

4. 運用方法

4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。

以下に、格納容器フィルタベント系の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び格納容器フィルタベント系の操作手順の概要について示す。

4.1.1 炉心が損傷していない場合

炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

- ・高圧・低圧注水機能喪失
- ・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
- ・LOCA時注水機能喪失

3ケース全てにおいて、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した場合に格納容器フィルタベント系を使用するケースであり、格納容器フィルタベント系の操作方法に相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。

(1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要

給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、事象発生から30分後には手動操作で自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を開き原子炉を減圧することによって、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、自動減圧機能付き逃がし安全弁からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、低圧原子炉代替注水系（常設）からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。

原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。

格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを 120m³/h にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した

時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を図 4.1.1-1、系統概要図を図 4.1.1-2、格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.1-3 及び図 4.1.1-4 に示す。

解析上の時間

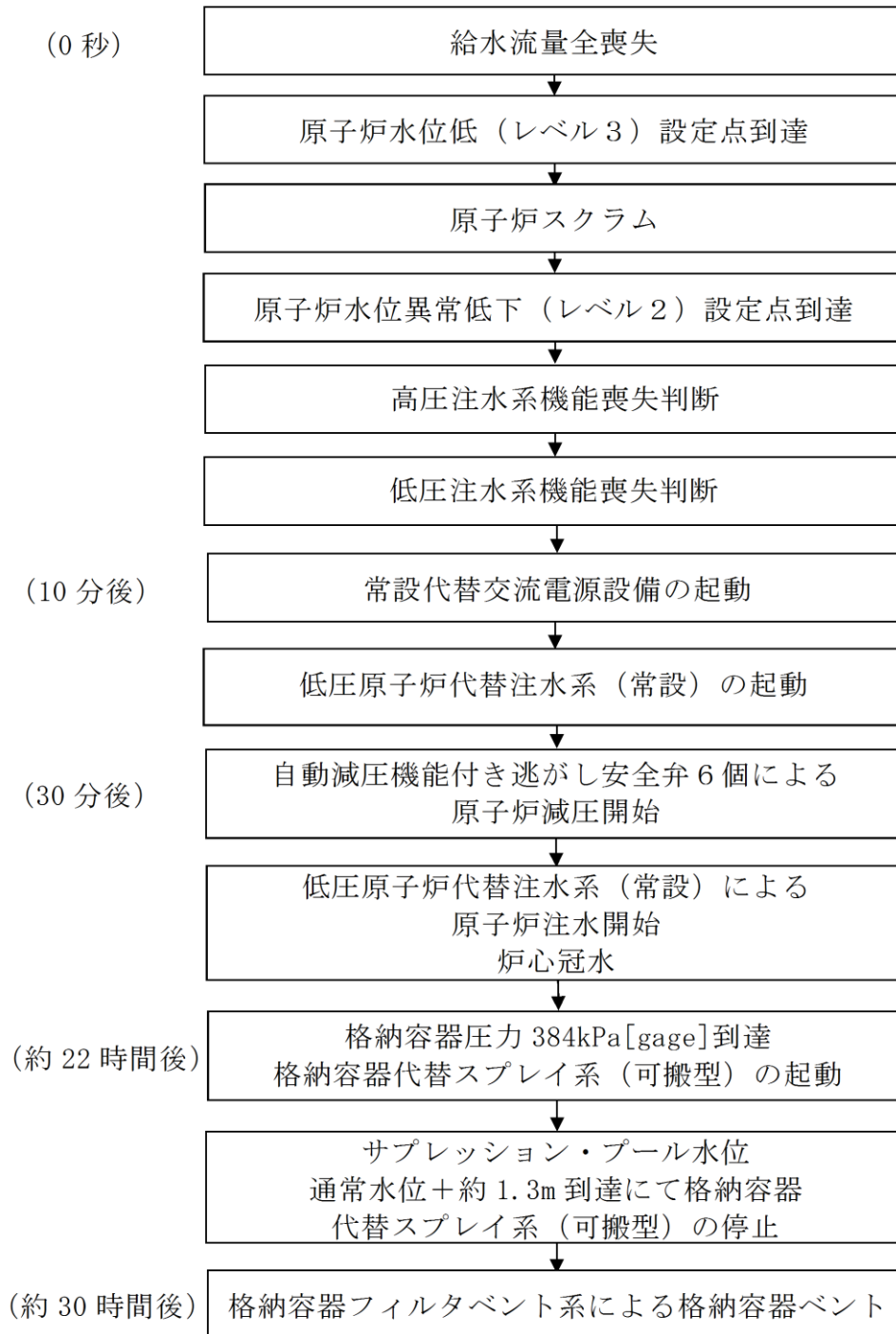


図 4.1.1-1 高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要

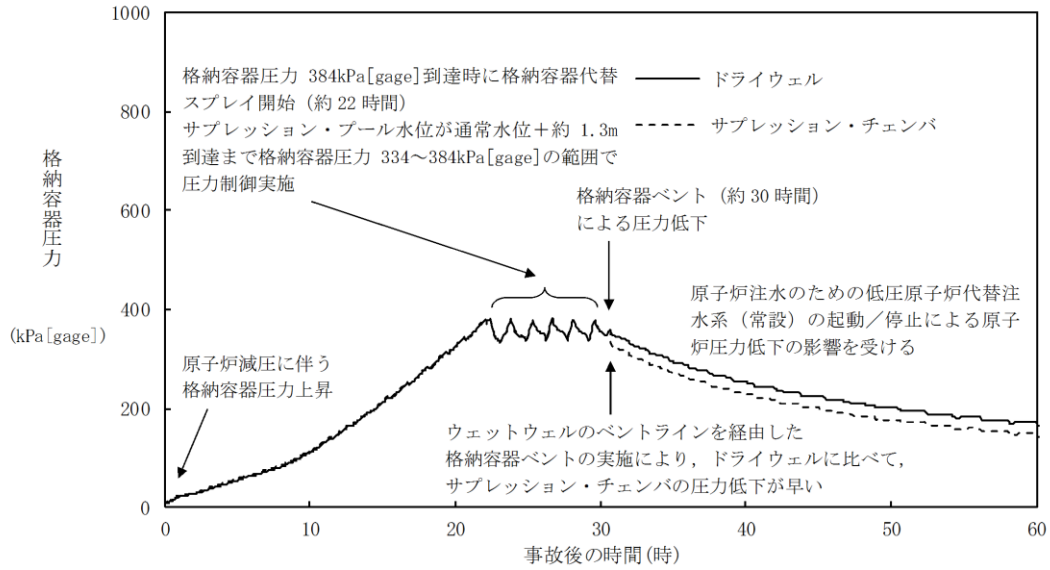


図 4. 1. 1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

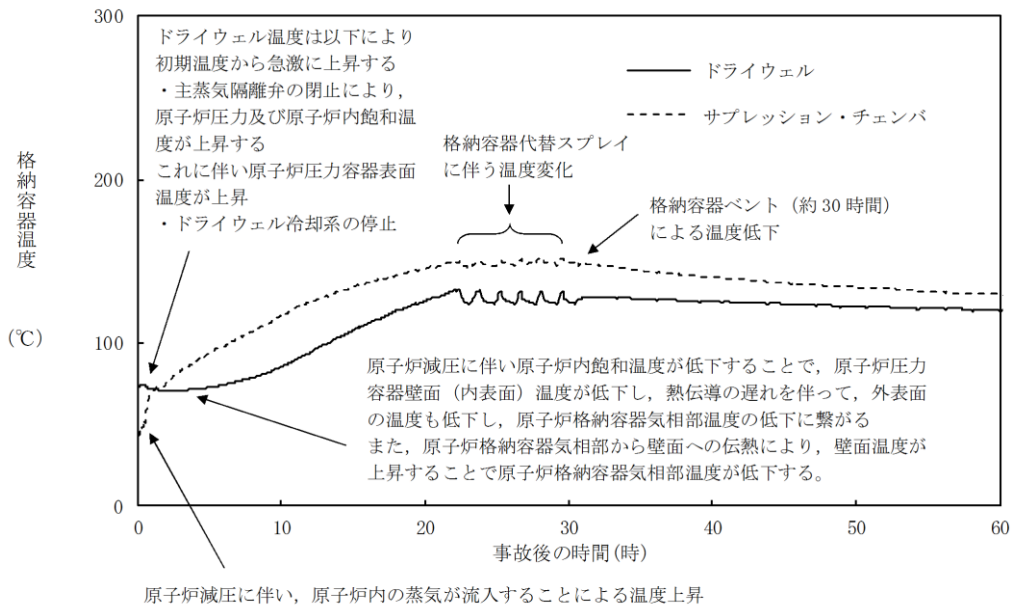


図 4. 1. 1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

4. 1. 2 炉心が損傷している場合

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束させている。

以下に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」の概要について示す。

なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、表 4. 1. 2-1 に

示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内におけるFPの自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。

さらに、格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待する場合は、格納容器フィルタベント系のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。

表 4.1.2-1 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量

炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合
約 3.2×10^5	約 2.1	約 2.1×10^{-3}

- (1) 有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」の概要

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 5 分後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から 30 分経過した時点で、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの電源供給により、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。

格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

格納容器圧力が 640kPa [gage]（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（ $120\text{m}^3/\text{h}$ の 640kPa [gage] ～588kPa [gage] 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は外部水源を使用するため、サプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 32 時間後に、サプレッション・プール水位計の指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のシナリオの概要を図 4.1.2-1、系統概要図を図 4.1.2-2、格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.2-3 及び図 4.1.2-4 に示す。

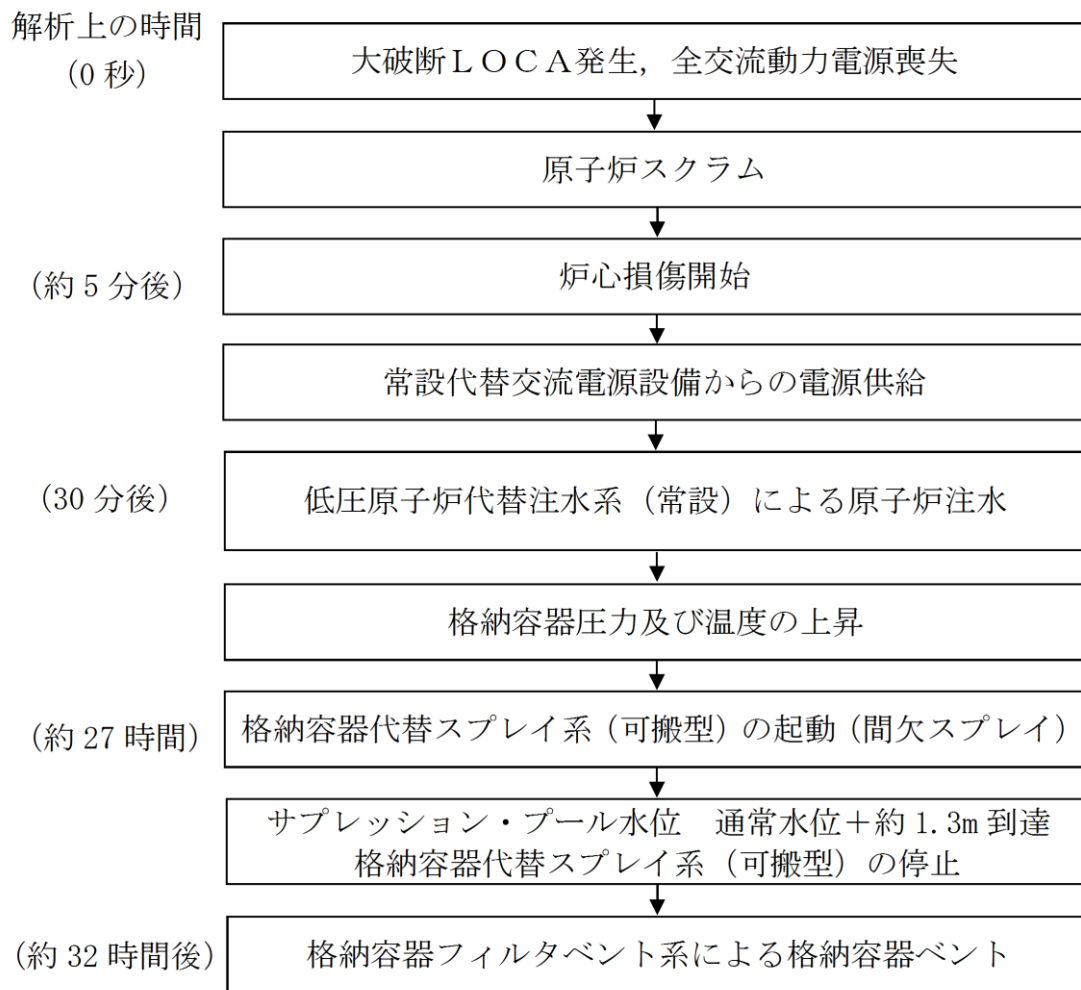


図 4.1.2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」のシナリオの概要

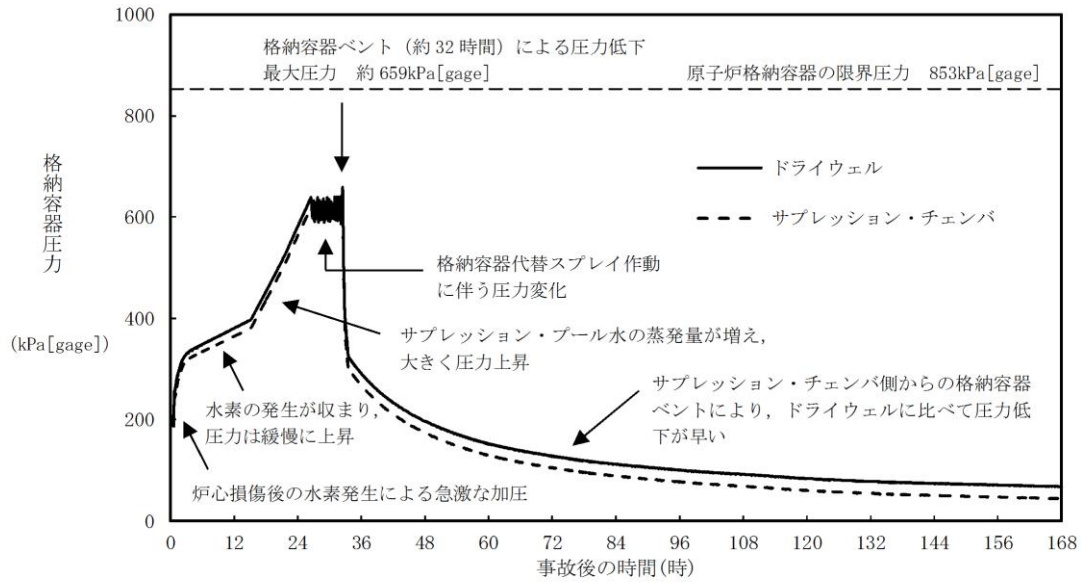


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移

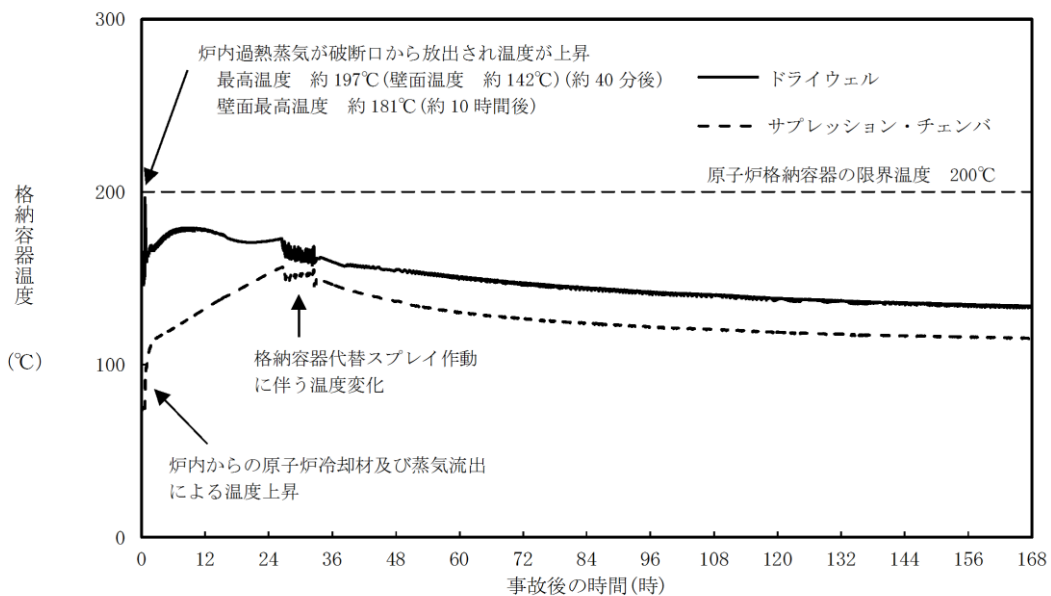


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

4.1.3. 格納容器フィルタベント系操作手順について

格納容器フィルタベント系の放出系統として、サプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

また、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。

- ・現場の雰囲気線量を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。

- ・格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順

機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。

- ・現場での手動操作時間を考慮した操作手順

上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。

なお、ベント停止時に第1弁で隔離する理由は、格納容器バウンダリ範囲を通常時と同様にするためである。

格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を図4.1.3-1に示す。

(1) 格納容器フィルタベント系におけるベントタイミング

格納容器フィルタベント系によるベント操作は、表 4.1.3-1 に示す基準に到達した場合に、当直長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

表 4.1.3-1 ベント実施判断基準

炉心状態	目的	実施判断基準
炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達
	水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol%及びウェット条件にて 1.5vol%到達

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 384kPa [gage] から 334kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。

炉心損傷を判断した場合は、640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4 vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを図 4.1.3-2~4 に示す。

炉心損傷の有無の判断は、表 4.1.3-2 に示すパラメータを確認する。

表 4.1.3-2 確認パラメータ (炉心損傷判断)

確認パラメータ	炉心損傷判断
ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の 10 倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。

※ この基準は、炉内蓄積量の割合約 0.1%に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。(別紙 40)

さらに、重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、表 4.1.3-3 に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

表 4.1.3-3 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準

炉心状態	実施判断基準
炉心損傷なし	格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合 (1.5Pd 以下維持不可) (別紙 41)
	原子炉建物水素濃度 2.5vol% 到達
	格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 52)
	可搬式モニタリグ・ポスト指示の急激な上昇
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇

なお、炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達後、2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに 5 時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約 1 時間 30 分であることを踏まえても格納容器圧力 2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに準備ができる。

重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系 (常設) 及び残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれが

ある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol% を考慮し、原子炉建物水素濃度 2.5 vol% 到達によりベントを実施する。

格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200°C に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。

さらに、格納容器が限界圧力を下回る 853kPa [gage] 及び限界温度を下回る 200°C に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、可搬式モニタリング・ポスト指示値及び原子炉建物内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。

