベント後3時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) に基づき設定
コンクリート密度	2.00 g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) を基に算出した値を設定 (補足 12 参照)

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R3

第5表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定 (補足 6~補足 8 及び補足 13 参照)

第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (サブプレッショ ン・チェンバ側)	作業場所		ベント操作エリアにおける 原子炉建屋壁，補助遮蔽設 備等を考慮（第11図～第 21図参照）
		移動ルート		
	第一弁 (ドライウエル側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽 は，公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事，日本建築学会） に基づき設定
コンクリート密度		2.00 g/cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事，日本建築学会） を基に算出した値を設定 （補足12参照）
配管中心から 評価点までの 距離	第一弁 (サブプレッショ ン・チェンバ側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (ドライウエル側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

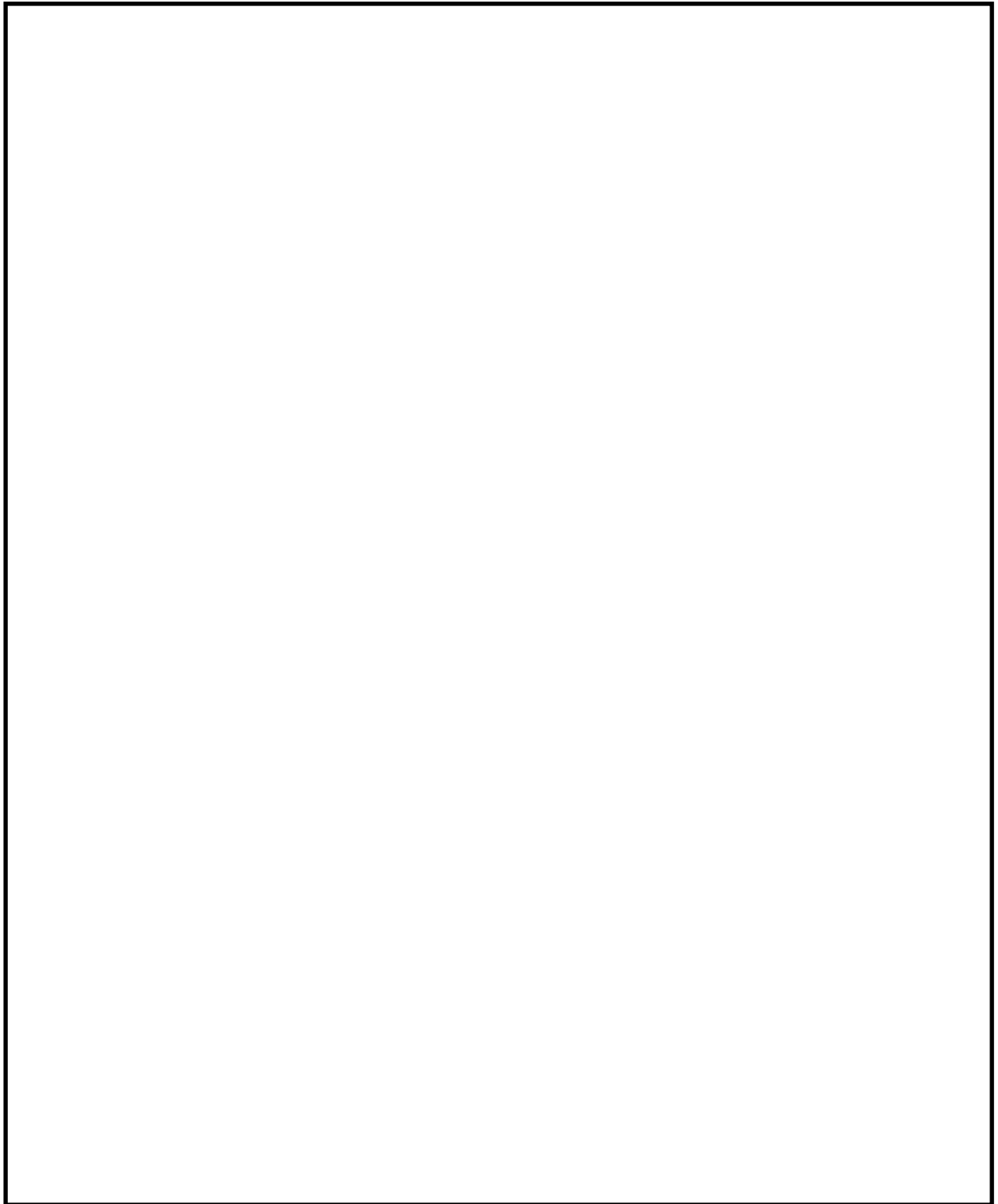
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

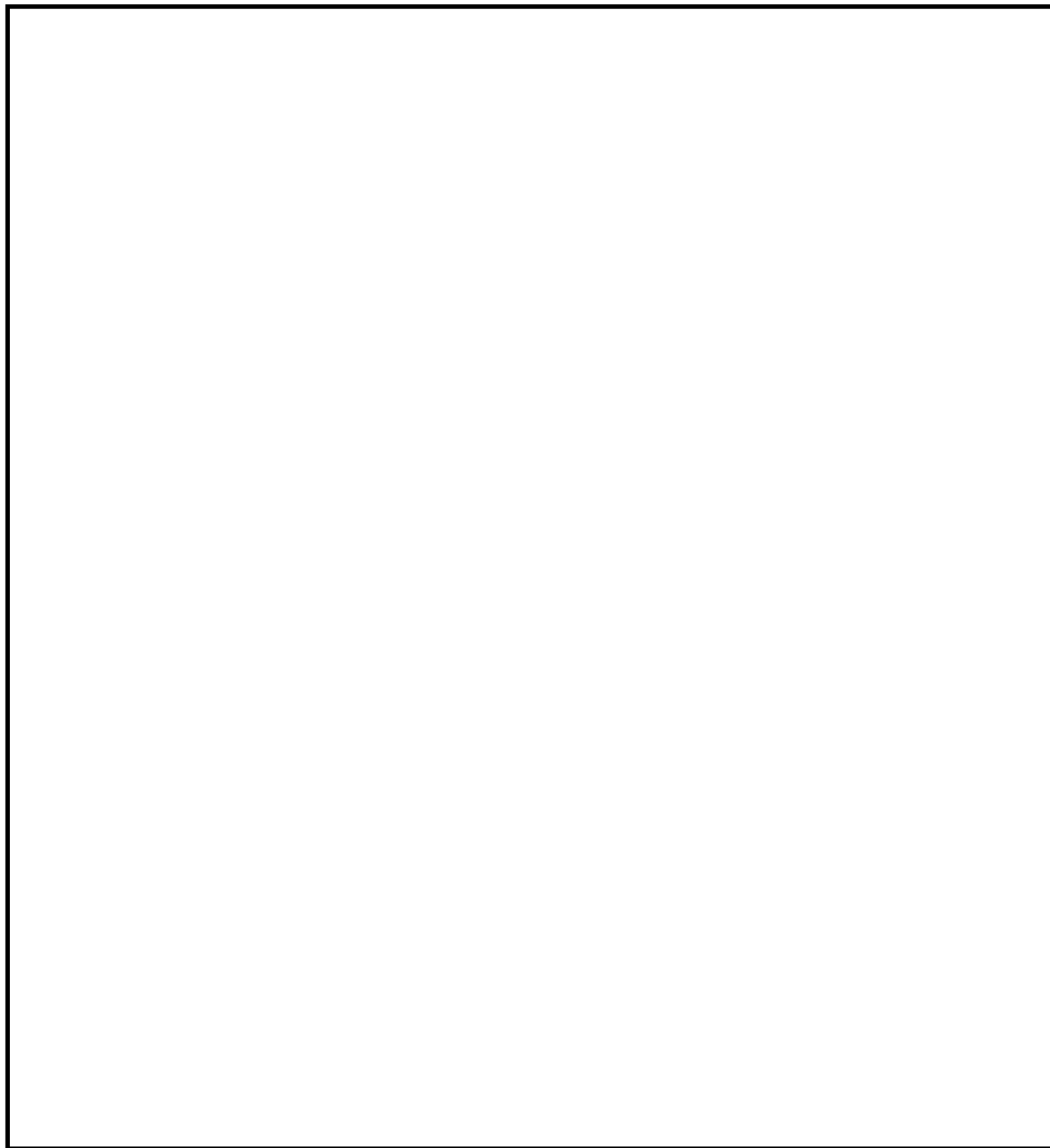
項目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ		原子炉建屋外壁（二次遮 蔽）の厚さを設定（補足 13参照）
原子炉建屋内線源強度 分布	原子炉建屋内に放出された放射性 物質が均一に分布	審査ガイドに示されたと おり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として 考慮（補足13参照）
直接ガンマ線・スカイ シャインガンマ線評価 コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同 じ

第8表 格納容器圧力逃がし装置からの直接ガンマ線

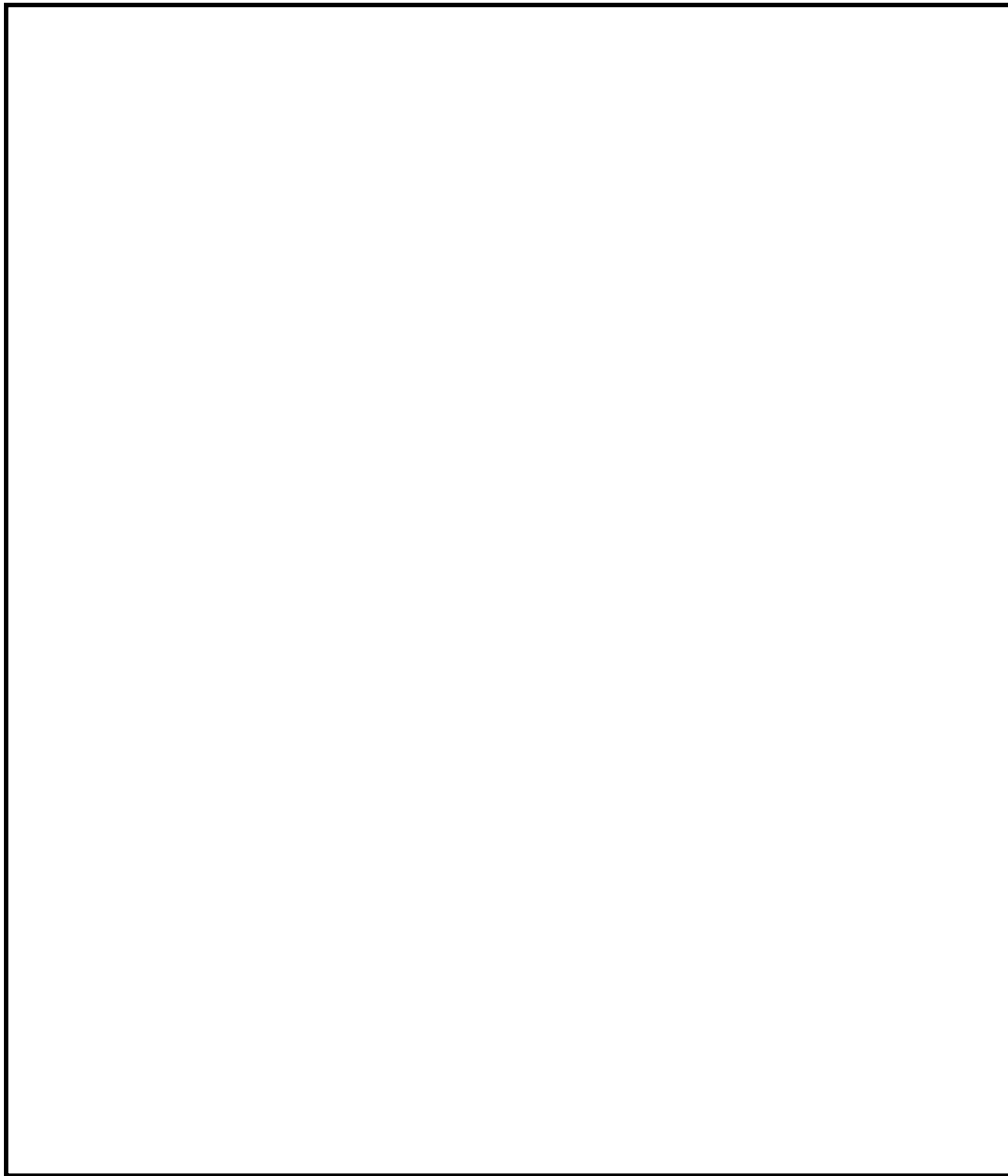
項目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給 作業場所遮蔽壁		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計 値（10m Sv/h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし 装置格納槽遮蔽壁		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計 値（0.625 mSv/h 以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10 g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10 g/cm ³ 以上で施工



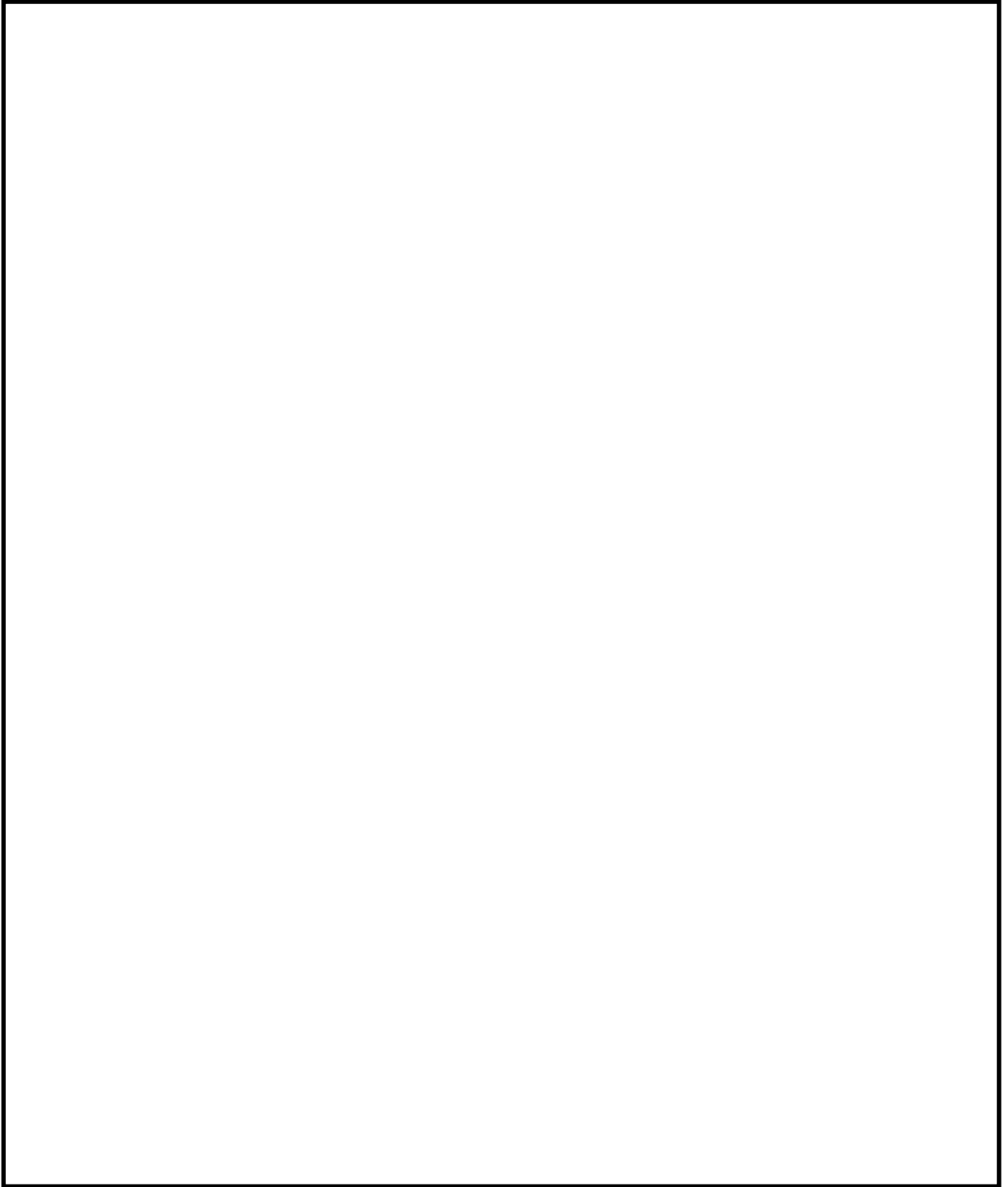
第11図 第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）



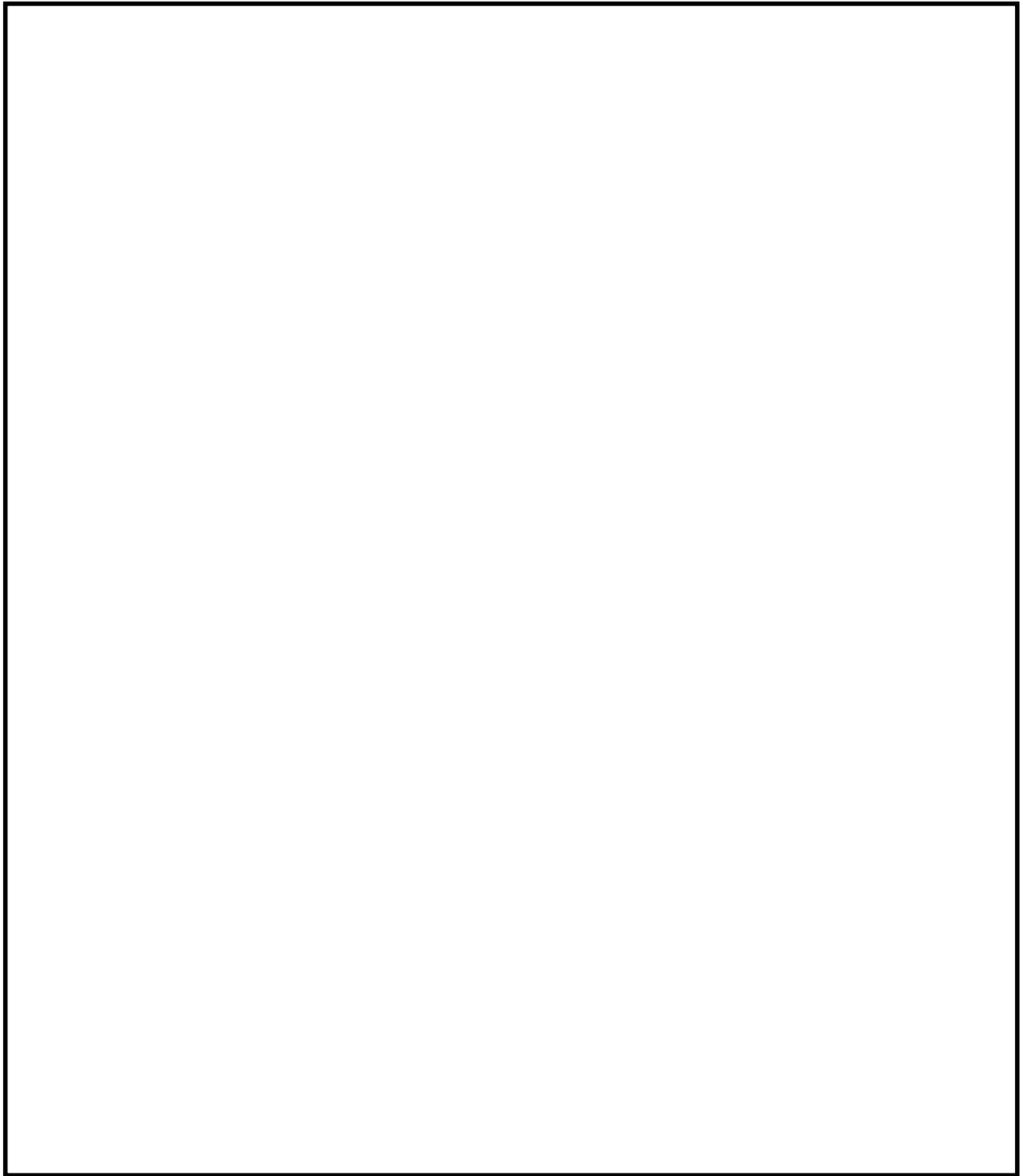
第12図 第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋附属棟2階）