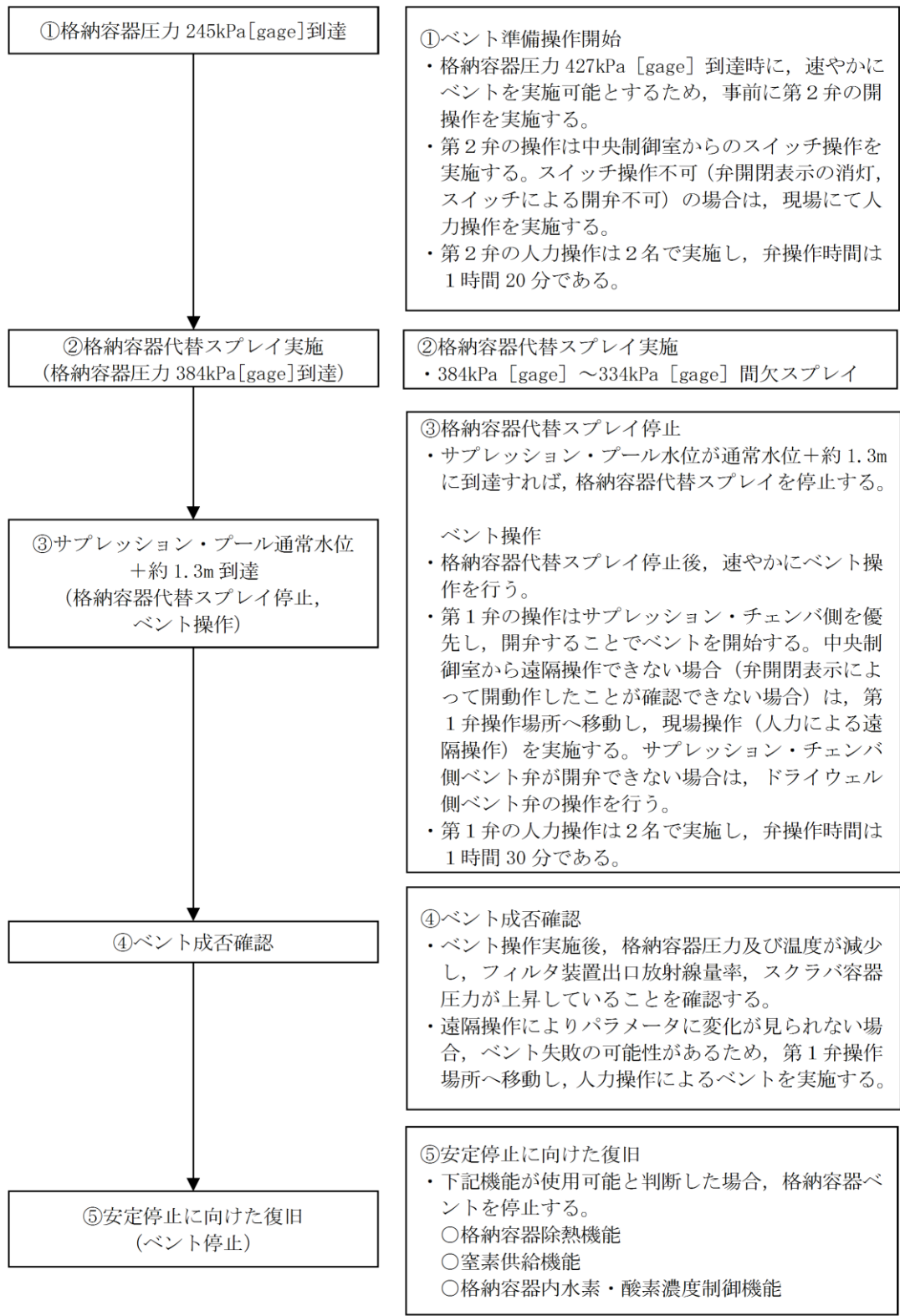


図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー

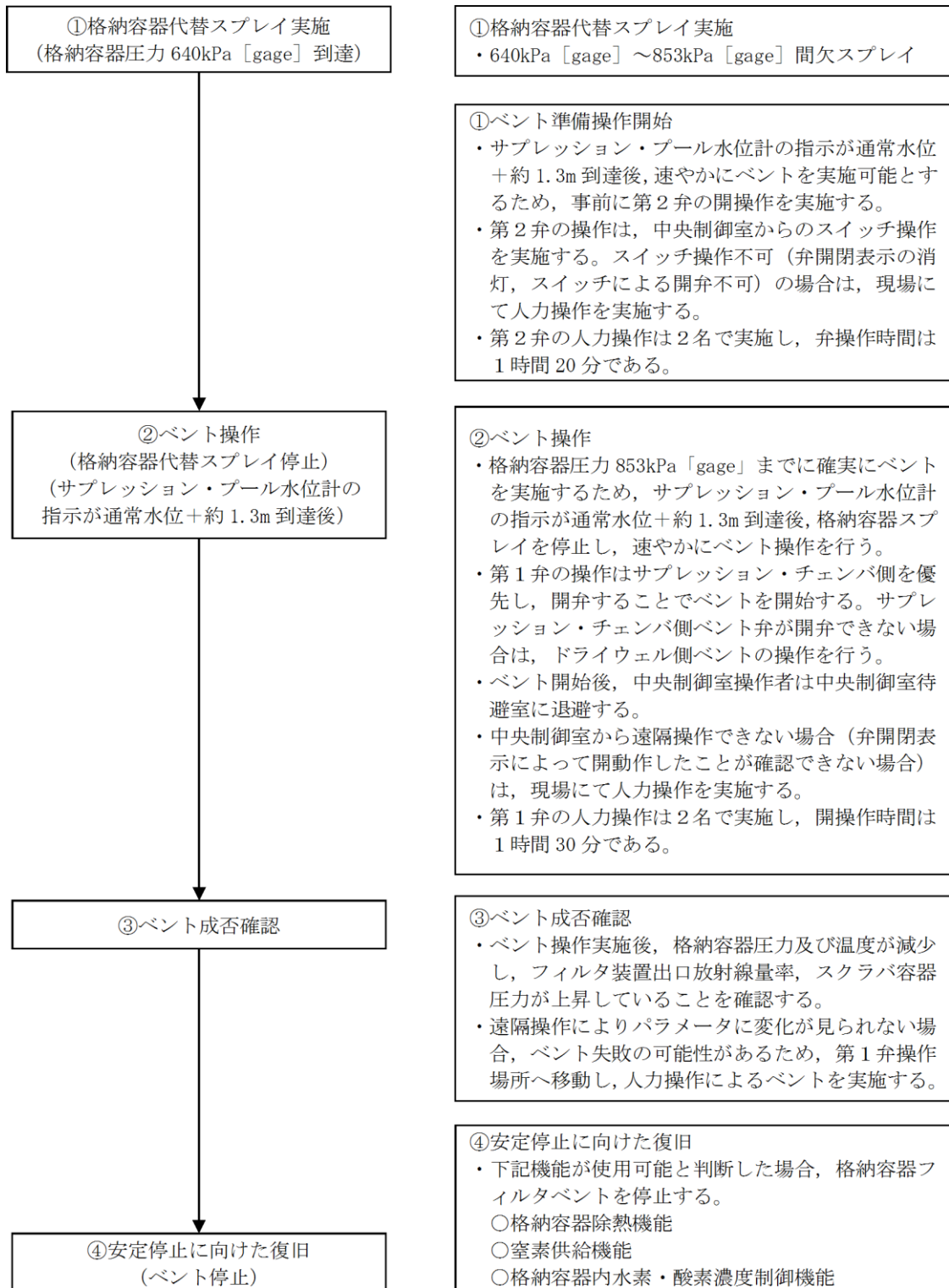


図 4.1.3-4 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器フィルタベント系の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器フィルタベント系の待機状態において、表 4.1.3-4 に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

表 4.1.3-4 確認パラメータ (系統待機状態)

確認パラメータ	確認内容
スクラバ容器水位	待機水位である <input type="text"/> の範囲にあること
スクラバ容器 pH	<input type="text"/> であること
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑦の番号は、図 4.1.3-1 の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

- ①第1弁 (サプレッション・チェンバ側)
- ②第1弁 (ドライウエル側)
- ③第2弁
- ④第3弁 (開確認のみ)

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

- ⑤NGC 常用空調換気入口隔離弁
- ⑥SGT NGC 連絡ライン隔離弁
- ⑦SGT 耐圧強化ベントライン止め弁

(c) 第2弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第2弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器フィルタベント系の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りがあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果 (エアロゾル等の低減効果) が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。

(d) 可搬型重大事故等対処設備（水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置）準備

ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力 245kPa[gage]及び640kPa[gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。

また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・ 格納容器圧力
- ・ 格納容器酸素濃度（S A）

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。

なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。

また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からプルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。

フィルタ装置（スクラバ容器）のスクラビング水（水・薬剤）の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。

表 4.1.3-5 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
他系統との隔離確認			【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用※3)			
第2弁開操作 (移動含む)	原子炉建物 附属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 9.3mSv/h 以下 (マスク着用※3)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。
可搬型設備の準備 (水素濃度測定装置、 可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h 以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：全面マスク（DF50）の着用

e. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(a) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表

4.1.3-5 に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 245kPa[gage]に到達後、準備操作として、図 4.1.3-5 に示す第 2 弁 (②または③) の開操作、第 3 弁 (①) の開確認を実施する。また、可搬型設備は、現場状況を考慮し事前に準備を実施する。

第 2 弁 (②または③)、第 3 弁 (①) は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第 2 弁 (②または③) の現場での手動操作 (人力による遠隔操作) を実施する。

図 4.1.3-6 に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作 (人力による遠隔操作) による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約 1 時間 20 分である。

表 4.1.3-6 及び図 4.1.3-6 に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

表 4.1.3-6 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

事故シーケンス	245kPa[gage] 到達時間※ ²	準備時間	ベント時間※ ¹
高圧・低圧注水機能喪失	約 16 時間	約 1 時間 20 分	約 30 時間
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)	約 14 時間	(245kPa[gage])	約 30 時間
LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)	約 15 時間	到達後から)	約 27 時間

※ 1 : サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達する時間。

※ 2 : 格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 39)

(b) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表

4.1.3-7 に示す。

残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達後、準備操作として、図 4.1.3-5 に示す第 2 弁 (②または③) の開操作、第 3 弁 (①) の開確認及び可搬型設備の準備を実施する。ただし、現場状況により準備基準到達前に実施する場合がある。

第 2 弁 (②または③)、第 3 弁 (①) は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第 2 弁 (②または③) の手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。

図 4.1.3-7 に中央制御室での操作ができない場合の、現場での手動操作(人力による遠隔操作)による作業・操作の所要時間を示す。ベントの準備時間は、約 1 時間 20 分である。

表 4.1.3-7 及び図 4.1.3-7 に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。

表 4.1.3-7 炉心損傷ありの場合のベント関連時間

格納容器破損モード	640kPa[gage] 到達時間※ ²	準備時間	ベント時間※ ¹
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用しない場合	約 27 時間	約 1 時間 20 分 (640kPa[gage]) 到達後から)	約 32 時間

※ 1 : サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達する時間。

※ 2 : 格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 39)

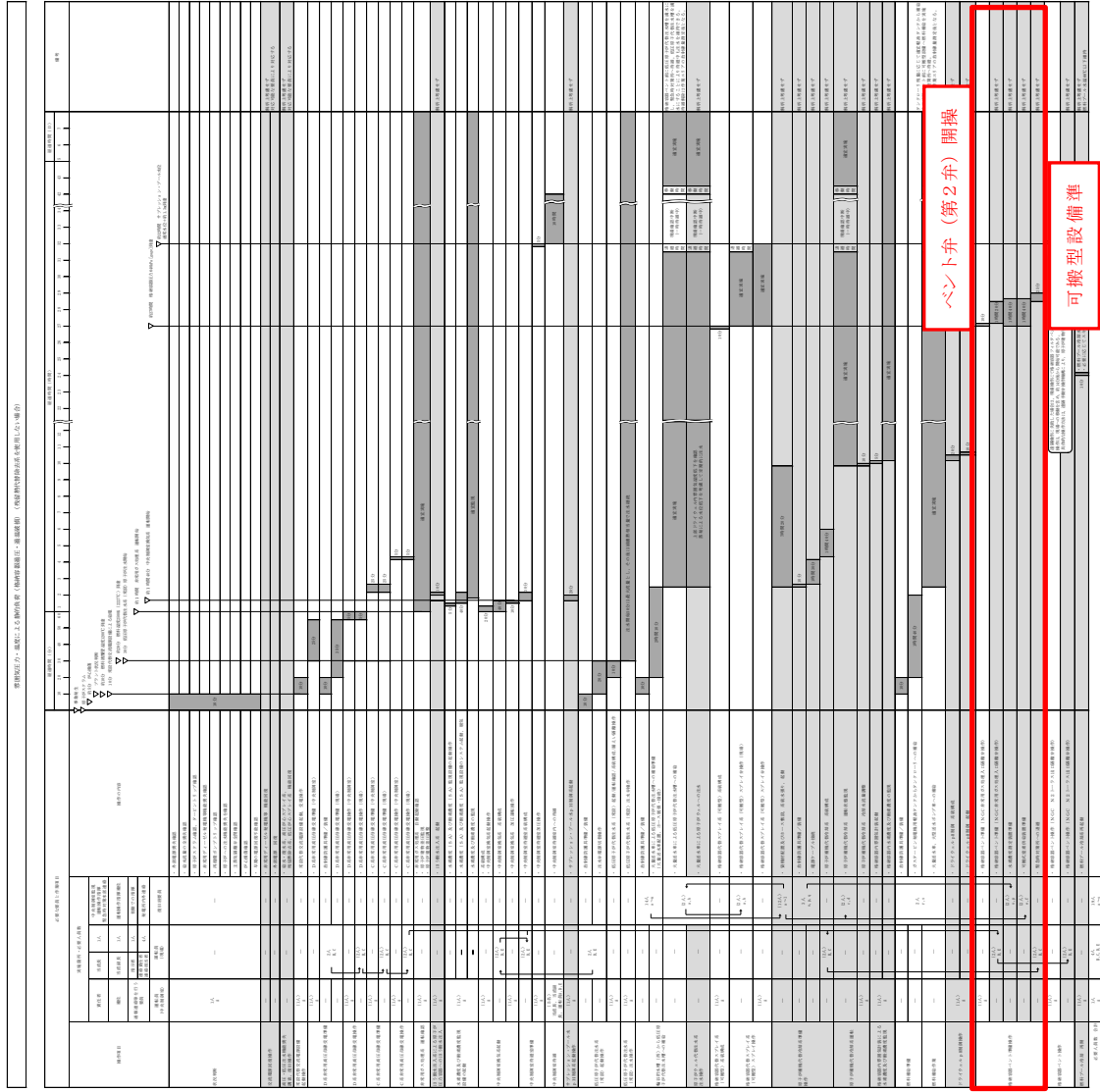


図 4.1.3-7 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器の健全性を確保するため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa[gage]に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した場合にベントを実施する。4.4vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.5vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷がない場合は、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

・ サプレッション・プール水位 (S A)

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達

炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

・ サプレッション・プール水位 (S A)

- ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.4vol%及びウェット条件1.5vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器酸素濃度 (S A)

h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第1弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表4.1.3-8に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約12mSvである。（別紙8）

表 4.1.3-8 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の開操作 ・開確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度※3 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト（三脚タイプ、ランタンタイプ）及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物 付属棟	通常運転中 と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度 ※2※3 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

※3：設計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管

破裂を考慮した場合でも、被ばくは1 mSv 以下であり作業に支障はない。

※4：全面マスク（DF50）の着用

j. ベント成否確認

格納容器過圧破損防止の目的から、格納容器圧力の低下による判断を基本とし、以下のパラメータについても参考として判断する。

- ・ フィルタ装置出口放射線量率
- ・ 野外放射線量率
- ・ スクラバ容器圧力
- ・ スクラバ容器水位
- ・ 格納容器温度
- ・ サプレッション・チェンバ水位

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

k. ベント継続時

ベント継続時は、表 4.1.3-9 に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。（別紙 53）

表 4.1.3-9 確認パラメータ（ベント継続時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと
格納容器温度	
サプレッション・チェンバ水位	
格納容器酸素濃度（SA）	
格納容器水素濃度（SA）	
スクラバ容器圧力	
スクラバ容器水位	
スクラバ容器温度	
フィルタ装置出口放射線量率	
野外放射線量率	

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション^{*}及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
 - ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること
- ※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、溶融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

1. ベント停止操作

表 4.1.3-10 に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、表 4.1.3-11 に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第 1 弁を閉とすることでベントを停止する。(別紙 42)

表 4.1.3-10 ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱機能	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	原子炉補機代替冷却系	
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度計	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する

表 4.1.3-11 確認パラメータ（ベント停止時）

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	427kPa [gage]以下であること及び 171℃以下であること。
格納容器温度	
格納容器酸素濃度 (SA)	可燃限界未満であること。
格納容器水素濃度 (SA)	
フィルタ装置出口水素濃度	

ベント停止前から可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、システムを含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

図 4.1.3-8 にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

- ①ベント停止可能であると判断した場合、可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。
 - ・ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。
 - ・ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。
- ②第1弁を微開とする。
- ③残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・ベント弁を微開後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を起動する。
 - ・残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。
- ④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。
- ⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。
 - ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
 - ・起動後3時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。
- ⑥第1弁を閉とする。
- ⑦格納容器への窒素注入を停止する。
- ⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-12 に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。

表 4.1.3-12 ベント停止操作項目及び作業環境

作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	その他	
ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。
	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 2.2mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明, ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備, 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 5.0mSv/h 以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備 (固定型, 携帯型), 無線通信設備 (固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備, 所内通信連絡設備により連絡可能である。
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約 52mSv/7 日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト (三脚タイプ, ランタンタイプ) 及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。

※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※2：計基準事故相当の γ 線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。

※3：事故後168時間以降を想定

※4：全面マスク (DF50) の着用

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、表 4.1.3-13 で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。

表 4.1.3-13 確認パラメータ (ベント停止後)

監視パラメータ	監視理由
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。 また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。
野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。
格納容器温度	
格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。
格納容器酸素濃度	

4.2 現場における操作について（別紙8）

4.2.1 隔離弁の現場操作

第1弁、第2弁とも交流電源で駆動することから、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から受電することで、中央制御室からの操作が可能である。

これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は、遠隔手動弁操作機構により、原子炉建物付属棟から人力で操作が可能である。

人力による操作の概略を図4.2.1-1に示す。また、現場操作場所を図4.2.1-2に示す。

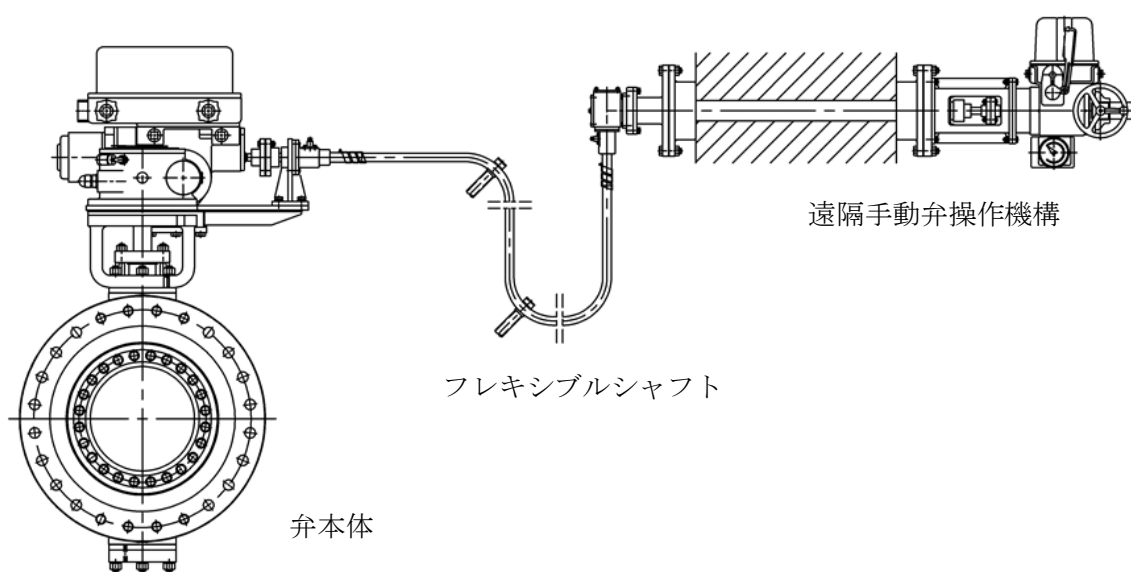


図 4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図

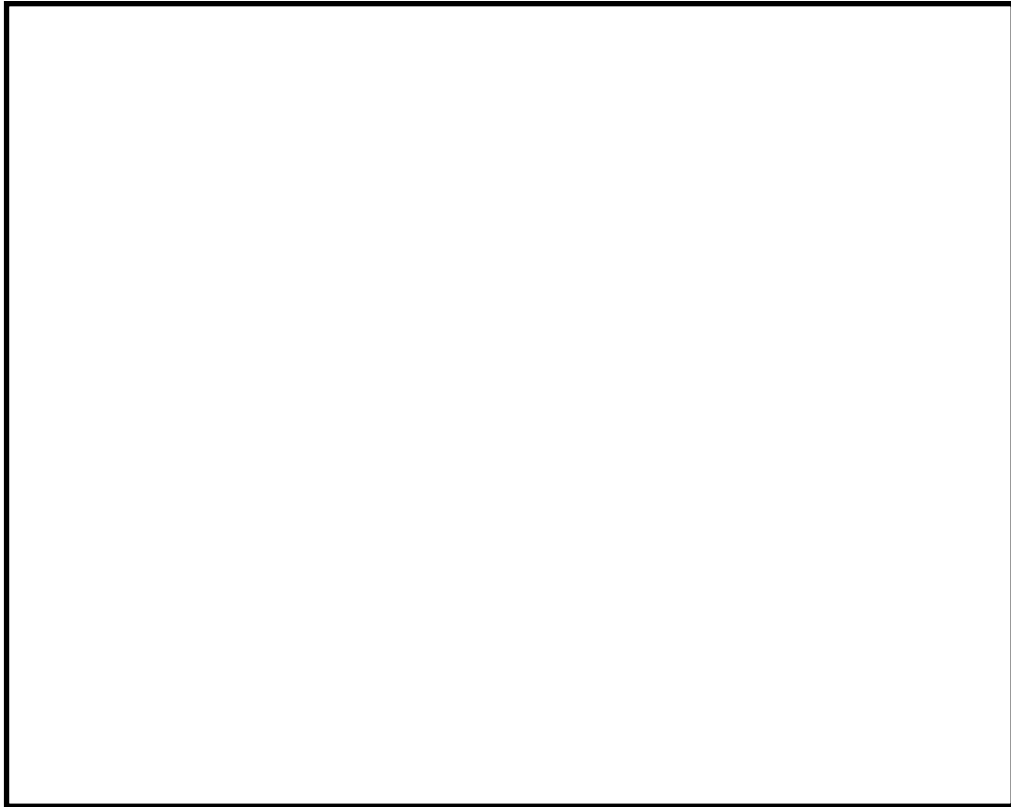


図 4. 2. 1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(1/3)