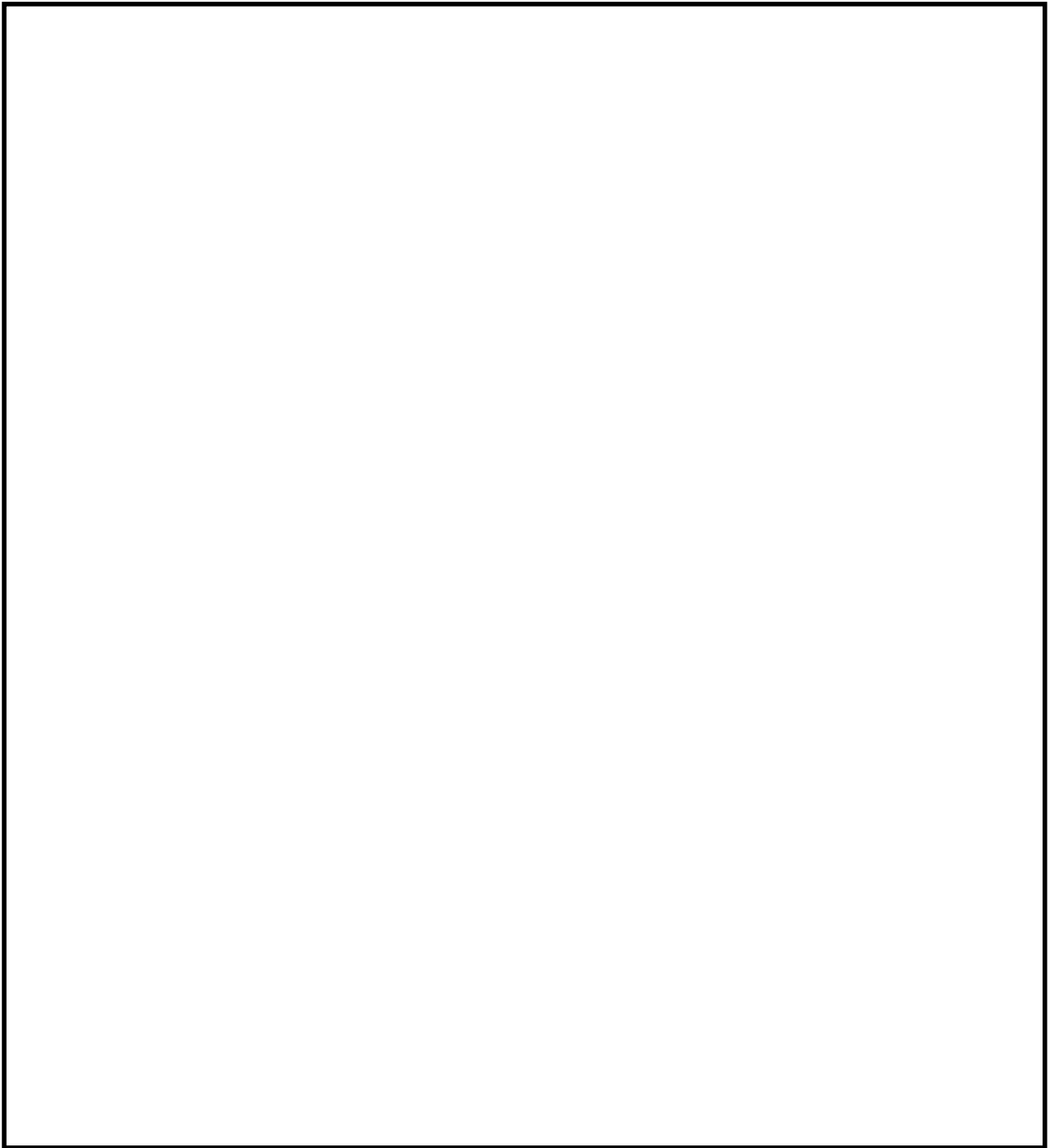
第13図 第一弁（サプレッション・チェンバ側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋附属棟1階）



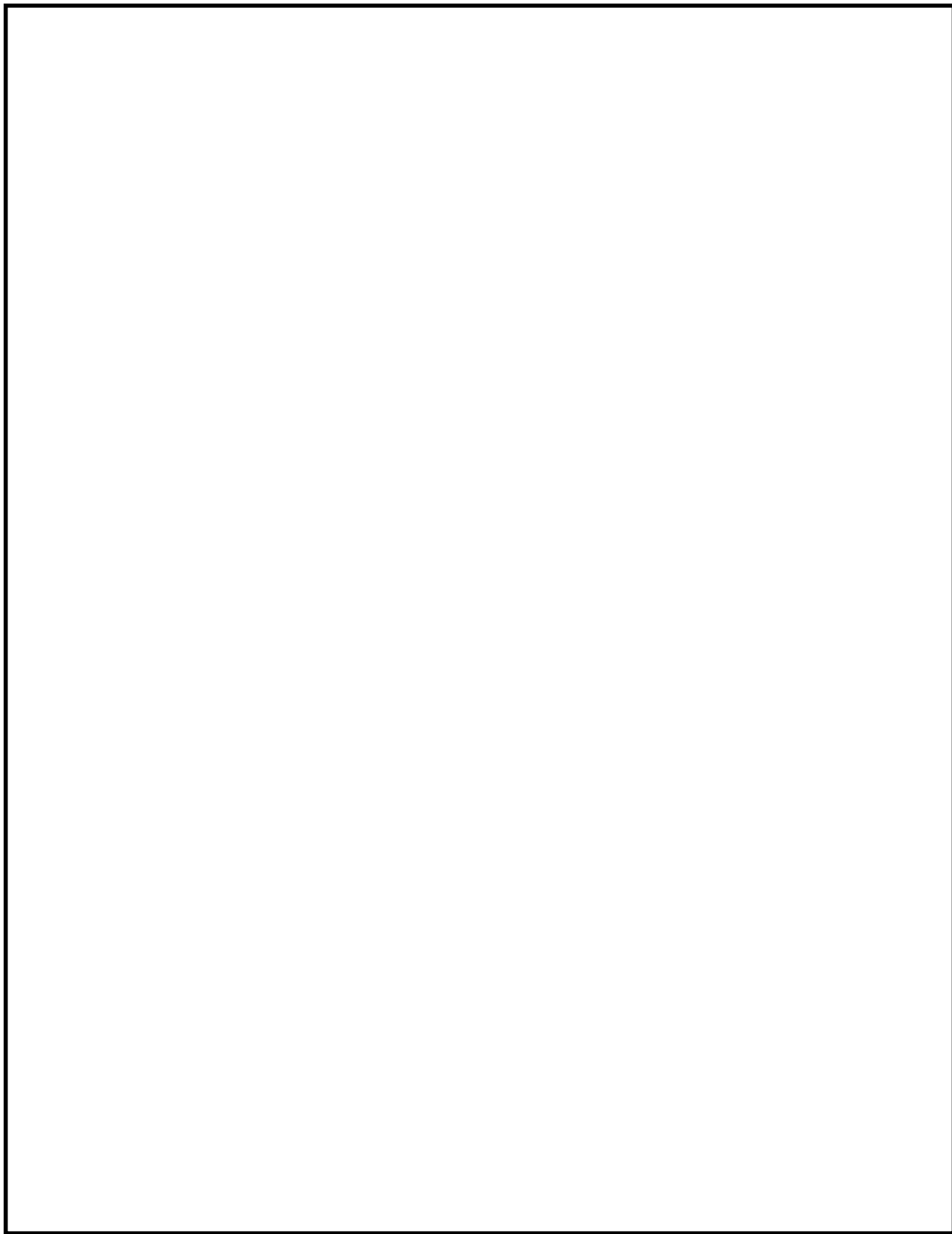
第14図 第一弁（ドライウエル側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階，4階）



第15図 第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋付属棟2階）



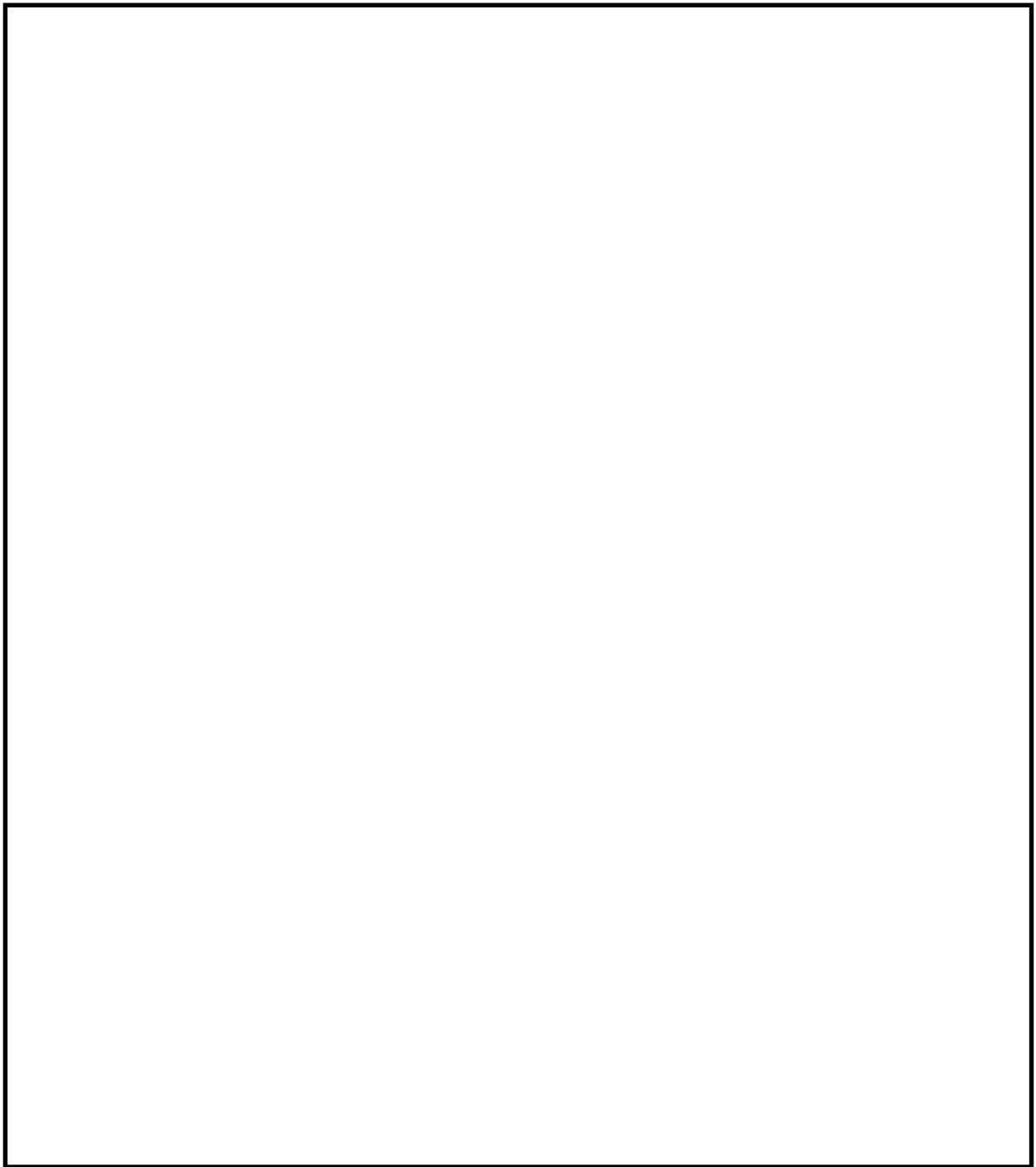
第16図 第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート
(原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階)



第17図 第一弁（ドライウェル側）操作場所及びアクセスルート
（原子炉建屋原子炉棟4階及び原子炉建屋付属棟屋上）



第18図 屋外移動時のアクセスルート



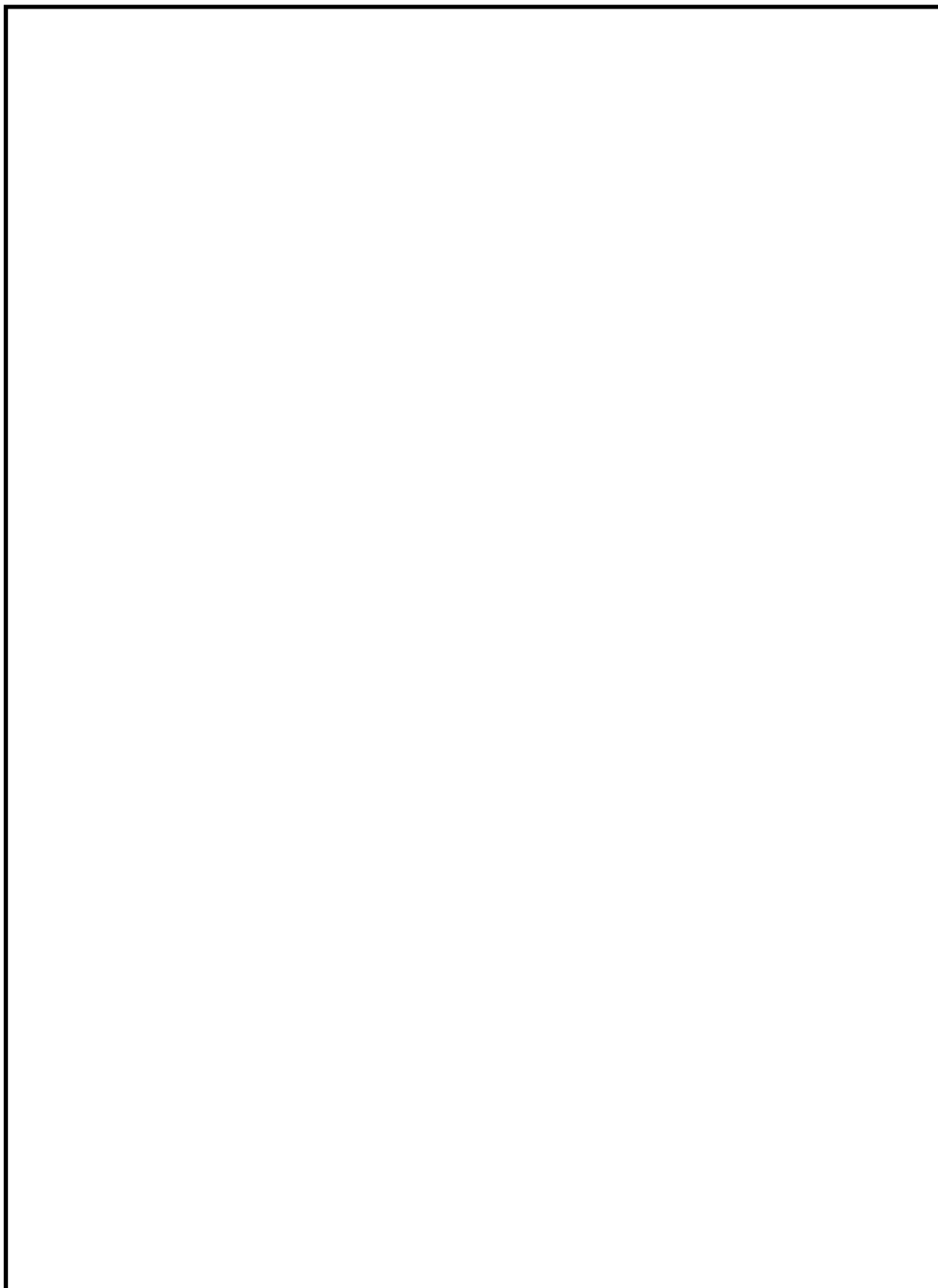
第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟1階及び原子炉建屋付属棟1階)



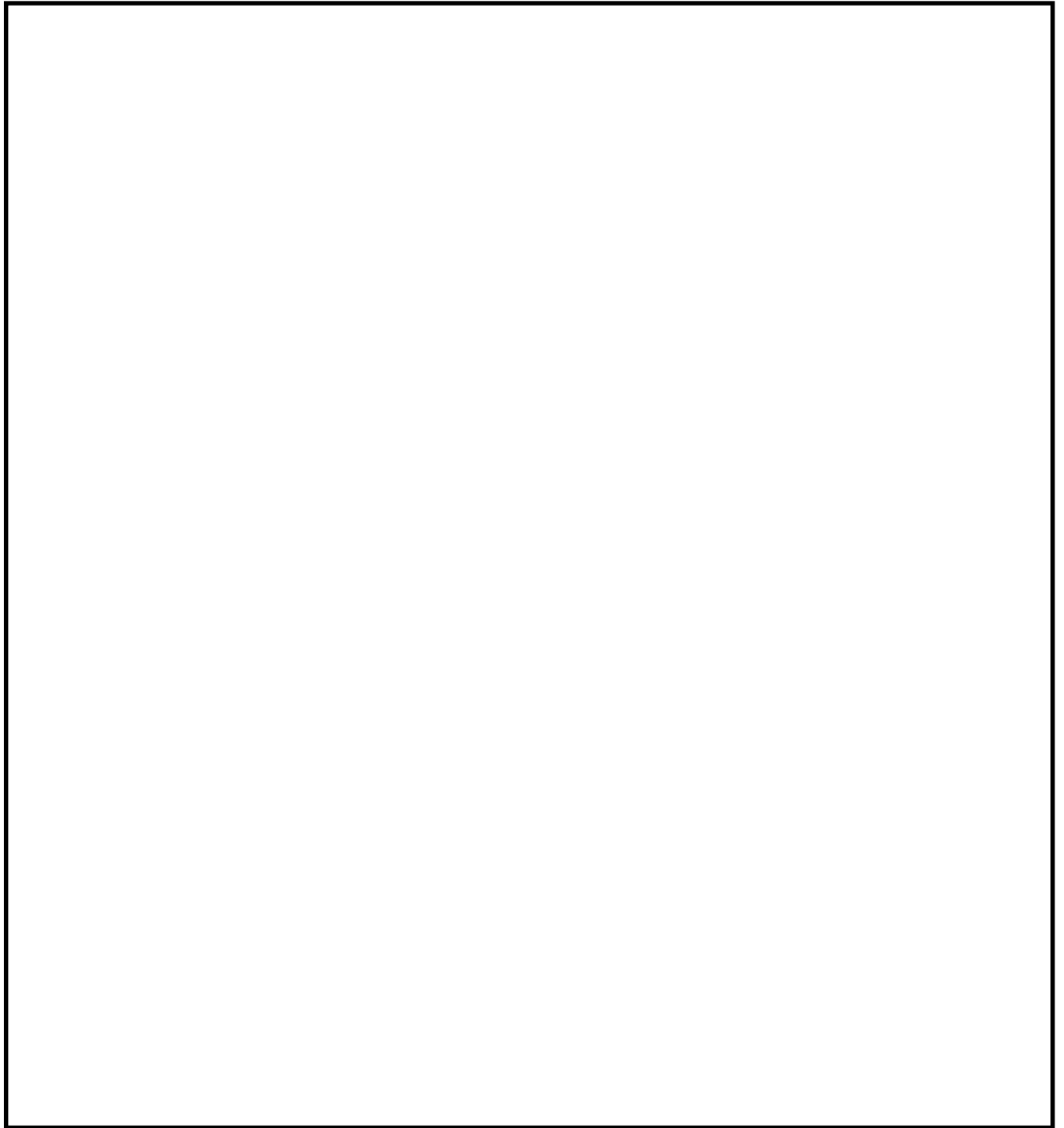
第20図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟2階及び原子炉建屋附属棟2階)



第21図 第二弁操作場所及びアクセスルート

(原子炉建屋原子炉棟3階及び原子炉建屋付属棟3階)



第 22 図 大氣中に放出された放射性物質の濃度評価点

第 9 表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位 : mSv/h)

被ばく経路	第一弁 (サブプレッション・チェンバ側) 開操作※ ¹			第一弁 (ドライウエル側) 開操作※ ¹			
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)	屋内/屋外移動 時 (作業場所⇒ 付属棟入口)	屋外移動時 (付属棟入口⇒ 緊急時対策所)
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約 2.1×10^0	約 3.1×10^0	約 1.9×10^0	約 5.4×10^0	約 5.4×10^0	約 5.4×10^0	約 1.9×10^0
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 4.8×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
	内部被ばく			約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される			
	内部被ばく	約 1.0×10^{-2} 以下	約 1.0×10^{-2} 以下				
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく※ ²	約 1.4×10^{-1}	約 1.0×10^{-2} 以下	屋外移動のため 対象外※ ³	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	屋外移動のため 対象外※ ³
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1	約 1.4×10^1	約 1.7×10^1	約 1.8×10^1	約 1.8×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間	90 分	35 分 (往路)	35 分 (復路)	90 分	50 分 (往路)	15 分 (復路)	35 分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 2.1×10^1 mSv	約 8.6×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 2.5×10^1 mSv	約 1.5×10^1 mSv	約 4.4×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 3.7×10^1 mSv			約 5.2×10^1 mSv			

※¹ 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※² 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※³ 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