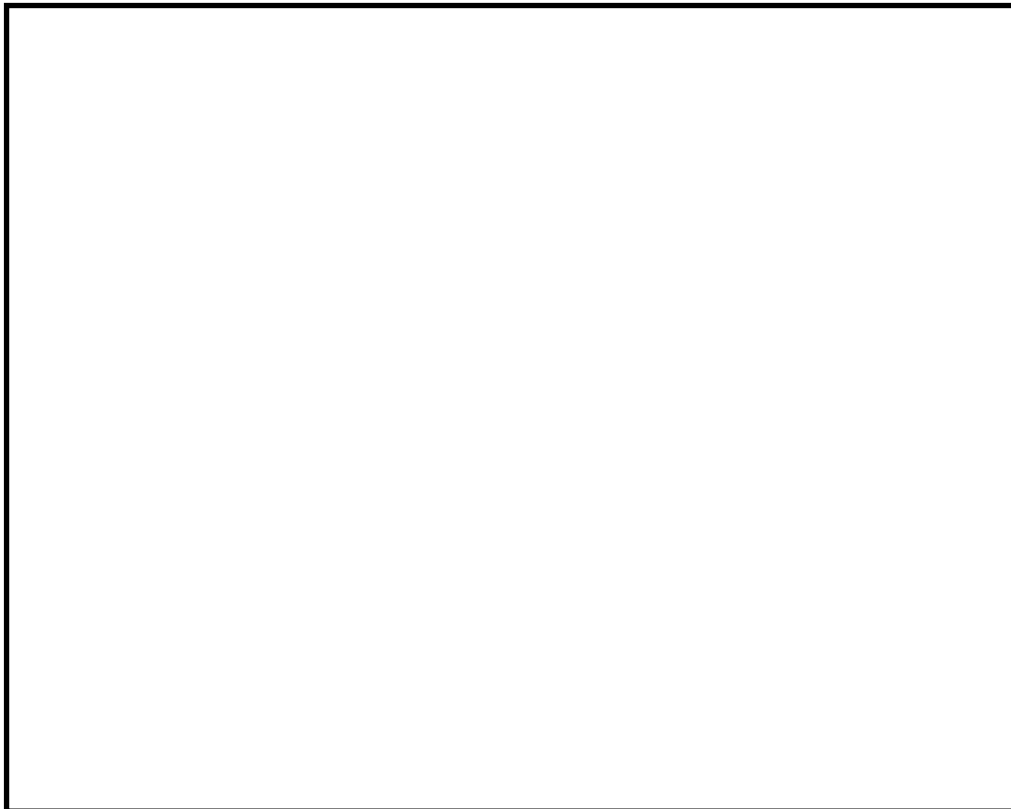


図 4. 2. 1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(2/3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

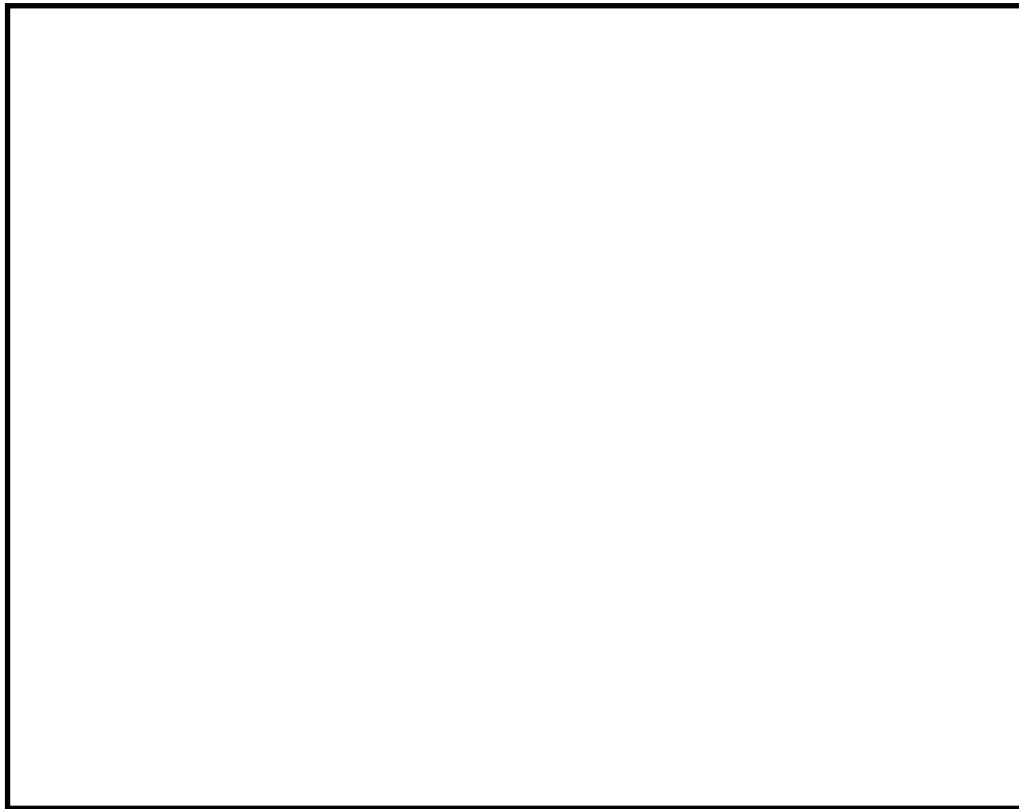


図 4. 2. 1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート
(3/3)

4. 2. 2 スクラビング水・薬剤の補給

スクラビング水は，ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても，ベント開始後 7 日間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するよう水位を設定するとともに，スクラビング水が減少した場合は，第 1 ベントフィルタ格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し，水を補給する。

また，スクラビング水の排水操作後は，薬品タンクから薬剤の補給を行う。

現場操作場所への経路は地震，津波による被害を想定しても，仮復旧なしで可搬型車両の通行が可能である。万一，アクセスルートに影響がある場合は，迂回又は重機による仮復旧を実施する。

スクラビング水・薬剤補給時の系統状態の概要を図 4. 2. 2-1, 2 に，スクラビング水補給用接続箇所現場位置を図 4. 2. 2-3 に示すとともに，作業環境を表 4. 2. 2-1 に示す。

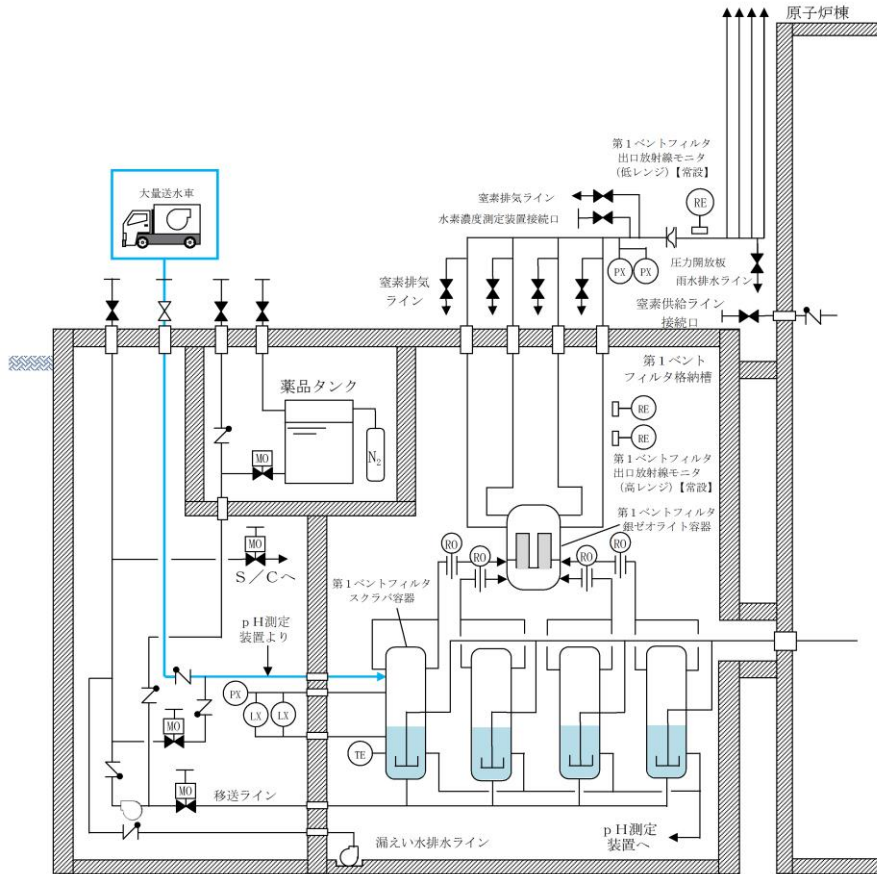


図 4. 2. 2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

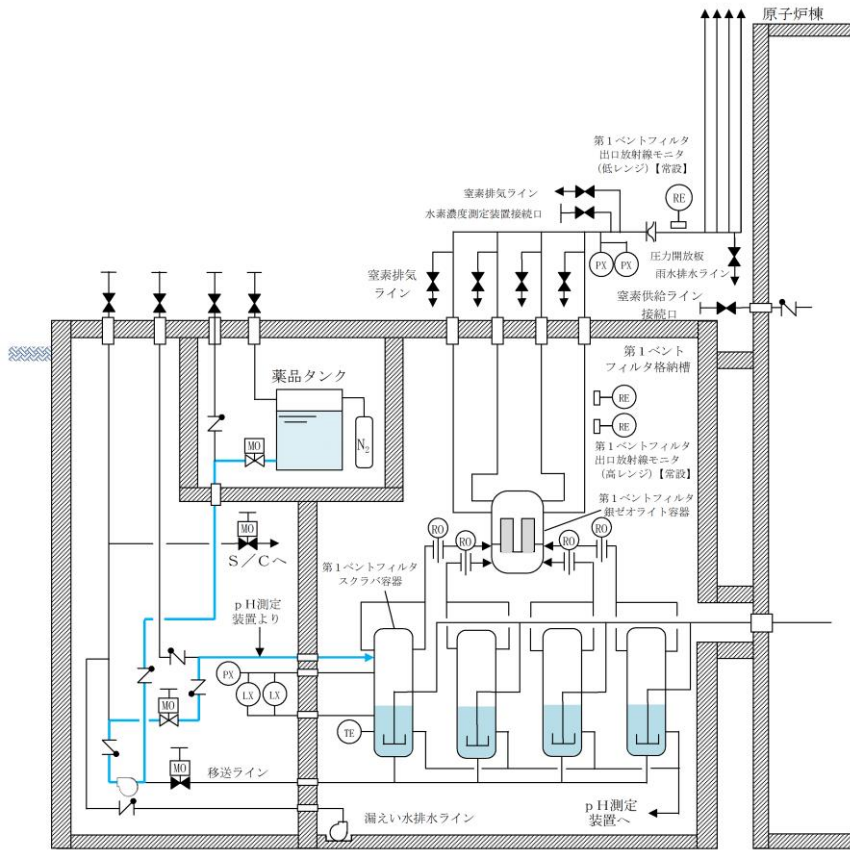


図 4. 2. 2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図

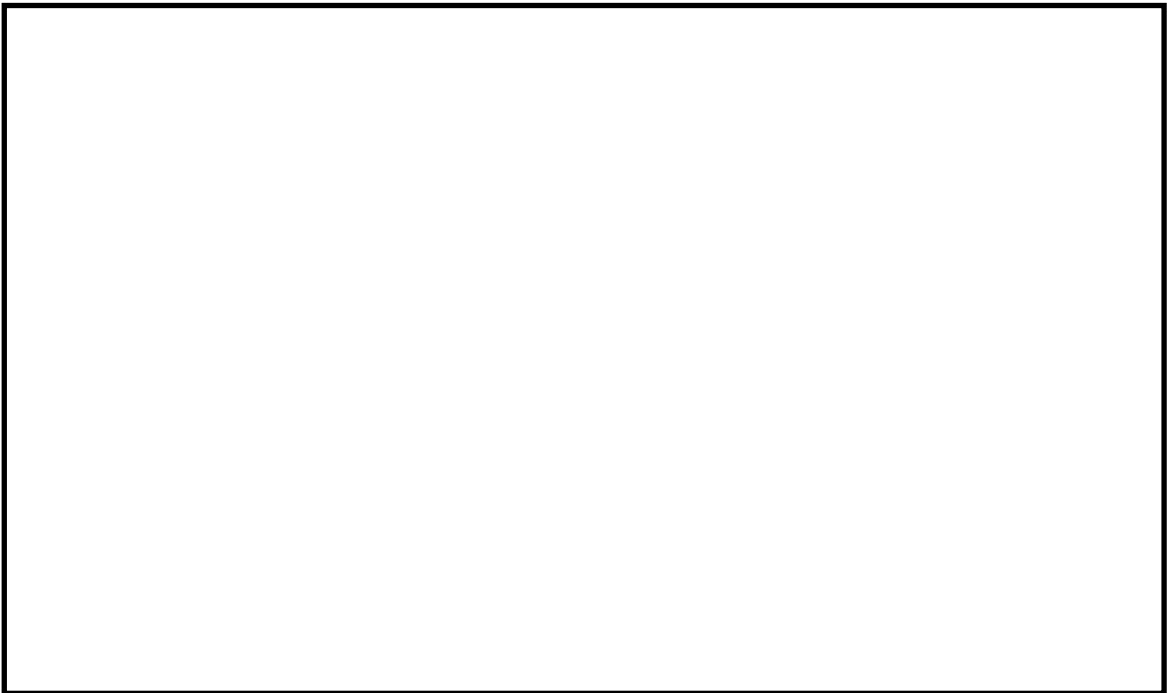


図 4.2.2-3 スクラビング水補給接続口位置

表 4.2.2-1 ベント後長期時の作業項目及び作業環境

作業項目	作業・ 操作場所	作業環境			連絡手段
		温度・湿度	放射線環境	照明	
スクラビン グ水の 補給	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中 と同程度 ^{※1} 【炉心損傷後】 5.0mSv/h 以下 ^{※2} (マスク着用 ^{※3})	車両の作業用 照明・ヘッドラ イト及び懐中 電灯により作 業可能である。	衛星電話設備（固定 型，携帯型），無線通 信設備（固定型，携帯 型），電力保安通信用 電話設備，所内通信連 絡設備により連絡可 能である。

※1：炉心損傷防止対策の事故シーケンス（全交流動力電源喪失（（外部電源喪失＋DG 失敗）
＋HPCS 失敗））における評価結果を示している。

※2：事故後 168 時間以降を想定

※3：全面マスク（DF50）の着用

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2.3 窒素の供給及び水素濃度測定

ベント停止後，系統の不活性化のため，原子炉建物外壁に設置した接続口に，可搬式窒素供給装置を接続し，ドライウエル，サブプレッション・チェンバ及び格納容器フィルタベント系へ窒素を供給する。また，不活性化確認のため，フィルタ装置出口配管に設置した接続口に水素濃度測定装置を接続し，格納容器フィルタベント系の水素濃度を測定する。操作概要を系統概略図の図 4.2.3-1 に，窒素供給接続口及び水素濃度測定接続口位置を図 4.2.3-2 示す。

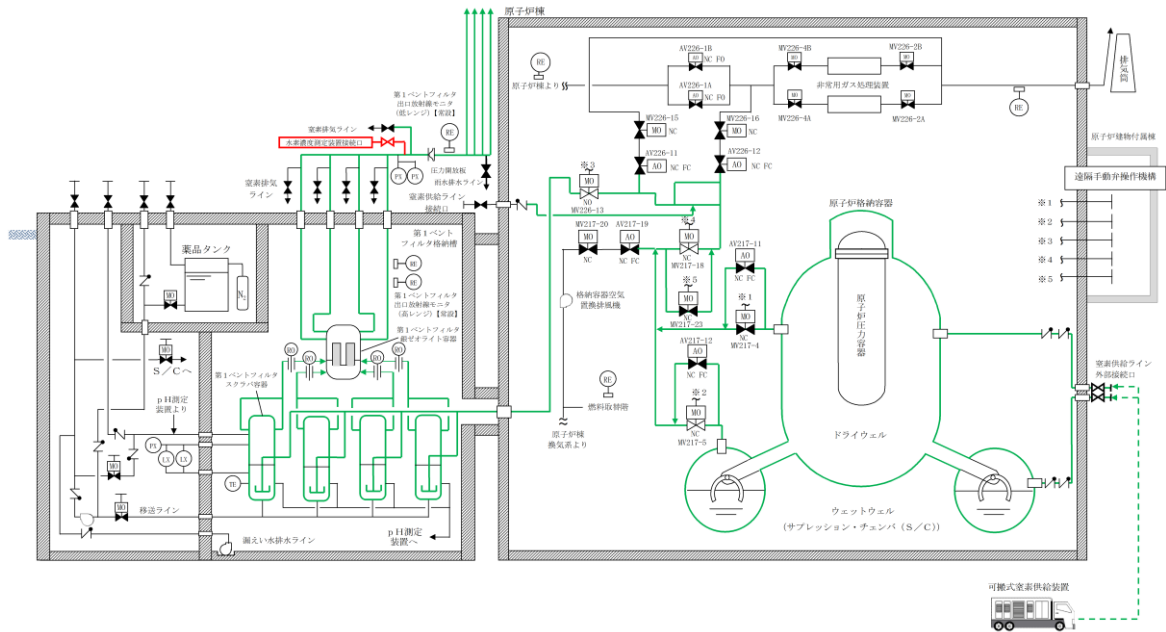


図 4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

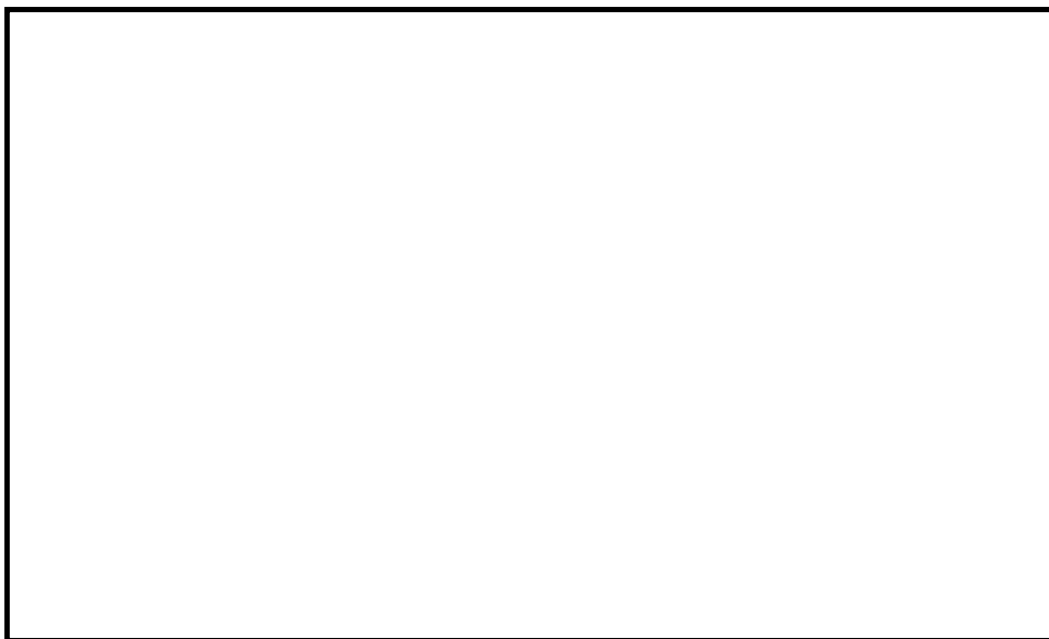


図 4.2.3-2 窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所の設置位置

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4.2.4 排水操作

スクラバ容器内の水位が上昇した場合には、スクラバ容器の排水ラインからサプレッション・チェンバへ排水する。また、ベント実施後のスクラバ容器内の水は、格納容器の状態を確認の上、サプレッション・チェンバへ移送する。

さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水がベントフィルタ室に漏えいした場合、排水ポンプにより水を格納容器（サプレッション・チェンバ）又は格納容器以外に移送する。

各ポンプ及び弁は、中央制御室より操作スイッチにより操作する。

スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を図4.2.4-1及び図4.2.4-2に示す。

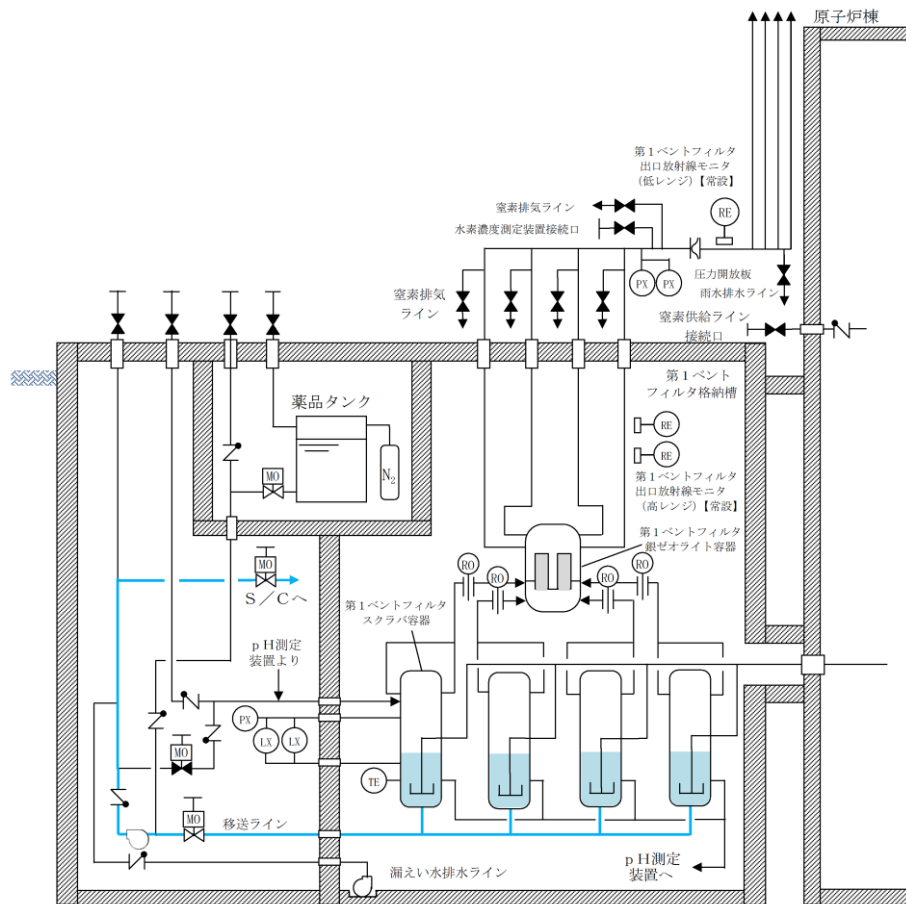


図 4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図

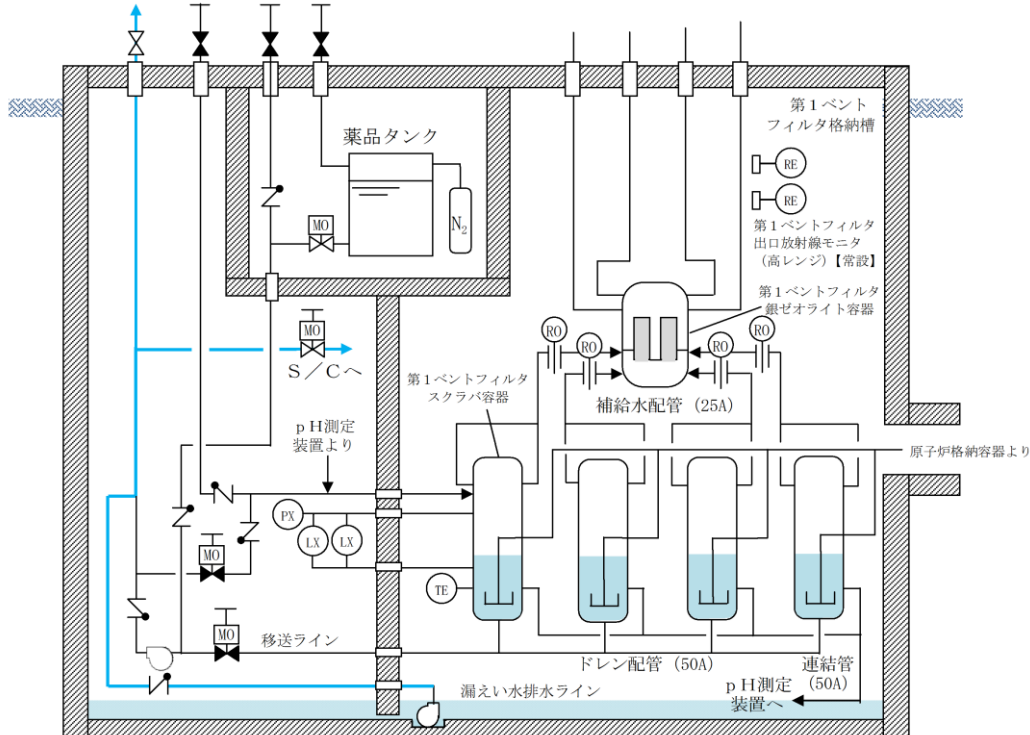


図 4.2.4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用

格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。

- ・ 残留熱除去系又は残留熱代替除去系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系を整備する。
- ・ 重大事故等対処設備として格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を整備し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達まで格納容器スプレイを可能とする。
- ・ 自主対策設備として大型送水ポンプ車による格納容器除熱手段を整備し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。

(2) 希ガス低減効果について

気体状放射性物質（希ガス）は、原子炉停止後、半日程度格納容器内で保持することで、大幅に減衰される。炉心損傷後にベントの実施が必要となる場合には、さらにドライウェル内へ間欠スプレイ操作を行い、格納容器圧力を最高使用圧力の 1.5 倍以下に制御し、ベント開始時間を遅らせることにより、ベントによる希ガス放出を低減する。

希ガスの減衰曲線を図 4.3-1 に示す。

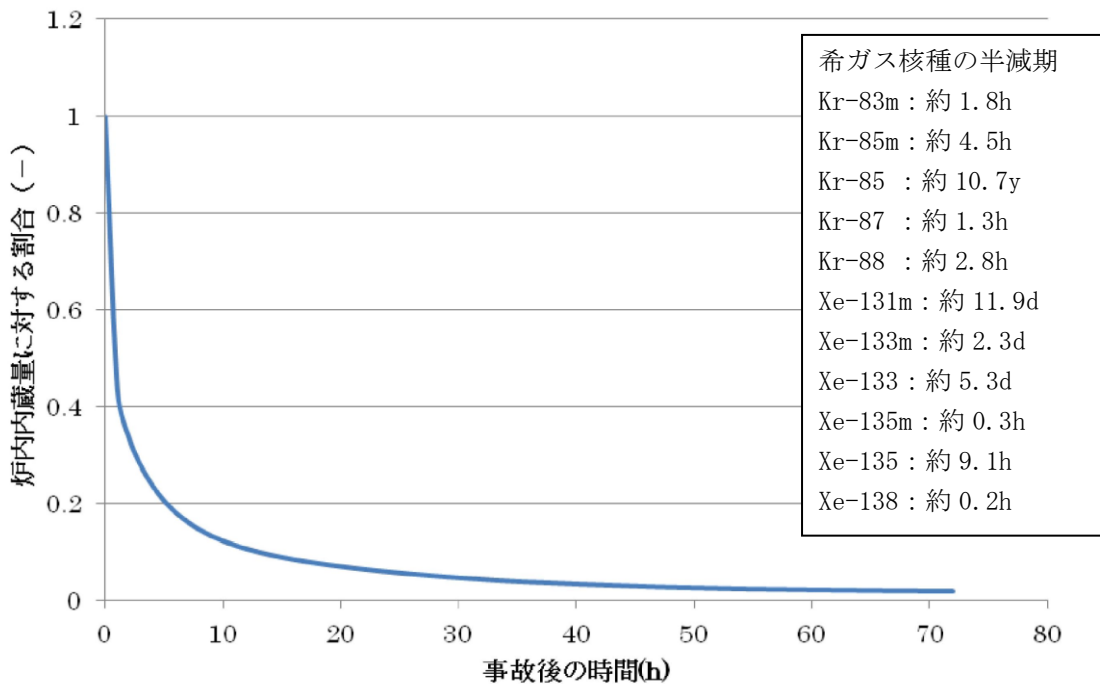


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化（希ガス核種合計）

4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項

(1) 格納容器フィルタベント系の長期運用

格納容器フィルタベント系については、長期間の運転継続を実施するにあたり、設備的には問題ないことを確認している。（別紙 36，別紙 37，別紙 5）

(2) 格納容器フィルタベント系の使用後の保管方法

格納容器フィルタベント系の使用後は、フィルタ装置に捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、スクラビング水を格納容器へ移送する。（別紙 17）

(3) 格納容器負圧防止

フィルタベント実施後、ベント弁閉止については、残留熱除去機能を復旧し、除熱機能を確保した上で、格納容器の圧力・温度の低下及び長期的に格納容器の安定状態を継続できると判断した場合に実施するが、冷却による負圧防止のため、格納容器圧力が 13.7kPa[gage]以下になる場合は、格納容器除熱を停止する運用としている。

(4) 格納容器 pH制御の実施

サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内へ薬液を注入し、アルカリ性に維持することにより、サプレッション・プール水に捕集したよう素の再揮発を抑制することができる。なお、pH制御による格納容器への悪影響はないことを確認している。（別紙 43）

4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理

(1) 点検内容

格納容器フィルタベント系は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。（別紙 44）

点検周期は、表 4.5-1～3 に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。

また、初回定期検査時の点検結果に応じて点検周期へ反映する。

また、銀ゼオライト容器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。（別紙 45）

機械設備、電気設備、計測設備の点検項目及び点検内容を表 4.5-1～3 に示す。

表 4.5-1 機械設備の点検項目及び点検内容

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

※点検周期の M は「月」、C は「サイクル」を示す。

表 4.5-2 電気設備の点検項目及び点検内容

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

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

表 4.5-3 計測制御設備の点検項目及び点検内容

対象機器	点検項目	点検内容	点検周期
スクラバ容器圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ容器温度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ容器水位	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
フィルタ装置出口配管圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C
第1ベントフィルタ出口水素濃度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C
スクラバ水 pH	1. 外観点検	a. 外観点検	1C
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

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

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

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

(2) 試験方法

格納容器フィルタベント系が所定の機能を確保していることを確認するため、「弁開閉試験」、「漏えい試験」、「スクラビング水性状確認」及び「銀ゼオライトよう素除去性能試験」を定期的実施する。なお、これらの試験はプラント停止時に行う定期事業者検査を想定したものである。

a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図 4.5-1 に示す。

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

(a) 電動弁（弁番号：①，②，③，④，⑤）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験

：①※，②※，③※，④※，⑤

- ・弁駆動部のエクステンションによる人力での弁開閉試験

：①，②，③，④，⑤

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

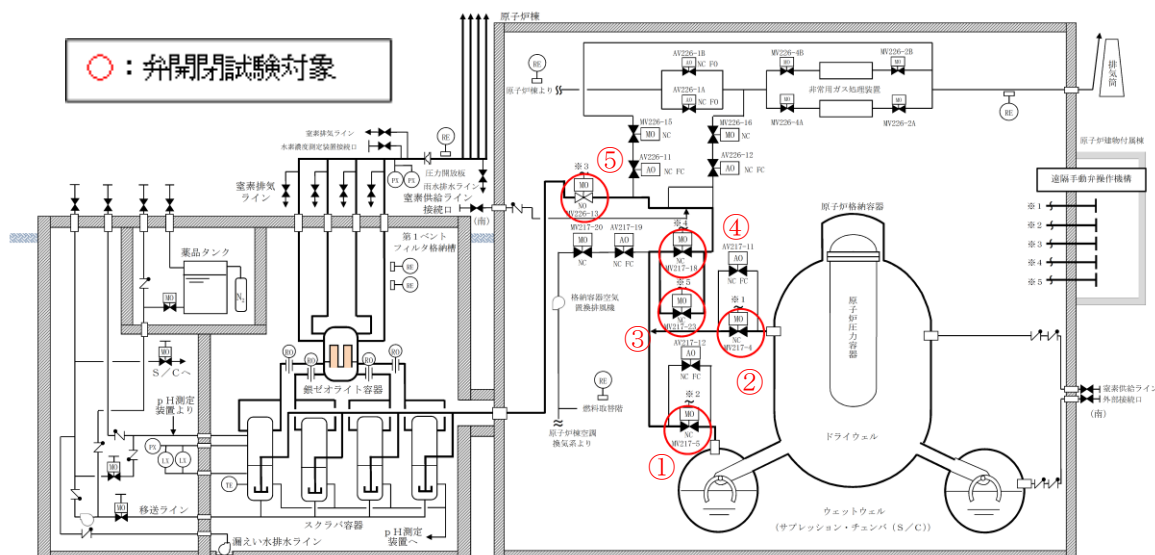


図 4.5-1 弁閉閉試験概要図

b. 漏えい試験（主配管）

漏えい試験の試験条件・方法を表 5.3-4 に、試験概要図を図 5.3-2 に示す。
漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。

(a) 加圧媒体

スクラバ容器の最高使用圧力 853kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建物外については外気により拡散すること、建物内については PAR による処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。

(b) 試験圧力

漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力 [gage] 程度が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力 853kPa [gage]（流量制限オリフィスまで）及び最高使用圧力 427kPa [gage]（流量制限オリフィス以降）を試験圧力とする。

(c) 試験温度

漏えい試験では、系統の最高使用温度 200℃を模擬することが困難となることから約 180℃低い常温約 20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約 280℃に対し 180℃以上低い 100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4.5-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

加圧媒体	試験圧力	試験温度	周期	試験目的方法
窒素ガス	[] [gage] (窒素パーシ 圧力)	常温	1C	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素パーシ圧力(待機状態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
	853kPa [gage] (最高使用圧 力)		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (ベント弁(第3弁)から銀ゼオライト容器上流側オリフィスまで)
	427kPa [gage] (最高使用圧 力)		10C	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。 (銀ゼオライト容器上流側オリフィスから圧力開放板まで)

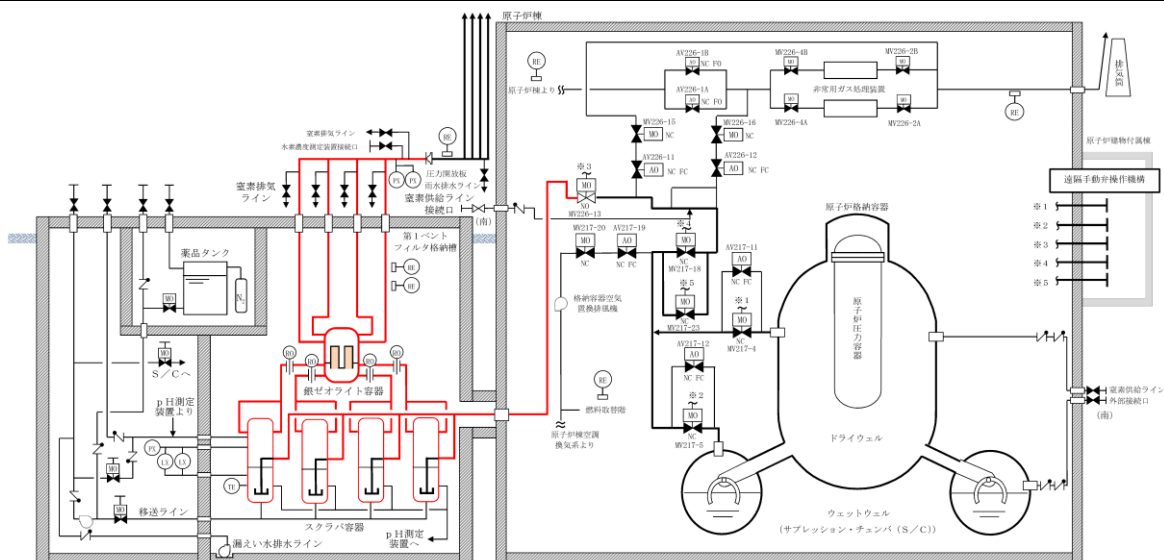


図 4.5-2 漏えい試験概要図

c. スクラビング水性状確認

スクラビング水性状確認は、格納容器フィルタベント系待機中に、連結管からサンプル水の採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。

d. 銀ゼオライトよう素除去性能試験

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- 5. 新規制基準への適合性
- 5.1 設置許可基準規則への適合性
- 5.1.1 第38条 重大事故等対処施設の地盤

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

- (1) 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備を設置する地盤

- a. 要求事項

- (a) 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤[第1項第1号]
- (b) 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

[第1項第3号]

- b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても当該設備を十分に支持することができる地盤に設置する設計とする。

- (2) 重大事故等対処施設を設置する地盤の変形

- a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

[第2項]

- b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる可能性のある支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

- (3) 重大事故等対処施設を設置する地盤の変位

- a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければ

ならない。

[第3項]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計とする。

5.1.2 第39条 地震による損傷の防止

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

(1) 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の地震による損傷防止

a. 要求事項

- (a) 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

[第1項第1号]

- (b) 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

[第1項第3号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。（別紙16）

(2) 地震による斜面の崩壊

a. 要求事項

- (a) 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。[第2項]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

5.1.3 第40条 津波による損傷の防止

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(1) 津波による損傷防止

a. 要求事項

(a) 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系を設置する原子炉建物及び第1ベントフィルタ格納槽は、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。

5.1.4 第41条 火災による損傷の防止

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

(1) 火災による損傷防止

a. 要求事項

(a) 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。

b. 適合性

(a) 火災の発生防止

(i) 発火性又は引火性物質を内包する設備，火花及び水素ガスが発生する設備はない。また，系統内に水素が滞留することを防止する設計とする。

(ii) 主要な構造材は，不燃性材料を使用し，ケーブルは，実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用し，電線管等で敷設することにより，発火した場合においても他の構築物，系統又は機器に火災による影響を生じさない設計とする。

(iii) 電気系統については，過電流による過熱や損傷を防止するために，保護継電器，遮断器により，故障回路を早期に遮断する設計とする。

(iv) 落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するために，避雷設備を設けるとともに，施設の区分に応じた耐震設計を行う設計とする。

(b) 火災の感知，消火

(i) 格納容器フィルタベント系には，異なる種類の感知器を設置する設計とする。なお，感知器は，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室にて監視できる設計とする。