NT2 補① V-1-8-1 別添 3 R3

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（サブプレッション・チェンバからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1 時間	1 時間～ 2 時間	2 時間～ 3 時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.6×10^0	約 2.6×10^0	約 1.9×10^0	約 1.9×10^0
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約 4.8×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}	
	内部被ばく						1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-2}	
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 4.7×10^0	約 5.2×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 4.1×10^{-2}	屋外移動のため対象外※1	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.7×10^{-2}		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 2.9×10^{-1}	屋外移動のため対象外※1	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.2×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率		約 5.2×10^0	約 5.3×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間		60 分	60 分	60 分	140 分	10 分（往路）	10 分（復路）	35 分（往路）	35 分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 5.2×10^0 mSv	約 5.3×10^{-1} mSv	約 4.8×10^{-1} mSv	約 4.0×10^{-1} mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv
作業員の実効線量（合計）		約 2.8×10^1 mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 11 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（ドライウェルからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇔ 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所⇔ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 2.6×10^0	約 2.6×10^0	約 1.9×10^0	約 1.9×10^0
大気中へ放出された放射 性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約 4.8×10^{-2}	約 1.5×10^1
	内部被ばく							1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約 4.0×10^0	約 3.1×10^{-1}	約 8.4×10^{-2}	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 8.3×10^0	屋外移動のため対象外※ ¹	
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	約 1.3×10^0		
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 5.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-1}	約 5.1×10^{-1}	約 3.1×10^{-2}	約 3.1×10^{-2}	約 3.2×10^{-1}	屋外移動のため対象外※ ¹	
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.3×10^{-2}	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1	約 1.2×10^1	約 1.6×10^1
作業線量率		約 4.6×10^0	約 8.4×10^{-1}	約 6.2×10^{-1}	約 7.3×10^{-2}	約 1.4×10^1	約 2.8×10^1	約 1.4×10^1	約 3.5×10^1
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約 4.6×10^0 mSv	約 8.4×10^{-1} mSv	約 6.2×10^{-1} mSv	約 1.7×10^{-1} mSv	約 2.4×10^0 mSv	約 4.7×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 2.0×10^1 mSv
作業員の実効線量（合計）		約 4.2×10^1 mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 12 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（サブプレッション・チェンバからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 3.3×10^0	約 3.3×10^0	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率		約 1.3×10^1	約 3.9×10^0	約 3.6×10^0	約 3.9×10^0

第 13 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（ドライウエルからのベント操作の場合）

(単位：mSv/h)

被ばく経路		スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
		補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 4.5×10^0	約 4.5×10^0	約 4.0×10^0	約 4.5×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線		約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率		約 1.5×10^1	約 5.1×10^0	約 4.6×10^0	約 5.1×10^0

第 14 表 水源及び燃料の補給作業における被ばく評価

屋外作業		西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
		補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
		ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点		西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近		西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯		格納容器ベント実施 3 時間後以降				格納容器ベント実施 3 時間後以降	
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		約 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^0	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}
大気中へ放出された放射性 物質による被ばく	外部被ばく	約 9.0×10^{-2}	約 1.1×10^{-1}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}	約 9.0×10^{-2}
	内部被ばく※1	約 1.5×10^{-2}	約 2.7×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 5.3×10^0	約 1.2×10^1	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0	約 5.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく※2		—	約 6.3×10^{-1}	—	—	—	—
線量率 (格納容器ベント実施 3 時間後)		約 6.0×10^0 mSv/h	約 1.5×10^1 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h	約 6.0×10^0 mSv/h
作業時間 (移動時間含む)		75 分 (約 1.3 時間)	65 分 (約 1.1 時間)	20 分 (約 0.4 時間)	360 分 (6.0 時間) ※3	90 分 (1.5 時間)	175 分 (25 分×7 回) (約 2.9 時間)
作業員の実効線量 (各作業時)		約 7.5×10^0	約 1.6×10^1	2.0×10^0	約 3.6×10^1	約 9.0×10^0	約 1.7×10^1
作業員の実効線量 (合計)		約 6.1×10^1 mSv				約 2.6×10^1 mSv	

※1 マスクを考慮 (D F 50) し評価する。

※2 西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

※3 代替淡水貯槽への補給時間は約 21 時間であるが、対応要員は 2 時間ごとに交代する (評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる 360 分とする)。

格納容器圧力逃がし装置格納槽への水素漏えいについて

フィルタ容器に使用されるガスケットについては、ヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験を実施し漏えいが検出されないことを確認しているものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器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容器内で発生した水素が、フィルタ容器から格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいし、**可燃限界に到達するおそれがある**。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の水素濃度は、事象発生7日後において、約 1.4×10^{-5} vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、格納容器ベントの停止及びスクラビング水の移送による格納槽への水素漏えい防止、ハッチ及び遮蔽扉開放による格納槽の換気が実施できる。

以上のことから、格納槽で水素爆発が発生することはない。

(1) 評価シナリオ

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

また、当該シナリオでは、第1図及び第2図に示すとおり、格納容器ベント実施1時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は蒸気100 vol%雰囲気となることから、フィルタ容器内を高濃度の水素が通過するのは、格納容器ベント後1時間以内となる。水素漏えい評価において、高濃度の水素が通過する1時間を評価①とし、その後のスクラビング水の放射性分解によって継続的に水素が発生するフェーズを評価②とし、それぞれ評価を実施する。

(2) 評価①

評価条件を第1表に示す。

a. 漏えい条件

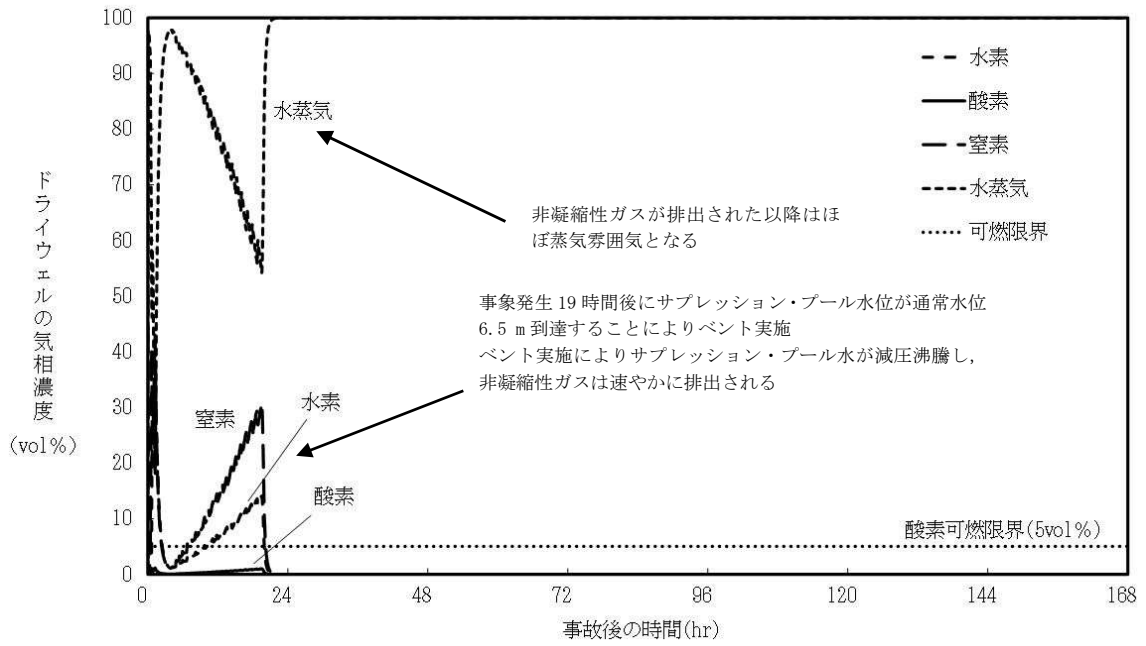
漏えい条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」における格納容器ベント実施前の最大水素濃度である30 vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的に全て凝縮するものとして評価を実施する。**なお、格納容器ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても30 vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。**

漏えい率については、フィルタ容器に使用されるガスケットのヘリウムリーク試験における石鹼水発泡法による試験に基づき、保守的に620kPa [gage], 200°Cの条件下において、検出限界値の水素漏えいがあるものと仮定する。

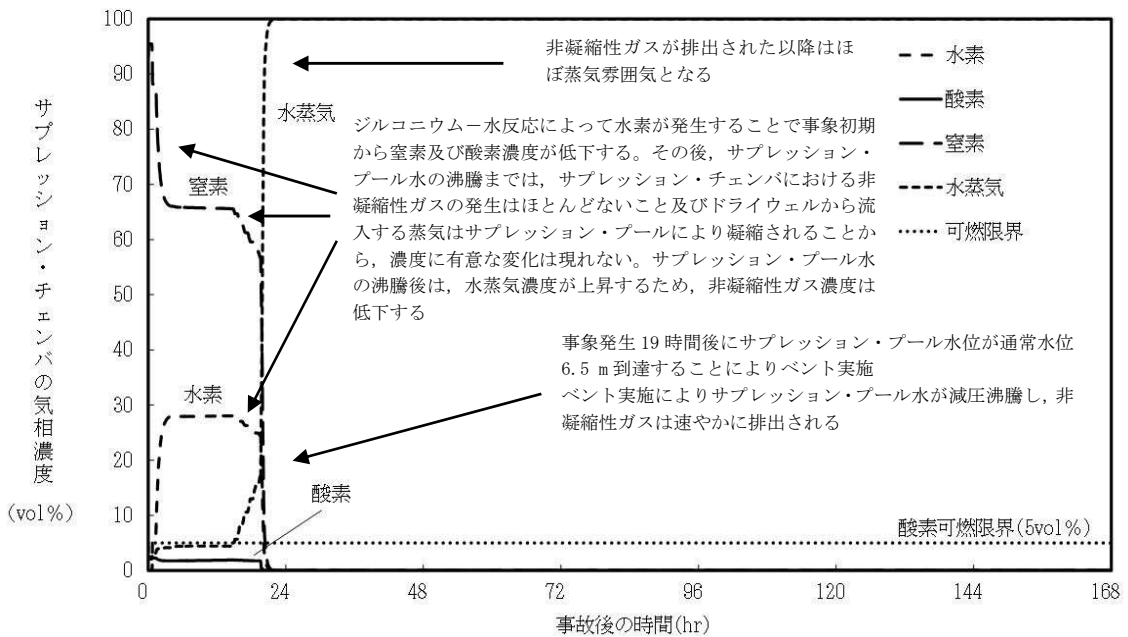
b. 格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件

格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件は，乾燥空気におけるガス組成とする。

空間容積については，躯体図から算出した数値（フィルタ容器分除く）に対し，機器配管分の低減率として，0.7を乗算して算出する。



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



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）」における
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

第1表 評価①における評価条件

項目		条件	備考
評価シナリオ		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、格納容器ベント実施時のドライ条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定
漏えい条件	水素濃度	30 vol%	格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定
	水蒸気濃度（漏えい時）	70 vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、全て水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気が全て凝縮することを仮定して設定
	水蒸気濃度（漏えい後）	0 vol%	
	酸素濃度	0 vol%	
	窒素濃度	0 vol%	
	漏えい時間	1 時間	
	漏えい率	3.08×10^{-2} ml/s (1.11×10^{-4} m ³ /h)	ガスケット漏えい試験の検出限界値（620kPa, 200°C, 水素条件）を踏まえて設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件	空間容積	525 m ³	躯体図から算出した空間容積（フィルタ容器除く）に対し、機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79 vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21 vol%	
濃度算出条件	水素の密度	0.0899	標準状態の条件として設定
	窒素の密度	1.25	
	酸素の密度	1.43	
格納容器圧力逃がし装置格納槽から大気への水素の漏えい		考慮しない	保守的な条件として設定

c. 格納槽への漏えい評価（評価①）

フィルタ容器から格納槽へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。

$$\begin{aligned}
 \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \dots \dots \dots \text{(式 1)} \\
 &= 1.11 \times 10^{-4} \times 0.3 \times 1 \\
 &= \text{約 } 3.33 \times 10^{-5} \text{ m}^3
 \end{aligned}$$

格納容器圧力逃がし装置格納槽内での水素濃度を評価するため、式1で得た結果を mol 数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots \text{(式2)} \\ &= 0.0899 \times 3.33 \times 10^{-5} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.5 \times 10^{-3} \text{ mol} \end{aligned}$$

次に格納容器圧力逃がし装置格納槽側の気体の物質質量を算出する。

$$\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots \text{(式3)} \\ &= 1.43 \times 525 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 4.9 \times 10^3 \text{ mol} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \cdots \text{(式4)} \\ &= 1.25 \times 525 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.8 \times 10^4 \text{ mol} \end{aligned}$$

式1～式4の結果を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置格納槽の水素濃度は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量}) \\ &\quad \times 100 \cdots \cdots \cdots \text{(式5)} \\ &= 1.5 \times 10^{-3} / (1.5 \times 10^{-3} + 4.9 \times 10^3 + 1.8 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約 } 6.6 \times 10^{-6} \text{ vol\%} \end{aligned}$$

(3) 評価②

評価条件を第2表に示す。

a. 漏えい条件

漏えい条件は、評価①の後（20時間後）から168時間後までを漏えい時間として設定する。また、漏えい率については、保守的な条件として評価①と同様とする。

b. 水素発生条件

水素発生条件として、G値については、不確かさを考慮し、また、保守的にスクラビング水が沸騰状態であることを仮定して、設置（変更）許可における評価で用いているG値の最大値である0.4を設定する。水の放射線分解に寄与する熱量については、フィルタ装置の設計条件である500 kWを設定する。また、放射線吸収割合については、全ての放射線がスクラビング水に吸収されることを仮定し、1.0を設定する。また、水の放射線分解により発生する酸素は、水素濃度上昇の抑制に寄与するため、保守的に発生しないものと仮定する。

c. 格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件

格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件は、評価①と同様とする。

第2表 評価②における評価条件

項目	条件		備考
漏えい条件	漏えい時間	20 時間後～168 時間後	評価として7日後までの漏えいを考慮して設定
	漏えい率	3.08×10^{-2} ml/s (1.11×10^{-4} m ³ /h)	ガスケット漏えい試験の検出限界値 (620kPa, 200°C, 水素条件) を踏まえて設定
水素発生条件	G 値	0.4	G 値の不確かさを考慮して設定 (沸騰状態を考慮)
	熱量	500 kW	設計条件として設定
	放射線吸収割合	1	保守的に全ての放射線がスクラビング水に吸収され, 水の分解に寄与することを仮定して設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽の条件	空間体積	525 m ³	躯体図から算出した空間容積 (フィルタ容器除く) に対し, 機器配管分の低減率 0.7 を考慮して設定
	窒素濃度	79 vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定
	酸素濃度	21 vol%	

c. フィルタ容器内の水素濃度評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へ漏えいする水素量の算出に当たって, フィルタ容器内の水素濃度を以下の式により算出する。

$$\text{水蒸気発生量} = \text{熱量 [MW]} \times 1000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピー} - \text{飽和水比エンタルピー}) / \text{水蒸気の分子量} \times (22.4 \times 10^{-3}) \times 3600 \dots \dots \text{(式6)}$$

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 0.5 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) / (18 \times 10^{-3}) \times (22.4 \times 10^{-3}) \times 3600 \\ &= \text{約}992.67 \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= \text{熱量 [MW]} \times 10^6 \times \text{G 値} / 100 / (1.6 \times 10^{-19}) / (6.02 \times 10^{23}) \\ &\quad \times (22.4 \times 10^{-3}) \times 3600 \dots \dots \dots \text{(式7)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.6 \times 10^{-19}) / (6.02 \times 10^{23}) \\ &\quad \times (22.4 \times 10^{-3}) \times 3600 \\ &= \text{約}1.67 \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \dots \dots \text{(式8)}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 1.67 / (992.67 + 1.67) \times 100 \\ &= \text{約}0.2 \text{ vol}\% \end{aligned}$$

d. 格納容器圧力逃がし装置格納槽への漏えい評価（評価②）

フィルタ容器から格納容器圧力逃がし装置格納槽へ漏えいする水素量は、式1により算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \\ &= 1.11 \times 10^{-4} \times 2 \times 10^{-3} \times (168 - 20) \\ &= 3.29 \times 10^{-5} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

格納容器圧力逃がし装置格納槽内での水素濃度を評価するため、式1で得た結果をmol数に換算する。

$$\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \\ &= 0.0899 \times 3.29 \times 10^{-5} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.5 \times 10^{-3} \text{ mol} \end{aligned}$$

評価①と同様に式5により、格納容器圧力逃がし装置格納槽の水素濃度を算出する。

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 1.5 \times 10^{-3} / (1.5 \times 10^{-3} + 4.9 \times 10^3 + 1.8 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約 } 6.6 \times 10^{-6} \text{ vol}\% \end{aligned}$$

(4) 7日後時点の格納槽の水素濃度

格納容器ベント実施後から事象発生168時間後（7日後）までの格納槽の水素濃度は、評価①及び評価②で算出した結果を加算することにより算出する。

$$\begin{aligned} \text{7日後時点の格納槽の水素濃度} &= \text{評価①} + \text{評価②} \dots \dots \dots \text{(式9)} \\ &= 6.6 \times 10^{-6} + 6.6 \times 10^{-6} \\ &= \text{約 } 1.4 \times 10^{-5} \text{ vol}\% \end{aligned}$$

(5) 水素の可燃限界4 vol%到達時間評価

水素の可燃限界4vol%到達時間の算出に当たり、4vol%到達時の水素の物質質量（x）を以下の式により算出する。酸素の物質質量は式3、窒素の物質質量は式4により求めた数値を代入する。

$$\begin{aligned} 4 \text{ vol}\% &= \text{水素の物質質量 (x)} / (\text{酸素の物質質量} + \text{窒素の物質質量} \\ &\quad + \text{水素の物質質量 (x)}) \dots \dots \dots \text{(式10)} \\ 0.04 &= x / (4.9 \times 10^3 + 1.8 \times 10^4 + x) \\ x &= \text{約 } 954.2 \text{ mol} \end{aligned}$$

次に、7日後から4 vol%到達までの時間（y）を下の式により算出する。

$$\begin{aligned} 4 \text{ vol}\% \text{到達時の物質質量} - 7 \text{日後までの水素漏えい量 (物質質量)} \\ &= 1 \text{時間あたりに発生する水素の物質質量} \times 4 \text{vol}\% \text{到達} \\ &\quad \text{時間 (y)} \dots \dots \dots \text{(式11)} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} 954.2 - 1.5 \times 10^{-3} - 1.5 \times 10^{-3} &= 1.11 \times 10^{-4} \times 2 \times 10^{-3} \times 0.0899 \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \times y \\ y &= \text{約 } 9.5 \times 10^7 \text{時間 (約 10900 年)} \end{aligned}$$

FPの再揮発による影響

フィルタ装置において、エアロゾル、無機よう素、有機よう素を除去するベンチュリスクラバ、金属フィルタ、よう素除去部における放射性物質の再揮発による影響を確認する。

ベンチュリスクラバはエアロゾル及び無機よう素に対し、金属フィルタはエアロゾルに対し、よう素除去部は有機よう素に対し除去性能を確認している。無機よう素に対するよう素除去部の除去性能は未確認であるが、よう素除去部はベンチュリスクラバ及び金属フィルタが取り逃した無機よう素を全て捕集するものとして確認を行う。

(1) ベンチュリスクラバ

a. エアロゾルの再浮遊

(a) 想定される状態

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

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、



以上より、フィルタ装置はベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊を抑制することができる。

b. 無機よう素の再揮発

(a) 想定される状態

気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732に類似の

影響評価に関する知見が得られている。

NUREG/CR-5732によれば、原子炉格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は、

①液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡の影響

②液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

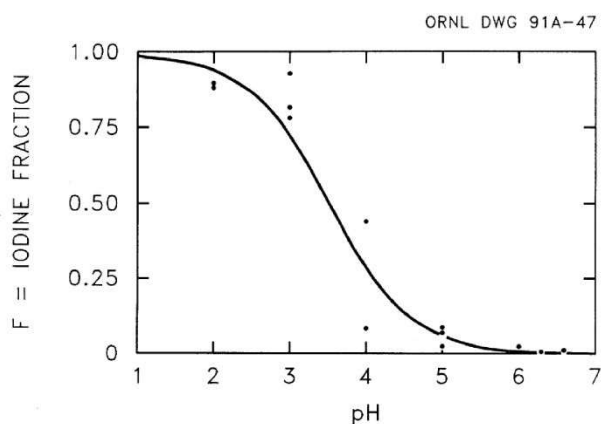
の2つの効果が組み合わさって影響を受けるが、①の影響が支配的であり、pH 7以上であれば無機よう素の再揮発を抑制することができる。スクラビング水のpHは、施設定期検査時に13以上であることを確認することに加え、重大事故等時に格納容器内で発生する酸が全量スクラビング水に移行することを考慮しても十分なアルカリ環境に保たれるため、無機よう素の再揮発を抑制することができる。