(ii) 格納容器フィルタベント系には，全域ハロン消火設備を設置する設計とする。

(c) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作について

(i) 全域ガス消火設備には電気絶縁性が大きく揮発性も高いハロン 1301を使用し，消火設備の破損，誤操作により消火剤が放出されても電気および機械設備に影響を与えない設計とする。

5.1.5 第43条 重大事故等対処設備

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

(1) 多様性及び独立性，位置的分散

a. 要求事項

- (a) 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。[第2項第3号]
- (b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。[第3項第3号]
- (c) 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。[第3項第5号]
- (d) 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。[第3項第7号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウエルにスプレイされた水は、格納容器ベント管を通してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。
共通要因としては、環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。
設計上考慮する自然現象，外部人為事象については，設計基準事故対処

設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。(別紙15)

具体的な自然現象としては、国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して、海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した、風(台風)、竜巻、積雪、凍結、落雷、地滑り、火山の影響、降水、生物学的事象、洪水及び森林火災を考慮する。

外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において格納容器フィルタベント系がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。

地震、風(台風)、積雪、凍結、降水及び電磁的障害に対して格納容器フィルタベント系は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して格納容器フィルタベント系は、「5.1.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。

地震、津波及び火災に対して格納容器フィルタベント系は、「5.1.2 地震による損傷の防止」「5.1.3 津波による損傷の防止」「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

地震、津波、火災及び溢水に対して格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮して設置する。

自然現象と外部人為事象に対して格納容器フィルタベント系のうち屋内に設置可能なものは、原子炉建物、第1ベントフィルタ格納槽に設置する。屋外に設置する排気配管は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。

生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外の第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。

飛来物(航空機落下)に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、建物内設置又は地下埋設とする。

洪水、地滑り、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コン

ビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

船舶の衝突については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。

有毒ガスについては、格納容器フィルタベント系は機械構造物であり影響はうけない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し格納容器フィルタベント系は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(b) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置は、環境条件に対して、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において可搬式重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。

風（台風）、積雪、凍結、降水及び電磁波障害に対して可搬式窒素供給装置は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

屋外に保管する可搬式窒素供給装置は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

地震に対して可搬式窒素供給装置は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

津波に対して可搬式窒素供給装置は、津波の影響を受けない場所に適切に保管する。

火災に対して可搬式窒素供給装置は、「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。

自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の可搬式窒素供給装置は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建物のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し、可搬式窒素供給装置は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。

(2) 悪影響の防止

a. 要求事項

(a) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

[第1項第5号]

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重

大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b) 格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(c) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止

a. 要求事項

(a) 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。

ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

[第2項第2号]

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(4) 容量

a. 要求事項

(a) 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

[第2項第1号]

(b) 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

[第3項第1号]

b. 適合性

(a) フィルタ装置の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

(b) スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、スクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせると99.9%以上確保可能な水位とする。

(c) スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水pH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除

- 去効率が 99%以上確保できる pH 以上を維持可能な添加濃度とする。
- (d) スクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。
 - (e) 圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約 80kPa[gage]で破裂する設計とする。
 - (f) 可搬型重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置は、ベント後の格納容器フィルタベント系の水素濃度を可燃限界 (4vol%) 以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。
 - (g) 可搬式窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。
 - (h) 原子炉建物屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からの γ 線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。
 - (g) 水素の排出経路内の水素濃度を計測するための第 1 ベントフィルタ出口水素濃度は、可搬式窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。

(5) 環境条件及び荷重条件

a. 要求事項

- (a) 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

[第 1 項第 1 号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置 (スクラバ容器及び銀ゼオライト容器) は、第 1 ベントフィルタ格納槽内に設置されている設備であることから、想定される重大事故等時における第 1 ベントフィルタ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。(別紙 20)
- (b) 格納容器フィルタベント系の圧力開放板は、屋外(原子炉建物近傍)に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における屋外(原子炉建物近傍)の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。

- (c) 降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。スクラバ容器は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置しているため、凍結しない設計とする。

(6) 設置場所

a. 要求事項

- (a) 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

[第1項第6号]

- (b) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

[第3項第4号]

b. 適合性

- (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）については、当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから地下の第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、スクラバ容器へ接続する配管についても、同様に地下の第1ベントフィルタ格納槽の中に設置する。
- (b) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、運転員の放射線防護を考慮した設計とする。（別紙3，別紙4）
- (c) 可搬式窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。（別紙8）
- (d) 重大事故等発生時の環境条件については、可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。
- (e) 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視に必要な弁等は、重大事故時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。
- (f) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、第1ベントフィルタ格納槽の環境条件を考慮した設計とする。

(7) 操作性及び試験・検査性について

a. 操作性の確保

(a) 操作の確実性

ア. 要求事項

ア) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

[第1項第2号]

イ. 適合性

ア) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(NGC N2トラス出口隔離弁, NGC N2ドライウェル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁)については, 遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより, 重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。NGC N2トラス出口隔離弁, NGC N2ドライウェル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により, 原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお, NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁についても, 電源が復旧することにより, 中央制御室でも遠隔操作可能である。(別紙3, 別紙4)

イ) 流路に設ける圧力開放板は, 格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう, 原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。

ウ) 格納容器フィルタベント系使用時に, 格納容器フィルタベント系に接続される他系統との隔離のための弁(SGT NGC連絡ライン隔離弁, SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁, SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁, NGC常用空調換気入口弁, NGC常用空調換気入口弁後弁)については, 中央制御室により閉操作, 若しくは閉確認をすることができる設計とする。

エ) 可搬式窒素供給装置については, 付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬式窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり, 緊急時対策要員のアクセス性, 操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また, それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし, 緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

オ) 可搬式窒素供給装置は, 接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに, 設置場所にて輪留めによる

固定等が可能な設計とする。

- カ) ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。
- キ) 操作が必要な弁については、屋外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。
- ク) 第1ベントフィルタ出口水素濃度は、監視に必要なサンプリング設備の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

(b) 系統の切替性

ア. 要求事項

- ア) 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

[第1項第4号]

イ. 適合性

- ア) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び圧力開放板については本来の用途以外の用途には使用しない。
- イ) 本系統を使用する際には、流路に接続される弁（NGC N2トーラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスをフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）に導くことが可能である。また、NGC N2トーラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物附属棟より人力にて操作することも可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。
- ウ) 格納容器フィルタベント系は、窒素ガス制御系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。
また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系との取合い弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持するため、系統の切り替えは可能である。

可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。

(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

ア. 要求事項

ア) 常設設備と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

[第3項第2号]

イ. 適合性

ア) 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保

ア. 要求事項

ア) 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

[第3項第6号]

イ. 適合性

ア) 格納容器フィルタベント系の可搬式窒素供給装置は、通常時は高台の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

b. 試験及び検査

(a) 要求事項

ア. 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

[第1項第3号]

(b) 適合性

ア. スクラバ容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能な設計とする。

- イ. 銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。
- ウ. 圧力開放板については、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。
- エ. 格納容器フィルタベント系において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉動作の確認により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉動作の確認は実施しない。
- オ. 機能・性能試験として、格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

5.1.6 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。

b. 適合性

(a) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散

a. 要求事項

(a) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

b. 適合性

(a) 当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性、位置的分散を図った設計とする。

(b) 残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）との独立性については、地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

(c) 排出経路に設置される隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが、遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

(d) 格納容器フィルタベント系については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）と異なり、ポンプや熱交換器等を必要としないが、これらの系統を構成する主要設備については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）に対して位置的分散を図った設計とする。なお、

格納容器フィルタベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。

(3) 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮

a. 要求事項

(a) 残留熱除去系の使用が不可能な場合について考慮すること。

b. 適合性

(a) 当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（区分Ⅰ，Ⅱ）が機能喪失した場合に使用する設計とする。

(4) 敷地境界での線量評価

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

b. 適合性

(a) 当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)の要求を満たすものとする。

(b) 当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

(c) 敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。

5.1.7 第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において過圧による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による損傷が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。

（解釈）

1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。

b. 適合性

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 放射性物質の低減

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

b. 適合性

(a) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）を設置する設計とする。

(b) スクラバ容器にて粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上を除去可能である。また、銀ゼオライト容器にて、有機よう素に対して98%以上を除去可能である。

(3) 可燃性ガスの爆発防止対策

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

b. 適合性

(a) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてパージできる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラビング水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

(4) 他系統との共用

a. 要求事項

(a) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

b. 適合性

(a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

- (5) 格納容器の負圧防止
 - a. 要求事項
 - (a) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
 - b. 適合性
 - (a) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。
 - (b) 格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。
- (6) 隔離弁の人力操作
 - a. 要求事項
 - (a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。
 - (b) 電動弁については常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)又は可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。
- (7) 隔離弁操作時の放射線防護対策
 - a. 要求事項
 - (a) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物附属棟に設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。
- (8) 圧力開放板
 - a. 要求事項
 - (a) ラプチャディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又はラプチャディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

- b. 適合性
 - (a) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力（0.427MPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 0.08MPa [gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の排気の妨げにならない設計とする。
- (9) 長期的な使用時の悪影響防止
 - a. 要求事項
 - (a) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
 - b. 適合性
 - (a) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができるよう設計する。
 - (b) サプレッション・チェンバ側からの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、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。
- (10) 設備使用後の放射線防護対策
 - a. 要求事項
 - (a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び使用時に高線量となる配管、機器等は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置し、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。
- (11) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保
 - a. 要求事項
 - (a) 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。
 - b. 適合性
 - (a) 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。
 - (b) 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多

様性を有する設計とする。

- (c) 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- (d) 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。
- (e) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置並びに圧力開放板と、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
- (f) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

5.1.8 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 格納容器フィルタベント系の設置

a. 要求事項

(a) 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

b. 適合性

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。

(2) 格納容器内の不活性化

a. 要求事項

(a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

b. 適合性

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、窒素ガス制御系により常時不活性化されている。

(3) 水素の排出対策

a. 要求事項

(a) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

b. 適合性

(a) 排出経路での水素爆発防止

(i) 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で

置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。

- (ii) 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窒素ガス制御系等を経由して、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物近傍に設ける放出口から排出することで、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ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

(b) 放射性物質の低減設備

- (i) 排気経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

(c) 水素及び放射性物質濃度測定装置の設置

- (i) フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）出口側配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放出された放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。

(4) 水素濃度の測定

a. 要求事項

- (a) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

b. 適合性

- (a) フィルタ装置出口側配管に水素濃度計を設置することにより系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。

(5) 代替電源設備からの給電

a. 要求事項

- (a) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b. 適合性

- (b) 格納容器フィルタベント系のうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響について

島根原子力発電所の敷地は、北側を日本海に面し、他の三方を標高 150m 程度の山に囲まれた特徴を有している（図 1 参照）。この地形の特徴を踏まえた格納容器フィルタベント系からの放出位置の妥当性を確認するため、発電所敷地内気象観測データ及び敷地内・敷地周辺の地形を模擬した風洞実験^{※1}結果を用い、放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較や地表濃度の比較を検討実施した。

また、島根原子力発電所 2 号炉においては、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する際、サプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、「W/Wベント」という。）の他に、ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、「D/Wベント」という。）を実施することも可能である。

ここでは、炉心損傷に至る代表的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）」の事故シーケンスにて、ベントライン（W/WベントまたはD/Wベント）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。

※ 1 「島根原子力発電所敷地改変及び気象年変更に関する風洞実験」（平成 30 年 9 月，財団法人 電力中央研究所）

(1) 放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較

格納容器フィルタベント系排気管放出（EL. 約 65m）と主排気筒放出（EL. 約 130m）とした場合の相対濃度及び相対線量の比較を表 1 に示す。この結果より、相対濃度及び相対線量が地上放出に比べて大幅に低減されること及び格納容器フィルタベント系放出と主排気筒放出の差が敷地境界においても限定的であることを確認している。

表1 相対濃度 χ/Q (s/m^3) 及び相対線量 D/Q (Gy/Bq) の比較

	大気拡散条件 (敷地境界)		
	①地上放出	②フィルタベント排 気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)
気象指針に 基づく 97% 値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース) $D/Q : 2.1 \times 10^{-18}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%) $D/Q : 4.9 \times 10^{-19}$ (基本ケースの約 23%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%) $D/Q : 2.5 \times 10^{-19}$ (基本ケースの約 12%)

※2 「発電用原子炉施設の安全解析等に関する気象指針」に基づき 2009 年の毎時の風向、風速及び大気安定度など気象データ等を用いて計算 (累積出現頻度 97%値)

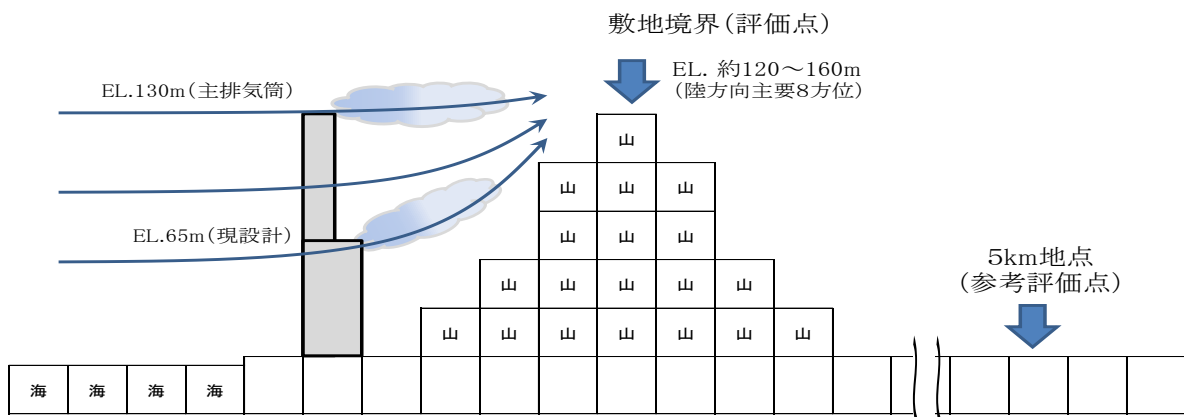


図1 島根原子力発電所周辺の地形イメージ

(2) 放出位置別の地表濃度の比較

放出位置別の地表濃度への影響を方位別に確認するため、風洞実験で得られた敷地境界及び5km地点での地表濃度結果を方位別に読み取り（図2参照）、格納容器フィルタベント系排気管放出時の地表濃度を1に規格化した相対値を算出した。表2にその結果を示す。

主排気筒放出時の敷地境界での相対値は平均が約0.7であり、格納容器フィルタベント系排気管放出時よりも低いが、風向によって約0.3から約1.5と相対値が変わる結果となり、風向によっては格納容器フィルタベント系排気管放出時のほうが低い場合もあることがわかった。主排気筒放出時の相対値が1を超えるケースは、風下側の敷地内（近距離）に主排気筒より標高が高いエリアがあり、敷地境界の標高も高いこと等によるものであると考えられる。

5km地点での相対値の平均は約1.0で、敷地境界での相対値の平均よりも高く、放出地点からの距離が長くなることで、放出位置の違いによる影響は全般的には少なくなることがわかった。

なお、表2において、地形の特異性がみられる（相対値が1を大きく超える）風下方位が西南西の地点の値を除いたうえで、再度、地表濃度の相対値の平均を算出すると、敷地境界では約0.6(0.611)、5km地点では約1.0(0.977)となり、放出地点からの距離による放出位置の影響が少なくなる結果に大きく影響しないことがわかった。

以上に示すとおり、発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いは敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響はさらに小さくなることがわかる。

表2 主排気筒放出時の地表濃度の相対値(フィルタベント排気管放出時の地表濃度を1とした場合)

評価点	風下方位 (陸方向)											
	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西
敷地境界	平均値 約 0.7 (0.685)											
	1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9
5km 地点	平均値 約 1.0 (0.982)											
	1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0

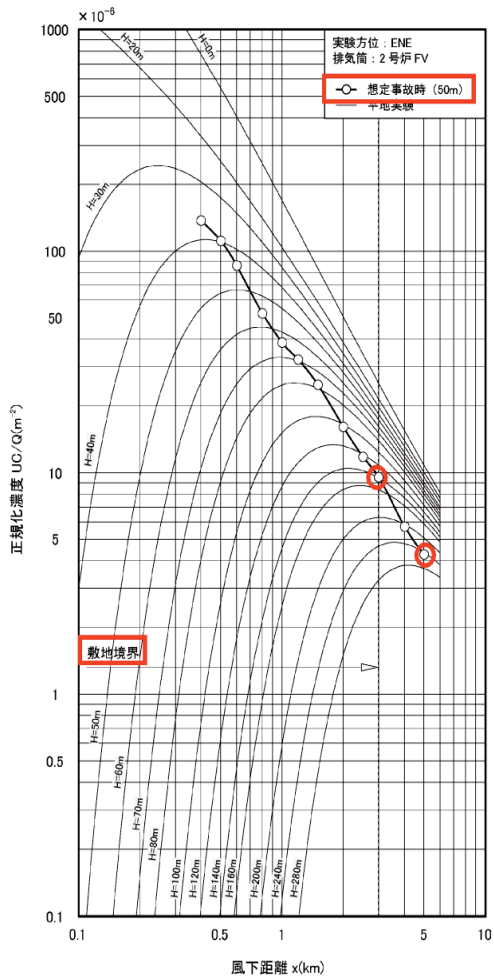


図 2-1 風洞実験結果（フィルタベント排気管放出）の例

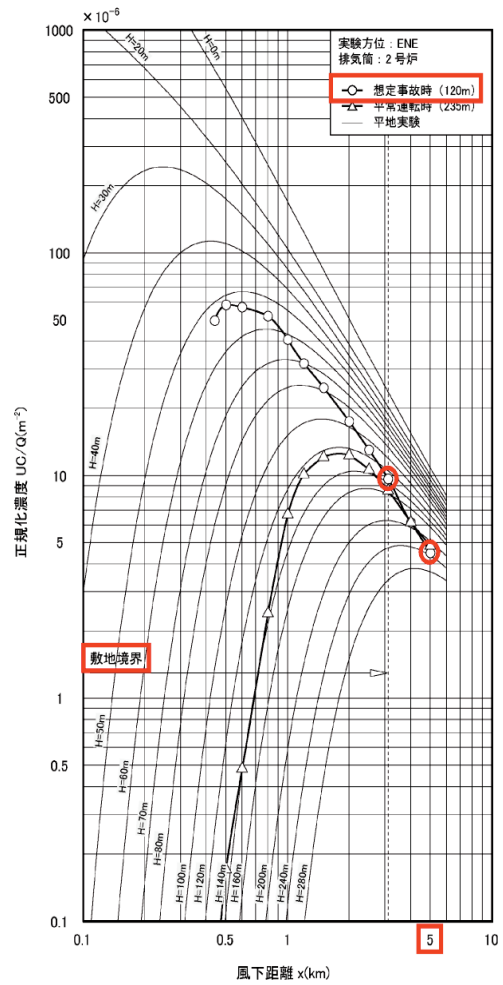


図 2-2 風洞実験結果（主排気筒放出）の例

(3) 放出位置別の風向出現頻度の比較

敷地内で観測された、格納容器フィルタベント系排気管放出 (EL. 約 65m) と主排気筒放出 (EL. 約 130m) における風向出現頻度を表 3 に示す。各標高における風向出現頻度を比較すると、陸側の大部分の方位において差は 5 % 未満となっており、各標高で風向の現れ方に大きな差は見られなかった。

従って、放出位置の違いによる風向の影響は小さいと判断できる。

表 3 風向出現頻度

気象年：2009 年 1 月～2009 年 12 月

風下方位 標高		東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西 (海)	北 (海)	北北東 (海)	北東 (海)
		EL. 約 65m	風向 出現 頻度 (%)	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2
EL. 約 130m	風向 出現 頻度 (%)	6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4

(4) ベントラインの違いによる影響

W/WおよびD/Wベントラインにおける敷地境界被ばく評価結果を図3に示す。ここでは、ベントラインの違いによる影響を明確にするため、大破断LOCA (W/Wベント) シナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

大破断LOCA (D/Wベント) シナリオ時の相対値は約1.1となった。このことから、ベントラインの違いによる敷地境界外の被ばくへの影響は限定的であると考えられる。