① 液相中における無機よう素 (I_2) とよう素イオン (I^-) の平衡

放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。

$$F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$$

$[I_2]$ と $[I^-]$ は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。第1図にpHに対する平衡の関係を示す。



第1図 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

液相中の無機よう素 (I_2 (aq)) と気相中の無機よう素 (I_2 (g)) の存在比は以下のよう表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

$[I_2(aq)]$ 及び $[I_2(g)]$ はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

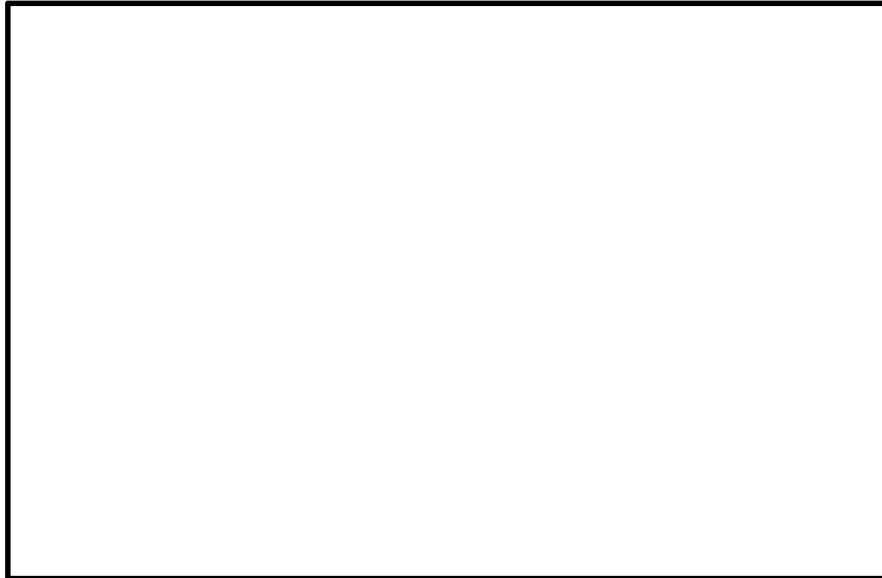
$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

気液界面 (フィルタ装置水面) における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第1表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第2図に示す。第2図から、①と比較して②の影響が大きいことがわかる。

第1表 JAVA試験結果 (無機よう素除去性能試験結果)





第 2 図 温度に対する無機よう素除去性能

(2) 金属フィルタ

a. エアロゾルの再浮遊

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、格納容器ベント停止後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、この影響について評価する。

なお、格納容器ベント停止後においては、窒素による系統パージを実施するため、窒素によるスクラビング水の冷却効果を考慮する。

イ. 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の とする。

ロ. エアロゾルによる発熱量

有効性評価におけるベント開始時間である事故後 19 時間経過後の原子炉格納容器内の F P の発熱量は M A A P 解析により、 W と求められている。原子炉格納容器内の F P の全量がフィルタ装置に移行すると保守的に仮定すると、上記のように金属フィルタへのエアロゾル移行割合は であるため、スクラビング水へのエアロゾル移行

割合を [] とする。

・金属フィルタの発熱量 = [] W

・スクラビング水の発熱量 = [] W

ハ. 計算条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラビング水の冷却量を差し引いた熱量により発生する蒸気量とし、圧力、温度条件は格納容器ベント停止後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。窒素はスクラビング水の通過により 55 °C から 100 °C に温度上昇し、保守的に金属フィルタでは冷却に寄与しないものとする。

・蒸気潜熱 (100 °C 飽和蒸気) = 2.256×10^6 J/kg

・蒸気比熱 (100 °C 飽和蒸気) = 2077 J/kg°C

・窒素流量 = 200 m³[N]/h = 5.56×10^{-2} m³/s

・窒素密度 = 1.25 kg/m³[N]

・窒素比熱 = 1040 J/kg・°C

ニ. 評価結果

以上より、

・窒素による冷却量 = []
= [] (W)

・蒸気発生量 = [] (kg/s)

・温度上昇量 = [] (°C)

したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度 (参考: CsOH の融点: 272.3 °C) に対し十分低く、再浮遊を抑制することができる。

(3) よう素除去部

a. 無機よう素及び有機よう素の再揮発

(a) 想定される状態

化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された無機よう素及び有機よう素が再揮発することが考えられる。

(b) 影響評価

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

また、よう素除去部で捕集した無機よう素及び有機よう素の崩壊熱は、格納容器ベント実施時はベントガスにより冷却され、格納容器ベント停止後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、この影響について評価する。

なお、格納容器ベント停止後においては、窒素による系統パージを実施するため、窒素によるスクラビング水の冷却効果を考慮する。

イ. よう素除去部へのよう素移行割合

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能 ($DF = \square$) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、よう素除去部の有機よう素の除去性能は $DF = \square$ であるが、有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。このことによりよう素除去部での発熱量を保守的に評価する。

ロ. よう素による発熱量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量

BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGIN 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3293 MW) を考慮して算出した結果、 \square とする。

- ・ 原子炉格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、原子炉格納容器へのよう素の放出割合を 61 % とする。

- ・ 原子炉格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5 %、無機よう素 91 %、有機よう素 4 % とする。

- ・ 原子炉格納容器内の除去係数 (無機よう素)

原子炉格納容器内の沈着やスプレイ、サプレッション・プールによるスクラビング効果によっては、保守的に除去されないものとして評価する。

よう素除去部での発熱量を第2表に示す。

第2表 よう素除去部での発熱量 (単位:W)

	原子炉停止後時間	
	19 hr	168 hr
有機よう素+無機よう素の発熱量		

ハ. 計算条件

保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱から窒素によるスクラビング水の冷却量を差し引いた熱量により発生する蒸気量とし、圧力、温度条件は格納容器ベント停止後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。窒素はスクラビング水の通過により 55 °C から 100 °C に温度上昇し、保守的に金属フィルタでは冷却に寄与しないものとする。

- ・蒸気潜熱 (100 °C 飽和蒸気) = 2.256×10^6 J/kg
- ・蒸気比熱 (100 °C 飽和蒸気) = 2077 J/kg°C
- ・窒素流量 = $200 \text{ m}^3[\text{N}]/\text{h} = 5.56 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s}$
- ・窒素密度 = $1.25 \text{ kg}/\text{m}^3[\text{N}]$
- ・窒素比熱 = $1040 \text{ J}/\text{kg} \cdot \text{°C}$
- ・原子炉格納容器内発熱量 = $2.03 \times 10^7 \text{ W}$ (原子炉停止 19 時間後)
= $9.83 \times 10^6 \text{ W}$ (原子炉停止 168 時間後)

ニ. 評価結果

以上より、

・窒素による冷却量 =
= (W)

ここで、原子炉停止 19 時間後については、

・蒸気発生量 = (kg/s)

・温度上昇量 = (°C)

原子炉停止 168 時間後については、

・蒸気発生量 = $9.83 \times 10^6 - 3975 / 2.256 \times 10^6 = 4.356$ (kg/s)

・温度上昇量 = (°C)

したがって、よう素除去部の温度は、再揮発が起こるような温度（400 °C以上）に対して十分に低く、再揮発を抑制することができる。

<参考図書>

1. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents
2. ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979
3. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb.1995
4. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”

(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について

有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4 %を仮定している。

原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。

a. 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I_2 , HI, I) から有機よう素 (CH_3I) への転換に関して、原子炉格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている。

WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を第3表に示す。

第3表 原子炉格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1 %未満	0.01 %未満
放射線場	2.2 %未満	0.02 %未満
合計	3.2 %未満	0.03 %未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233 で示される3.2 % (合計) に基づき決定している。しかし、WASH-1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、原子炉格納容器内の有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時における pH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を第4表に、pH調整が実施されていない場合の結果を第5表に示す。BWRプラント (Grand Gulf Peach Bottom) では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

第4表 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

第5表 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	I ⁻ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

以上より、有機よう素の生成割合については不確定さがあるものの、Regulatory Guide 1.195で示されている4%は十分な保守性を有していると考えられることから、設計値として採用している。

<参考図書>

1. WASH-1233, “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”
2. NUREG-0772, “Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents”

F Pの放射性壊変による被ばく評価への影響

ベンチュリスクラバ、金属フィルタ、よう素除去部において捕集された物質が放射性壊変をし、放射性を持つ希ガスが再浮遊することにより、被ばく評価に影響を与える可能性があるため、エアロゾルとよう素の放射性壊変が及ぼす被ばく評価への影響について確認する。

(1) エアロゾルの壊変

被ばく評価で対象としている評価核種 65 核種の中で、エアロゾルのうち希ガスを生成する親核種として、Cs-134, Rb-86, Te-129, Te-129m, Te-131m, Te-132 があり、これらの 99.9 %はベンチュリスクラバ及び金属フィルタによって捕集される。この他のエアロゾルは希ガスへの壊変をせず、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにより保持される。

Cs-134, Rb-86, Te-129, Te-129m, Te-131m, Te-132 の壊変により生成される娘、孫核種の約 99 %以上は、Xe-134, Kr-86, Xe-129, Xe-131, Xe-132 と安定核種であるため、被ばく評価への影響は小さい。

(2) よう素の壊変

被ばく評価で考慮されているよう素の同位体は、I-131 から I-135 の 5 核種であり、これらは全てXeに壊変するが、このうちI-132 及び I-134 から生成するXeは安定核種である。また、I-131 についても約 99 %が安定核種のため、娘核種の寄与としては、I-133 および I-135 から生成するXe-133 とXe-135 を考慮する。

ベンチュリスクラバ、金属フィルタ、よう素除去部に共通して、I-133 と I-135 の放射性壊変により、Xe-133 とXe-135 の生成が考えられるが、捕集後のI-133 と I-135 の壊変によるXe-133 とXe-135 の発生量は、ベント時に系外に放出される量の 1 %未満である。

格納容器圧力逃がし装置のベンチュリスクラバ、金属フィルタ、よう素除去部に捕捉されたI-133, I-135から再浮遊するXe-133, Xe-135の再浮遊量は以下に示す式を用いて評価する。

- ・再浮遊する放射能 $\lambda_2 N_2$ を求める式

$$\lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + \lambda_2 N_{20} e^{-\lambda_2 t} \quad (\text{式1})$$