<影響評価ケース>

- a. ウェットウェル (W/W) ベントケース (図4-1)
約32時間後にW/Wからのベントを実施
- b. ドライウェル (D/W) ベントケース (図4-2)
約32時間後にD/Wからのベントを実施

○希ガス

希ガスについては、W/Wベントにおいてもスクラビングによる除去は期待できないため、ベントラインの違いによる希ガス放出量には差異がほぼない。ベント時の希ガス放出量に関してD/WベントのケースはW/Wベントケースの約1.0倍となる。

○よう素

D/Wベントでは、W/Wスクラビング効果がなくなり、よう素放出量は増加する。敷地境界での内部被ばくに関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約1.1倍に増加する。

○Cs-137

D/Wベントにおいては、ベント時のW/Wスクラビング効果がなくなり、Cs-137放出量は増加する。ベント時のCs-137放出量に関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約1600倍に増加する。

以上に示すとおり、D/Wベントとすることで、内部被ばくを含めた総被ばく量が増加する。また、Cs-137放出量も増加することから、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

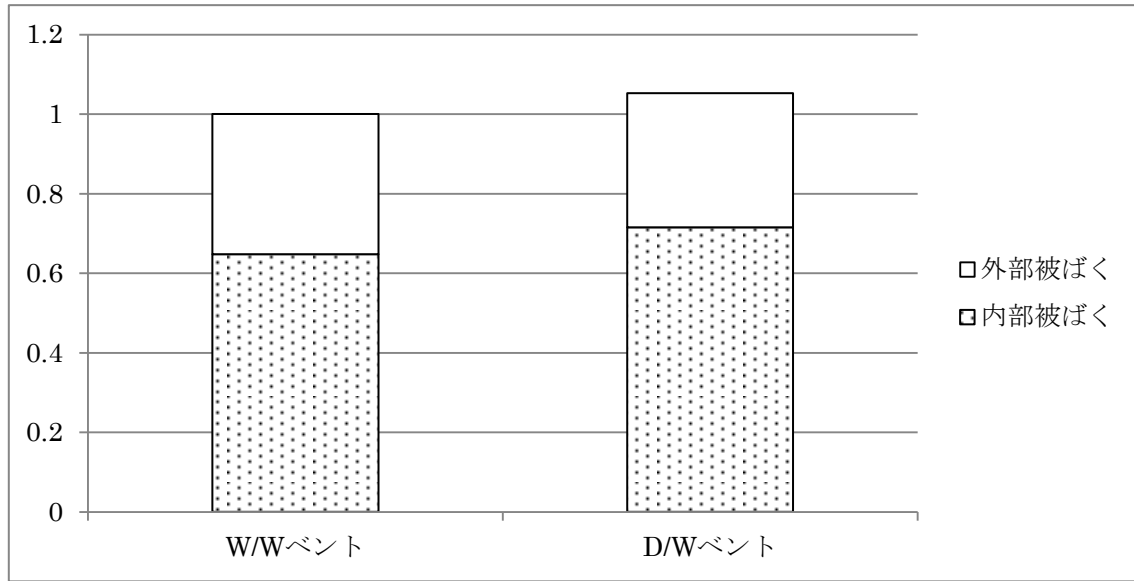


図3 敷地境界における被ばく量の相対値(ベントラインの違いによる影響)

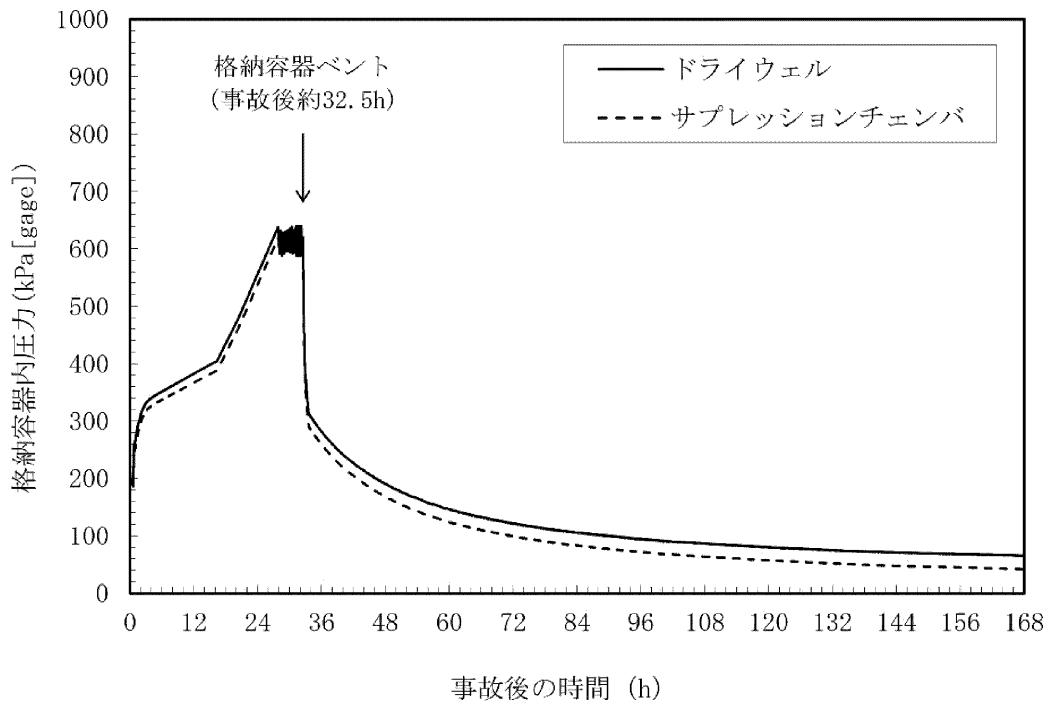


図 4-1 W/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

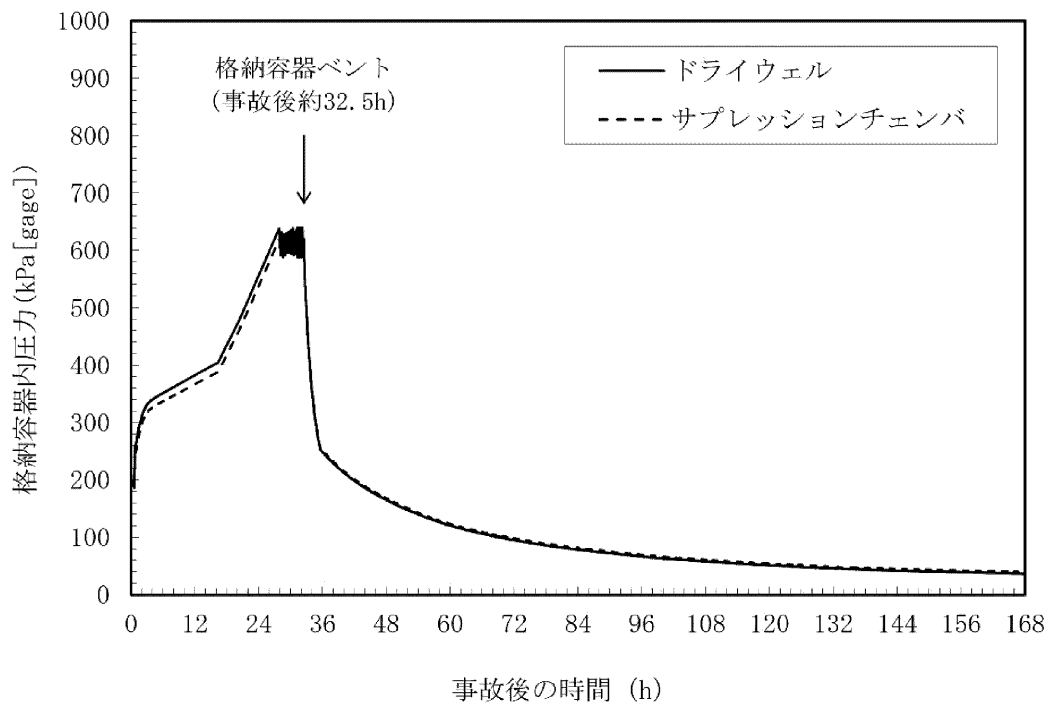


図 4-2 D/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

(5) まとめ

敷地境界における被ばくについてベントラインの変更による影響は限定的である。また、被ばく量及び長期にわたる土壤汚染を抑制する観点では、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、島根原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的である。

水素の滞留に対する設計上の考慮について

炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合には、ジルコニウム-水反応等で大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これを考慮し、島根 2 号炉を含む BWR プラントにおいては、プラント通常運転中に原子炉格納容器内を窒素で不活性化しており、水素爆発を防止する設計としている。

格納容器圧力逃がし装置である格納容器フィルタベント系は、同様の設計思想で、プラント通常運転中は系統内を窒素で不活性化し、排出経路での水素爆発を防止する設計としている。また、ベント後収束モードにおける水素爆発防止対策として、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化ができる設計としている（別紙 32）。水素濃度測定装置は、水素が系統内から確実に排気されていることを確認するため、フィルタ装置出口配管に設置する。

(1) 系統の水素爆発防止対策

系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。

- a. 格納容器フィルタベント系の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、水素の滞留やドレン溜まりが出来ないようなルート構成としている。具体的には、出来るだけローポイント・ハイポイントが出来ないルート構成とし、ハイポイントからは連続下り勾配、ローポイントからは連続上り勾配になるように設定している。格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 1、配管ルート全体鳥瞰図を図 2-1 から図 2-3 に示す。
- b. 主配管から分岐している枝管については、「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン (第 3 版)」に基づき評価設計し、水平枝管 (水平及び上り勾配)、上向き枝管もしくは組合せ枝管に該当する箇所についても換気可能な構成としている。

他系統との隔離弁のうち、原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) 及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁 (AV226-11) までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。また、非常用ガス処理系との隔離弁 (AV226-12) までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いので、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるベントラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第 1 弁 (MV217-4) までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短い

- ため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第1弁（MV217-5）までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。（図2-2参照）
- c. 容器についても、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」の考え方を準用して評価設計している。上向き枝管に相当する銀ゼオライト容器のマンホール部については、容器に保温施工を行うことにより、放熱により蒸気が凝縮し水素が蓄積することを防止し、また閉止端までの長さが短いことから、マンホール部頂部までガスが循環し、換気可能と評価している。
 - d. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合の格納容器フィルタベント系の各運転モードにおいて、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発の防止対策を行っている。

以下に、格納容器フィルタベント系の各運転モードにおける具体的な設計上の考慮を示す。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化し、水素爆発を防止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、原子炉格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設けている。

格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）の水素爆発防止対策概要を図3に示す。

【系統待機モード②】：SA時、ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、原子炉格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水-金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器からのガス流入はないため、系統の不活性化が保たれる。

格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）の水素爆発防止対策概要を図4に示す。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

ベント開始により、原子炉格納容器内に蓄積された系統待機モード②の状態のガス（蒸気、窒素、水素等）が系統内に流入するが、ベント開始直後の系統の昇温に伴う蒸気の凝縮を考慮しても排気口から空気が格納容器フィルタベント系内に逆流することはないことから、格納容器フィルタベント系は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。（注記参照）

また、ベントにより、当初封入された窒素は系外に排出されるが、原子炉格納容器から系統内に流入するガスの大半は蒸気であるため、水素爆発は発生しない。

格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）の水素爆発防止対策概要を図5に示す。

【注記：対向流が発生しない理由】

格納容器ベント実施直後は、蒸気、窒素、水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、蒸気の一部はスクラビング水に熱を奪われ凝縮する。スクラビング水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間（1時間以内）水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上のことより、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しない。

【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降

大半の放射性物質が捕集され、移行がなくなった状態であるベント後収束モードでは、プラント状態により、ベント弁の開運用と閉運用がある。それぞれにおける水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

①ベント弁「開」運用

ベント弁開運用の場合は、原子炉格納容器及びスクラバ容器内の保有水から、水の放射線分解による水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が継続的に発生するが、系統内は飽和状態で、ほぼ蒸気100%の環境でベントが長期間継続される。従って、そのような状況が継続される間は、水素濃度が可燃限界に達することはなく、水素爆発は発生しない。

系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を行うこともできるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）の水素爆発防止対策概要を図6に示す。

②ベント弁「閉」運用

原子炉格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合等にベント弁を閉する可能性があるが、その際は、ベント弁閉前に可搬式窒素供給装置による窒素供給で、原子炉格納容器等の隔離する空間を十分に不活性化することにより、水素爆発の防止を図る。

ベント弁閉後格納容器フィルタベント系では、スクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水

素蓄積が懸念される場合は、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を行うこともできるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード②）の水素爆発防止対策概要を図7に示す

(2) 系統の水素濃度監視

(1)で示した各モードについて、水素濃度監視は以下のように設定している。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

【系統待機モード②】：SA時、ベント前

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要であるが、ベント実施までに水素濃度測定装置を準備する。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

系統内に水素は持ち込まれるが、蒸気発生量が非常に大きく、水素濃度が可燃限界近くまで変動する可能性は考えにくい。そのため水素濃度監視は、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に、その効果を確認する意味で必要により実施する。水素濃度測定装置は、フィルタ装置出口配管に設置する。

格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるベント時の蒸気流量を図8、格納容器内の気相濃度の変化（ウェット条件）を図9に示す。

【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降

ベント弁の開運用と閉運用ともに、ベント運転モードの水素濃度監視に同じである。

格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度の評価を以下に示す。

①ベント弁「開」運用

格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内における水素発生量と窒素供給量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるMAAP解析結果より とする。
- ・格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。
- ・窒素供給量は 100 m³/h[normal]とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}$$

ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失）における蒸気発生量は、事故発生 30 日後においても $\boxed{}$ であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。

②ベント弁「閉」運用

スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラバ容器において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である 370kW を想定する。

$$\cdot \boxed{}$$

- ・放射線吸収割合は $\boxed{}$ とする。

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

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}$$

また、スクラビング水が未飽和となる場合のフィルタ装置において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定する。

$$\cdot \boxed{}$$

- ・放射線吸収割合は $\boxed{}$ とする。

- ・窒素供給量は 100m³/h[normal] とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

$$\begin{aligned}
\text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 10^6 \times [\text{G}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\
&\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\
&= 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\
&\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \boxed{} \\
&= \boxed{} \text{ (m}^3\text{/h[normal])} \\
\text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}
\end{aligned}$$

ここでは保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定しているが、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量の約 8.9×10^{-3} kW を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。

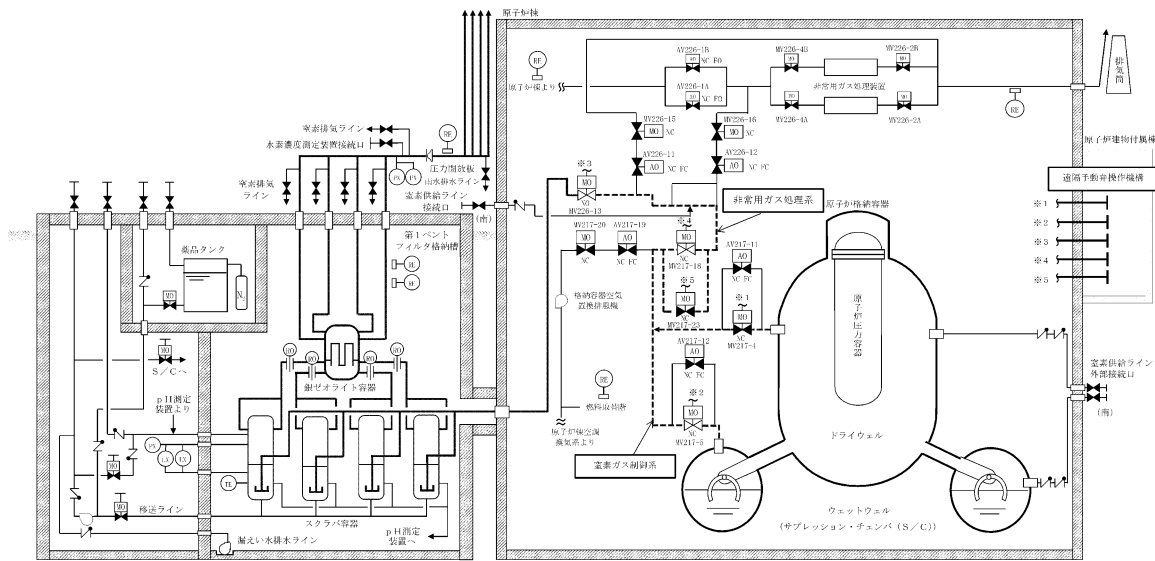


図1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

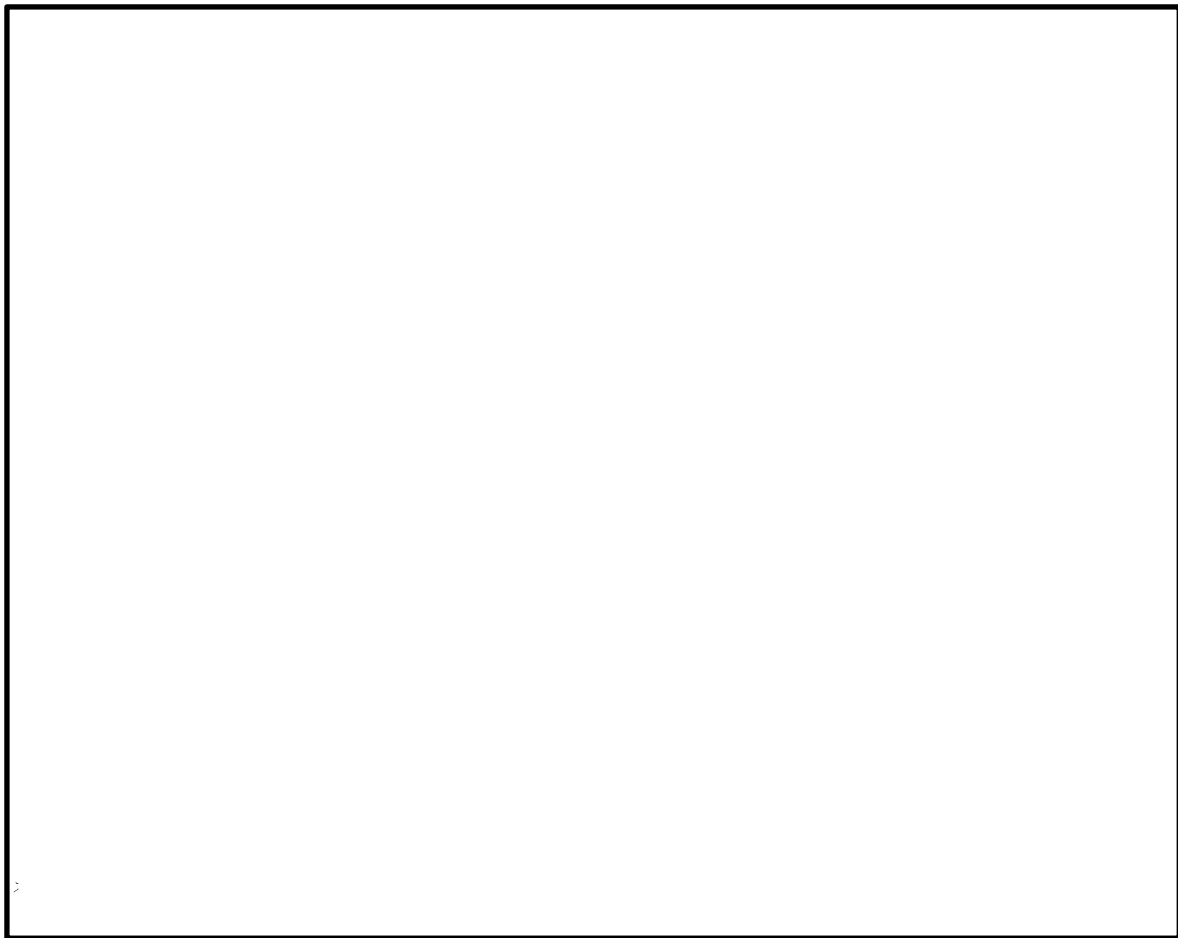


図2-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

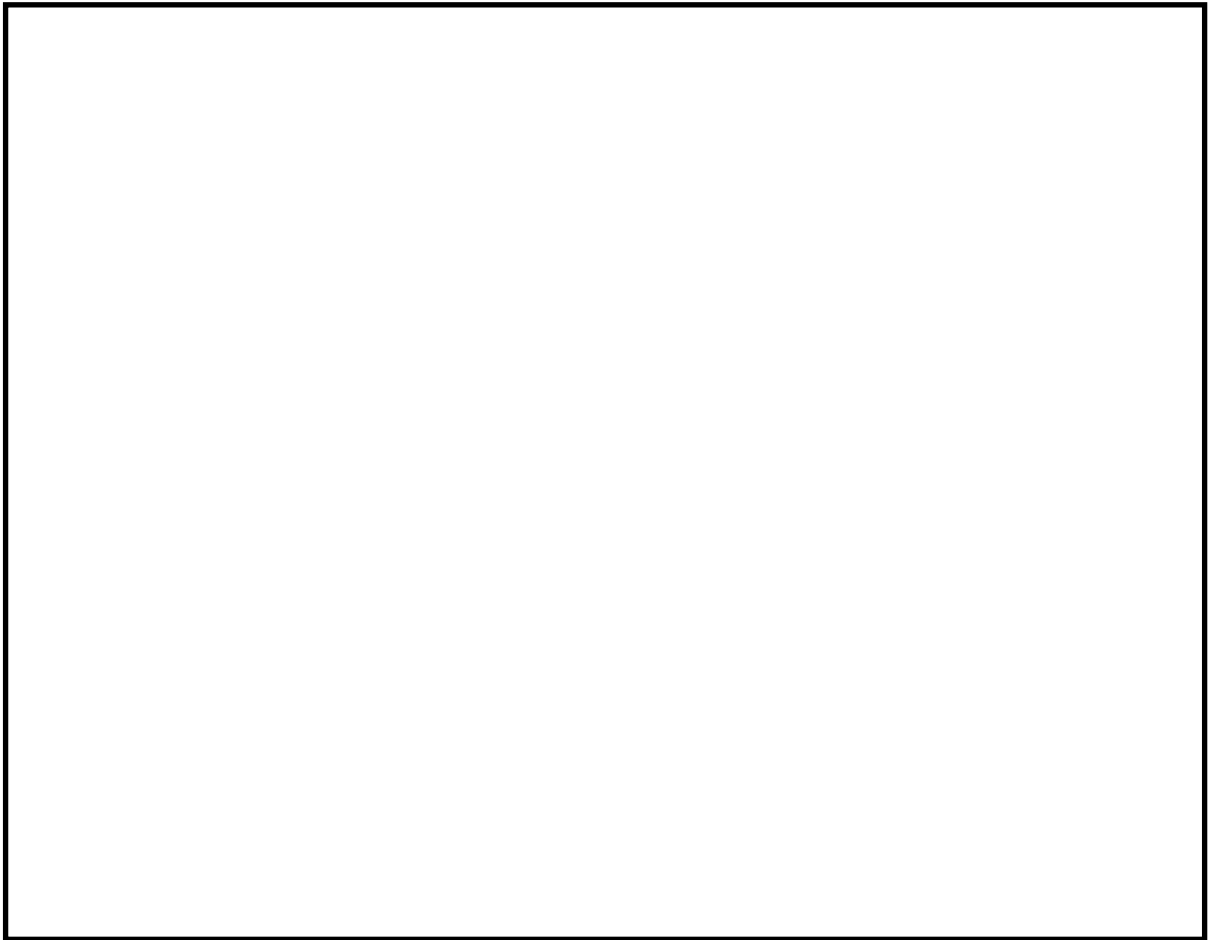


図 2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図



図 2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

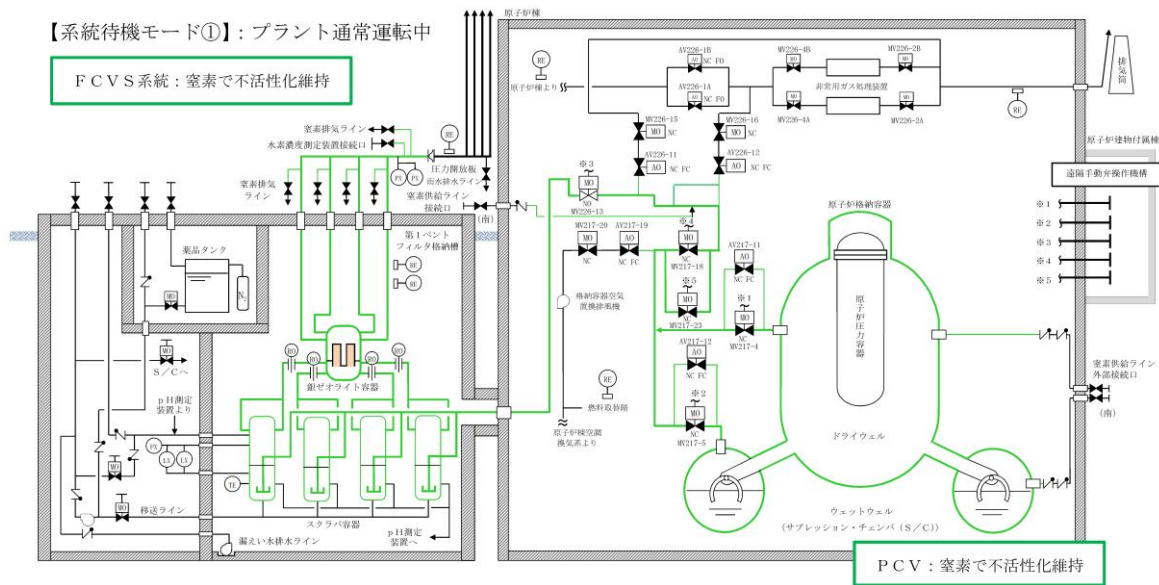


図3 格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）水素爆発防止対策

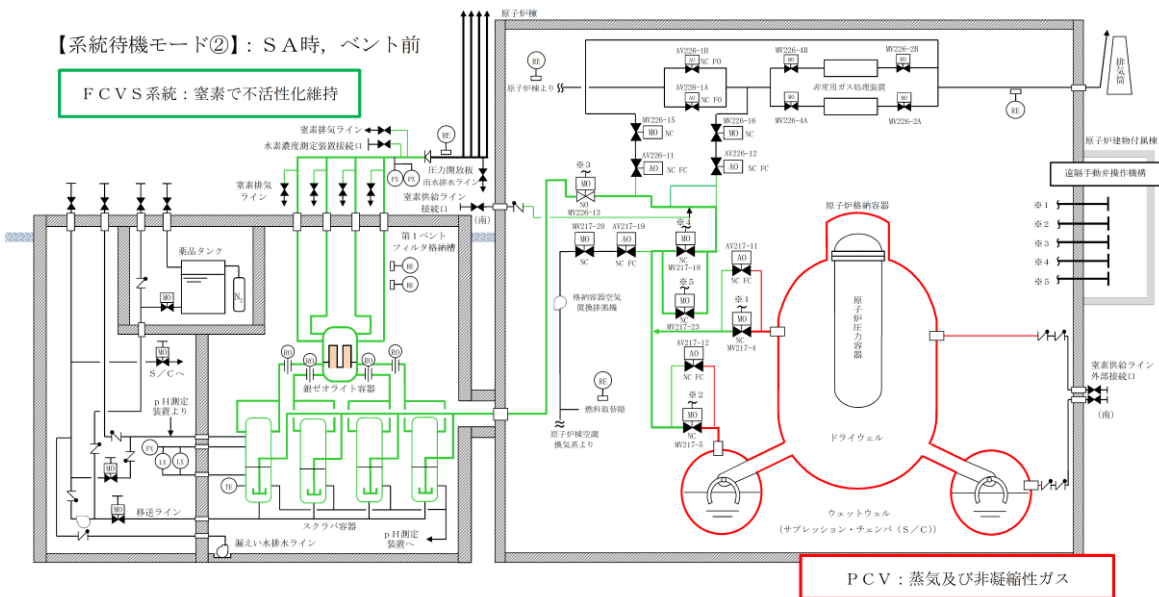


図4 格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）水素爆発防止対策

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

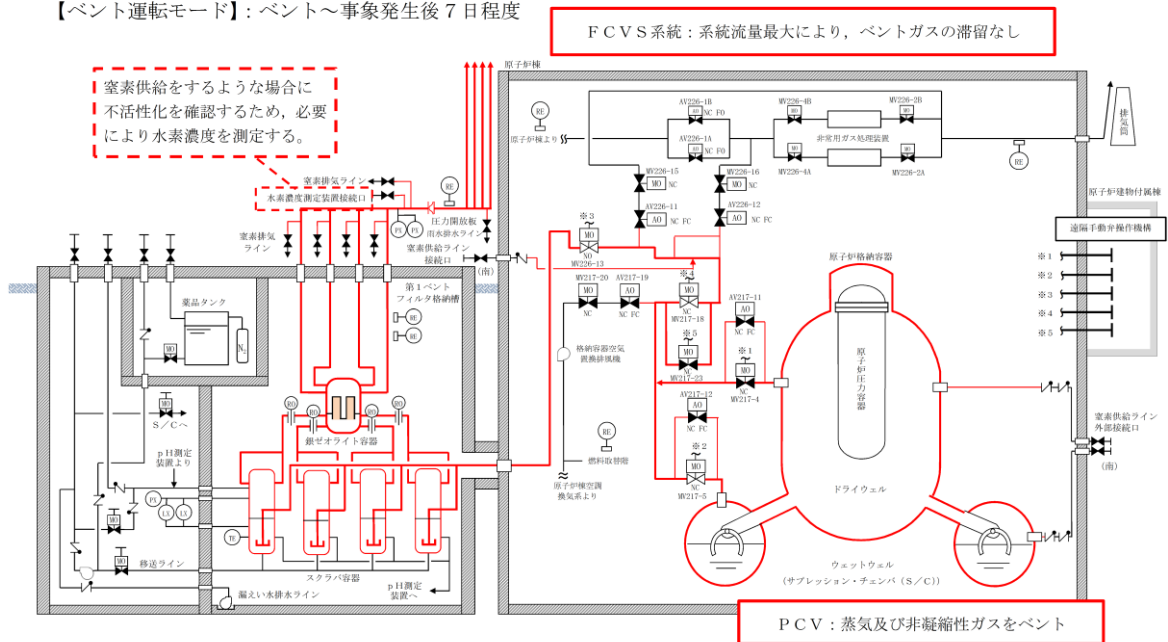


図5 格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁開）】：事象発生後7日以降

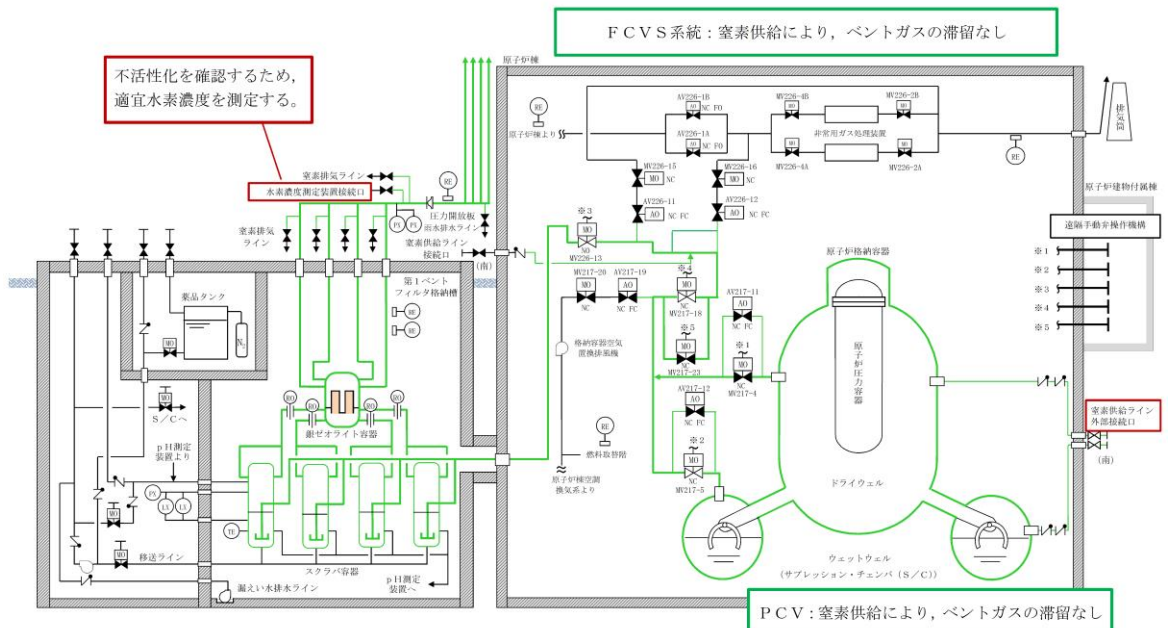


図6 格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）水素爆発防止対策

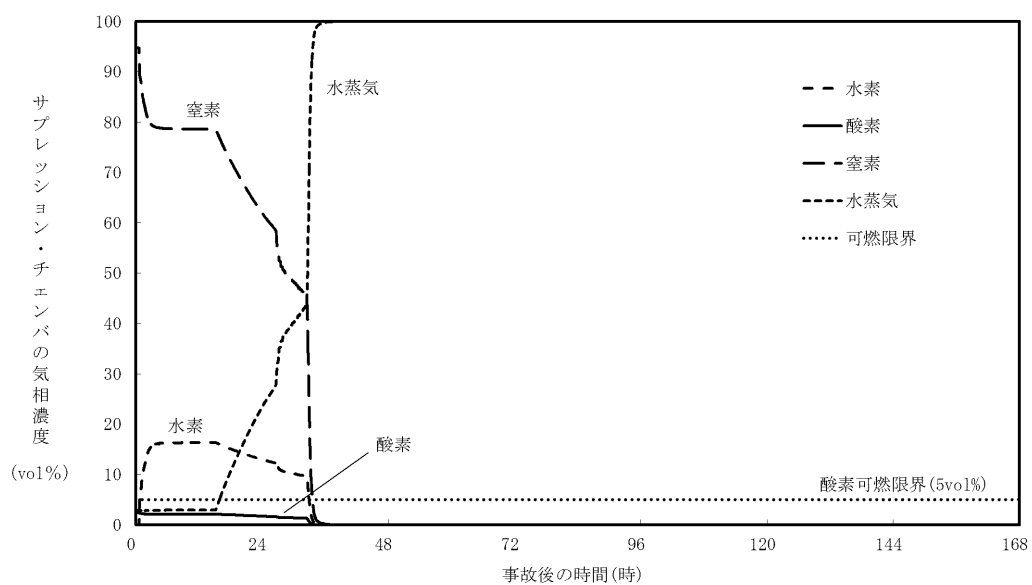
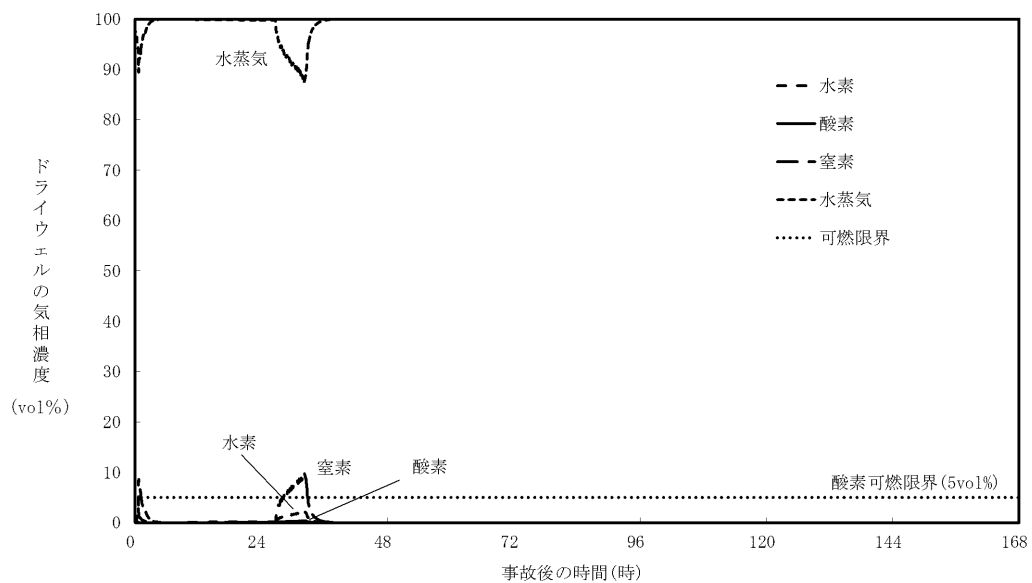


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化 (ウェット条件)

(参考1) 銀ゼオライト容器の流動解析結果

銀ゼオライト容器で上向き枝管に相当するマンホール部頂部への水素の蓄積は、蒸気の凝縮により水素濃度が徐々に増加することにより生じると考えられるが、ガスが循環する流れによる換気作用がある場合は水素が蓄積することはないと考えられるため、マンホール部内のガスの流れを確認することを目的として流動解析を行った。

(a) 解析条件

銀ゼオライト容器の解析は、容器の対称性を考慮して1/4セクタモデルとし、汎用熱流体解析プログラム STAR-CCM+を用いて解析を行った。

ベント運転中としてガス流量を蒸気流量 9.8kg/s 、ガス温度を 130°C とした。また、循環するガス流量が最も小さい場合としてベント後長期を想定し、ガス流量を小さく見積もるため蒸気流量は考慮せず、可搬式窒素供給装置による窒素ガス流量である $100\text{m}^3/\text{h}$ 、ガス温度を 100°C とした。なお、保温材 を考慮し、周囲環境温度は 40°C とした。

(b) 解析結果及び評価

銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れを図1、流動解析結果を図2、3に示す。容器入口から流入したガスは、銀ゼオライトフィルタ二層（内層、外層）の間からフィルタを通過し、銀ゼオライト内層の内側で上昇流が生じ、上部鏡板壁面に沿って容器出口へ至る流れが確認できた。また、銀ゼオライト内層の内側の上昇流の影響により、直上にあるマンホール部頂部までガスが循環する流れが認められた。

「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」では下降流速 1mm/s の流れが生じれば換気されるとあるが、流動解析結果ではマンホール部内で cm/s オーダーの下降流速が確認されており、水素はマンホール部内から排出され、銀ゼオライト容器外に押し出されると評価できる。

ここでは、流体として水素を含めていないが、銀ゼオライト容器内のガスの流れによる換気作用を確認するための流動解析であり、水素濃度は非常に小さいことから、その影響は無視できると考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