- ・再浮遊する積算崩壊数 $\sum \lambda_2 N_2$ を求める式

$$\sum \lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} \left\{ \frac{(1 - e^{-\lambda_1 t})}{\lambda_1} - \frac{(1 - e^{-\lambda_2 t})}{\lambda_2} \right\} \quad (\text{式2})$$

ここで、

- λ_1 : 親核種の崩壊定数 (1/s)
- λ_2 : 娘核種の崩壊定数 (1/s)
- N_{10} : 親核種のベント時刻における放射能 (Bq)
- N_{20} : 娘核種のベント時刻における放射能 (Bq)
(ただし、再浮遊分の放射能は、ベント開始時点では0)
- t : ベント後の経過時間 (s)

親核種のベント開始時における放射能 (Bq) は、I-133、I-135の炉内内蔵量から、ORIGEN解析による減衰計算により、設置許可申請の有効性評価におけるベント開始時間約19時間後の放射エネルギーを計算し、そこによる素の化学形態ごとの挙動と各フィルタへの捕集率を考慮し、フィルタ装置に付着するよう素量を求める。これらの条件は第5表のとおり。

第5表 フィルタベント装置へのよう素の移行率

	原子炉格納 容器への 放出割合	存在 割合	サプレッション・プール におけるスクラビングの 除去係数	フィルタ装置への捕集率		
				ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	よう素 除去部*	合計
エアロ ゾル	0.61	0.05	0.1			
無機 よう素	0.61	0.91	0.1			
有機 よう素	0.61	0.04	1			

※：実際には、一部はフィルタ装置で捕集されずに系外へ放出されることが考えられるが、付着量の評価では、保守的によう素除去部で全量捕集されるとする。

以上を考慮すると、ベント開始時における初期放射エネルギー及びフィルタ装置に付着する放射エネルギーは第6表のとおりとなる。

第6表 フィルタ装置に付着する I-133、I-135を考慮した放射エネルギー

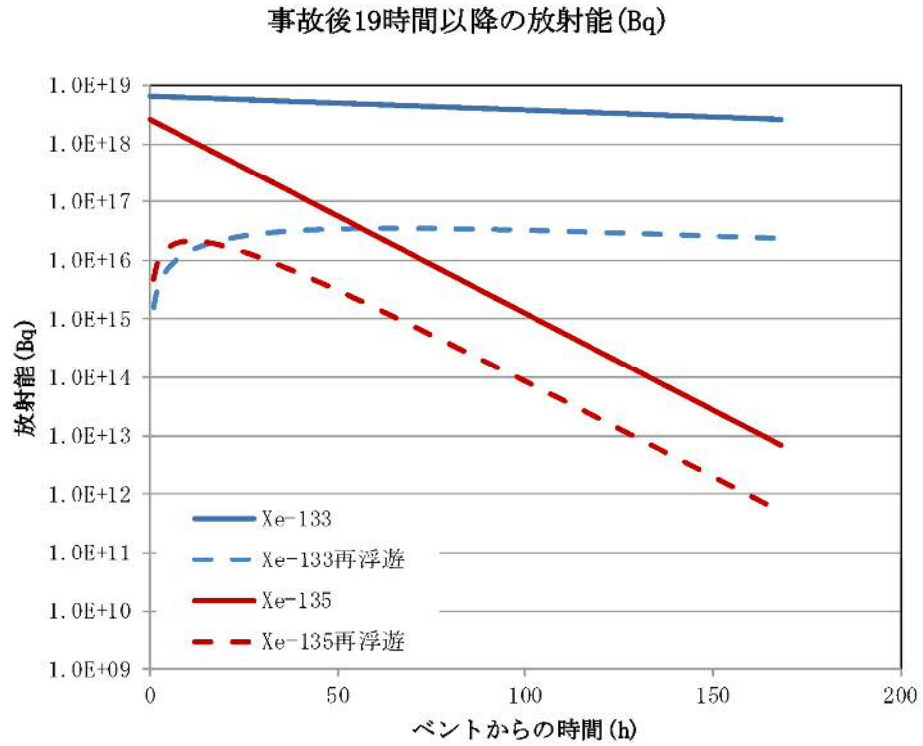
		放射エネルギー (Bq)				
		炉内内蔵量	ベント 開始時	フィルタ装置付着		
				ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	よう素除去部*	合計
I-133	N_{10}	6.67×10^{18}	3.64×10^{18}	2.11×10^{17}	9.09×10^{16}	3.02×10^{17}
Xe-133	N_{20}	6.52×10^{18}	6.37×10^{18}	—	—	—
I-135	N_{10}	6.33×10^{18}	8.48×10^{18}	4.92×10^{16}	2.12×10^{16}	7.04×10^{16}
Xe-135	N_{20}	1.88×10^{18}	2.56×10^{18}	—	—	—

式1及び式2に基づき、ベント開始時において原子炉格納容器からベントラインに放出されるXe-133, Xe-135と、フィルタ装置から再浮遊するXe-133, Xe-135の7日間積算崩壊数の比較を第7表、放射能の比較を第2図、積算崩壊数の比較を第3図に示す。

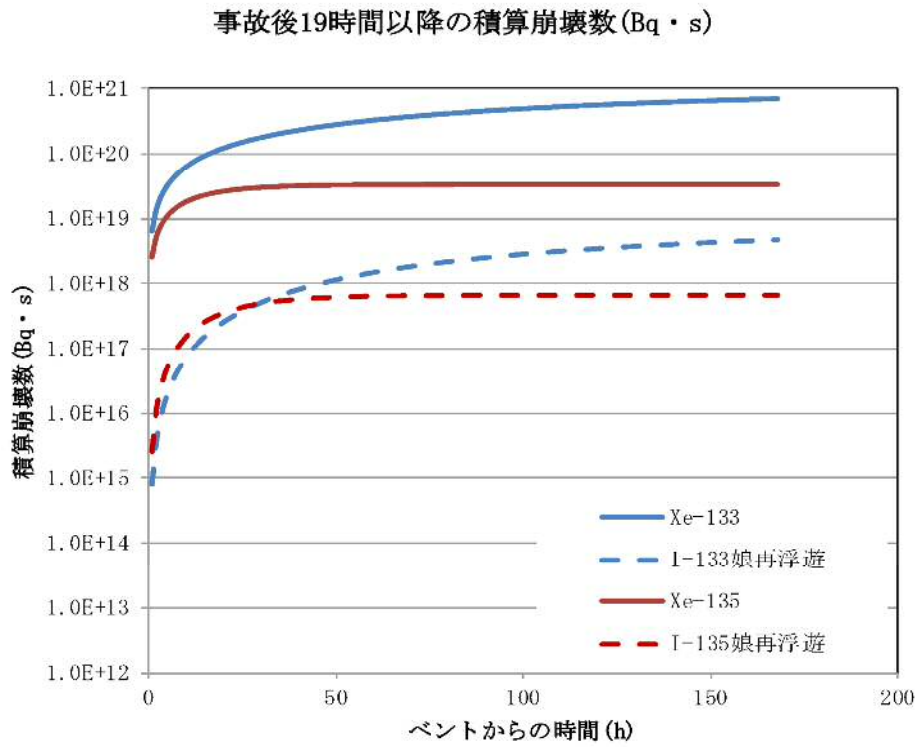
第7表 Xe-133, Xe-135の7日間積算崩壊数の比較

		Xe-133 (Bq・s)	Xe-135 (Bq・s)	合計 (Bq・s)
ベントラインからの放出		7.010×10^{20}	3.359×10^{19}	7.346×10^{20}
フィルタ からの 再浮遊	ベンチュリスクラバ 及び金属フィルタ	3.313×10^{18}	4.692×10^{17}	3.782×10^{18}
	よう素除去部	1.426×10^{18}	2.019×10^{17}	1.628×10^{18}
	合計	4.739×10^{18}	6.711×10^{17}	5.410×10^{18}

以上より、フィルタから再浮遊するXe-133とXe-135は、ベントラインから放出される既存のXe-133, Xe-135の1%未満 ($\cong 5.4 \times 10^{18} / 7.3 \times 10^{20} = 0.74\%$) であり、被ばく評価への影響は十分小さい。



第2図 ベントラインから放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの放射能比較



第3図 ベントラインから放出されるXeとフィルタから再浮遊するXeの積算崩壊数比較

よう素除去部への放射線照射の影響について

よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、放射線照射による劣化が考えられるため、その影響を確認する。

(1) 吸着材の放射線耐性

表 1 に示すように、吸着材は 5 MGy の放射線照射後においても、DF が 以上を満たすことを確認している。

表 1 吸着材の放射線耐性

	照射線量 (MGy)	捕集率 (%)	DF
照射サンプル	5		
未照射サンプル	0		

(2) よう素の放射能

よう素除去部に保持される放射性よう素の量は、設計で用いている最大のよう素の放射能量として 2.8×10^{19} Bq とする。原子炉停止から 19 時間後にベントを開始するものとして減衰を考慮し、NUREG-1465 の記載に基づき、事故時の原子炉格納容器へのよう素の放出割合を 61 %、粒子状よう素 5 %、無機よう素 91 %、有機よう素 4 % とする。また、粒子状よう素と無機よう素はどちらもベンチュリスクラバで % が捕集され、有機よう素は捕集されないものとする。吸着材に流入するよう素の崩壊熱エネルギーは、表 1 のとおり。

表 1 よう素の崩壊熱エネルギー

粒子状よう素 (J)	無機よう素 (J)	有機よう素 (J)	合計 (J)
1.07×10^8	1.95×10^9	8.55×10^9	1.06×10^{10}

吸着材の重量は kg であるため、吸着材が 19 時間で照射される累積線量は、 1.06×10^{10} J ÷ kg = Gy となる。

(3) 希ガスの放射能

原子炉格納容器内に内蔵される希ガスの放射能量は、設計で用いている最大の放射能量として 2.2×10^{19} Bq とする。

原子炉停止から 19 時間後にベントを開始すると仮定して放射能の時間減衰を考慮し、希ガスの系外への放出率を 100 % とする。希ガスの滞留時間を 1 秒としたとき、吸着材に流入する希ガスの崩壊熱エネルギーは 2.32×10^5 J となる。

吸着材の重量は kg であるため、吸着材が照射される累積線量は、 2.32×10^5 J ÷ kg = Gy となる。

(4) 評価結果

実機で想定される吸着材に流入する崩壊熱エネルギーは(2)と(3)の和であるため、

$$\boxed{} = 2.41 \times 10^6 \text{ Gy} = 2.41 \text{ MGy} < 5 \text{ MGy}$$

となり、吸着材の健全性は維持される。