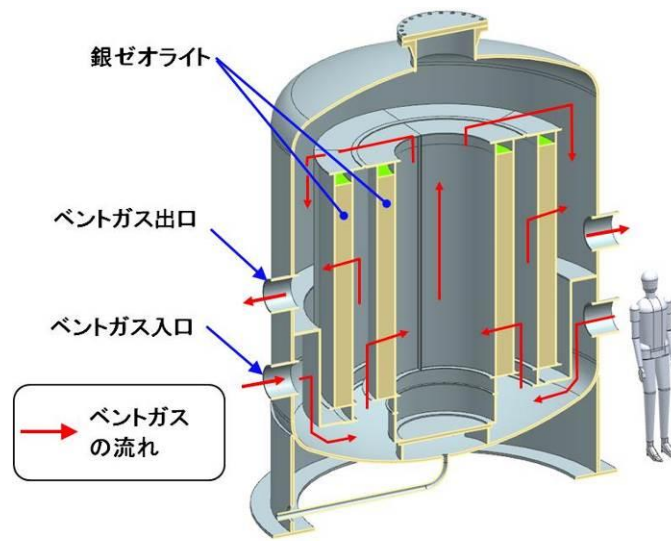


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

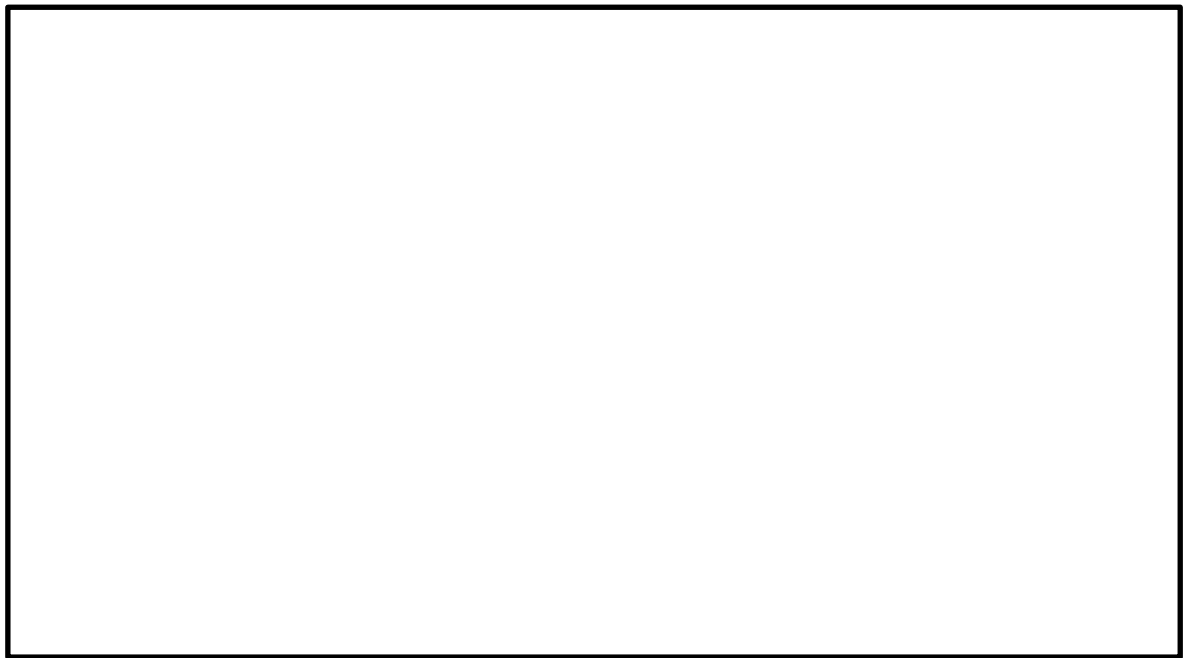


図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント運転中）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

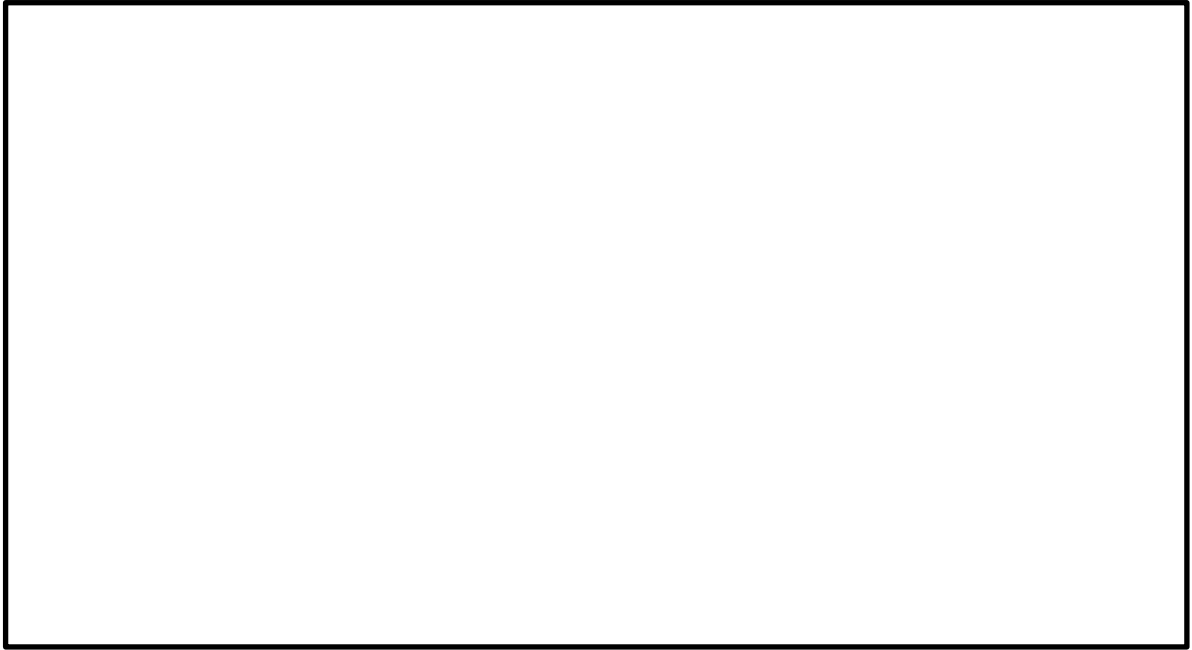


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント後長期）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考2) シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスについて

シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスとして、主に金属-水反応による水素発生、水の放射線分解による水素及び酸素の発生その他、原子炉压力容器破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による一酸化炭素の発生が想定されるため、一酸化炭素の影響について確認する。

有効性評価の溶融炉心・コンクリート相互作用における一酸化炭素発生量は、ペDESTAL内の壁面コンクリートが [] 侵食されることで [] [] となる。

格納容器気相容積が [] であることから、[] の一酸化炭素が格納容器気相部に均一に分布すると仮定した場合、一酸化炭素濃度は約 0.004%程度となるが、一酸化炭素の可燃限界濃度は 12.5%であることから、発生する一酸化炭素濃度は可燃限界濃度よりはるかに低い。

(参考3) ドレン移送ライン使用時における格納容器内への
空気流入影響について

ドレン移送ラインについては、図1のようにドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水することとしているが、スクラビング水を排水する際に、ドレン移送ポンプ下流側配管の水張りができない範囲の空気については、スクラビング水と同時にサプレッション・チェンバへ流入する。

系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積全ての空気量がサプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。

ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³
酸素量 (酸素濃度 21%で算出)	約 0.12m ³
サプレッション・チェンバの空間容積 (サプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)	約 3,190m ³

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

以上より、排水後のサプレッション・チェンバの酸素濃度は

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

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

$$\begin{aligned}(\text{酸素濃度上昇分}) &= (\text{排水後酸素濃度}) - (\text{排水前酸素濃度}) \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.03\%\end{aligned}$$

ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気 (酸素) が全てサプレッション・チェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.03 未満であり、酸素の可燃限界濃度である 5%に対して非常に小さいことから問題ない。

フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における 弁操作の詳細メカニズム

隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。

フレキシブルシャフトが接続されているベント弁は、通常状態においては電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作によって、モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。

人力操作の際は、弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い、フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。

なお、手動操作時に電源が復旧した際は、モータの起動により電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作が可能となる。

オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を図1、電動操作、手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を図2～5に示す。

オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。

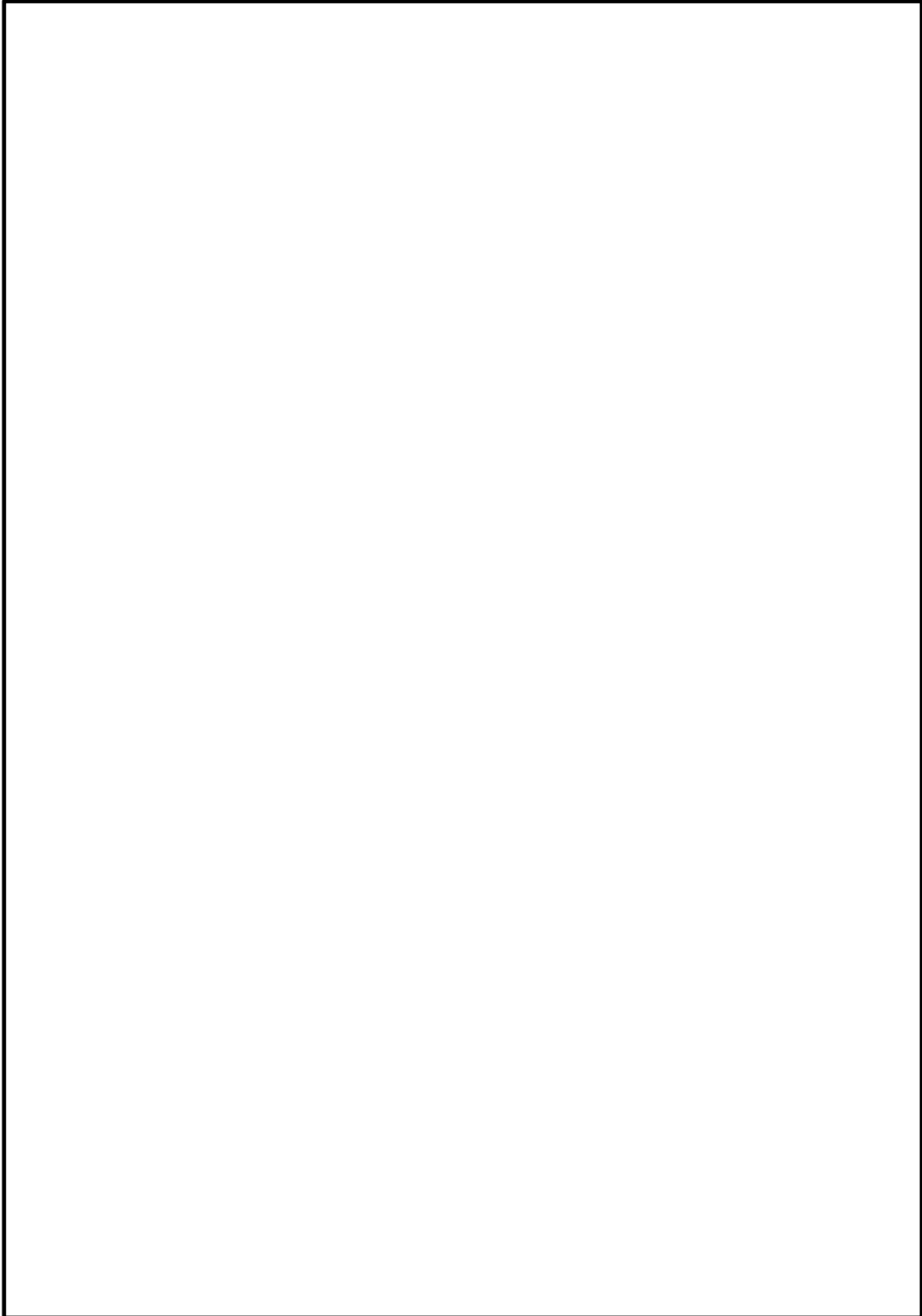


図1 オートデクフラッチ機構付き電気作動弁の概

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別紙3-2

1045

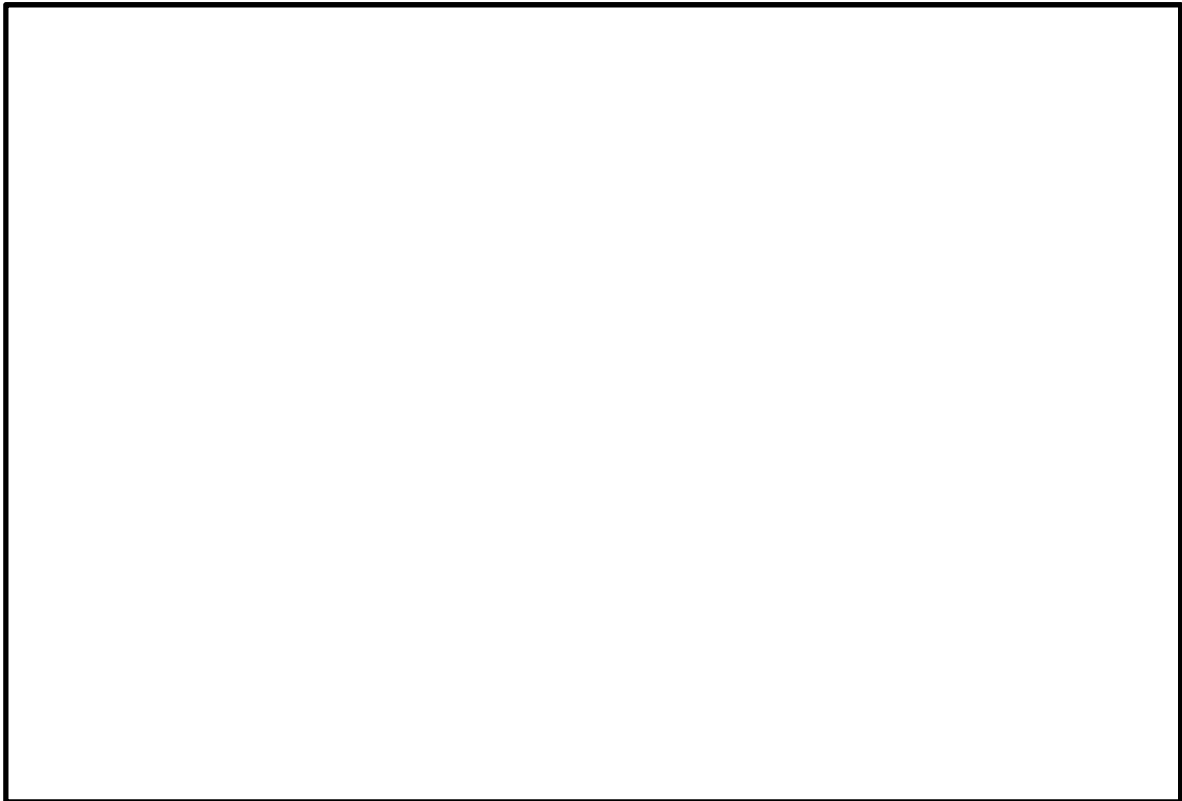


図2 弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））

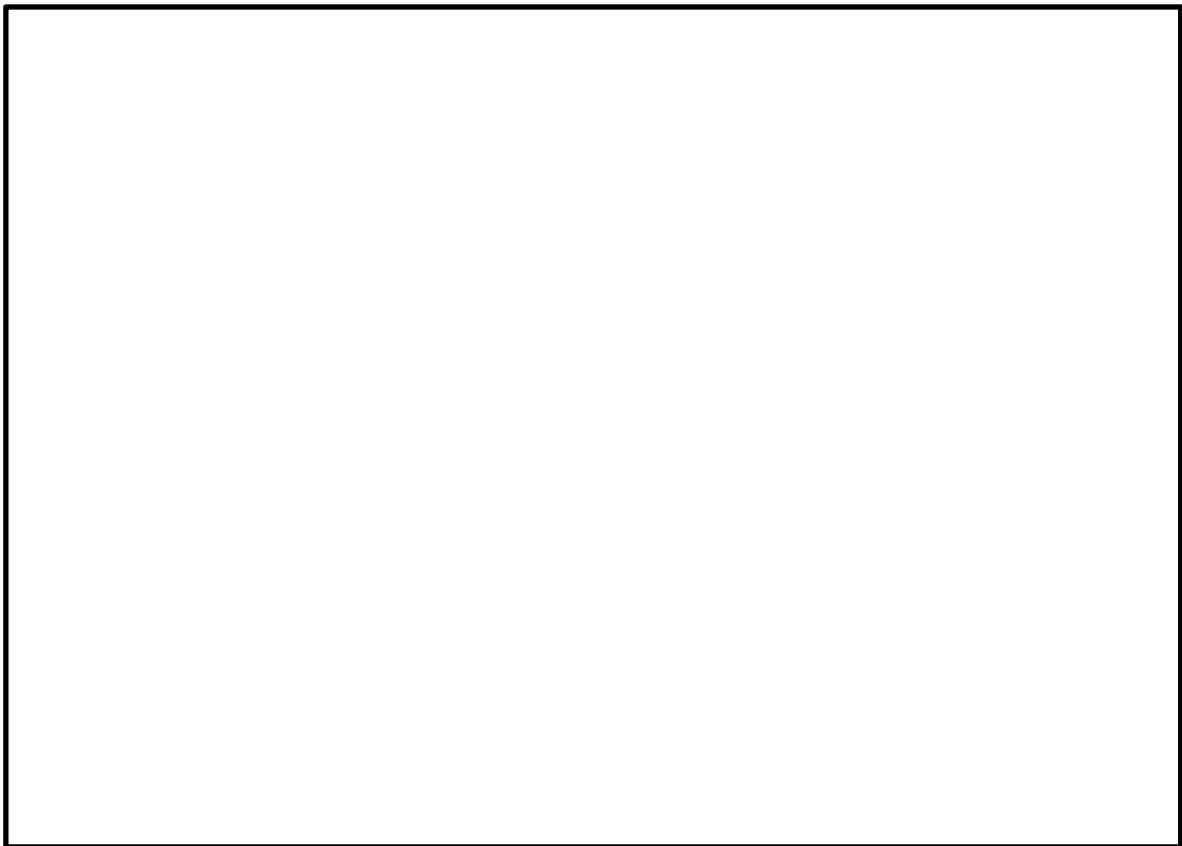


図3 弁駆動部の状態
（通常状態から手動操作位置への切替え（オートデクラッチ））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

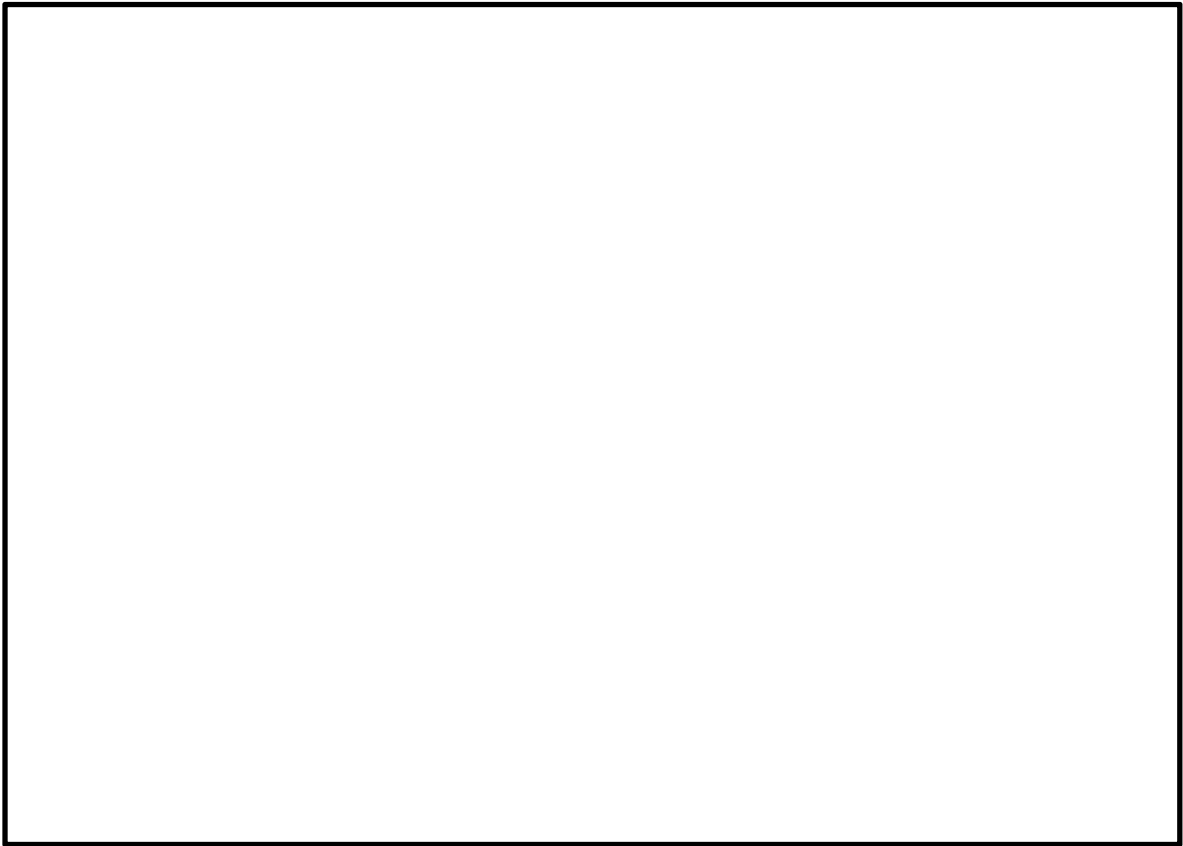


図4 弁駆動部の状態（手動操作時）

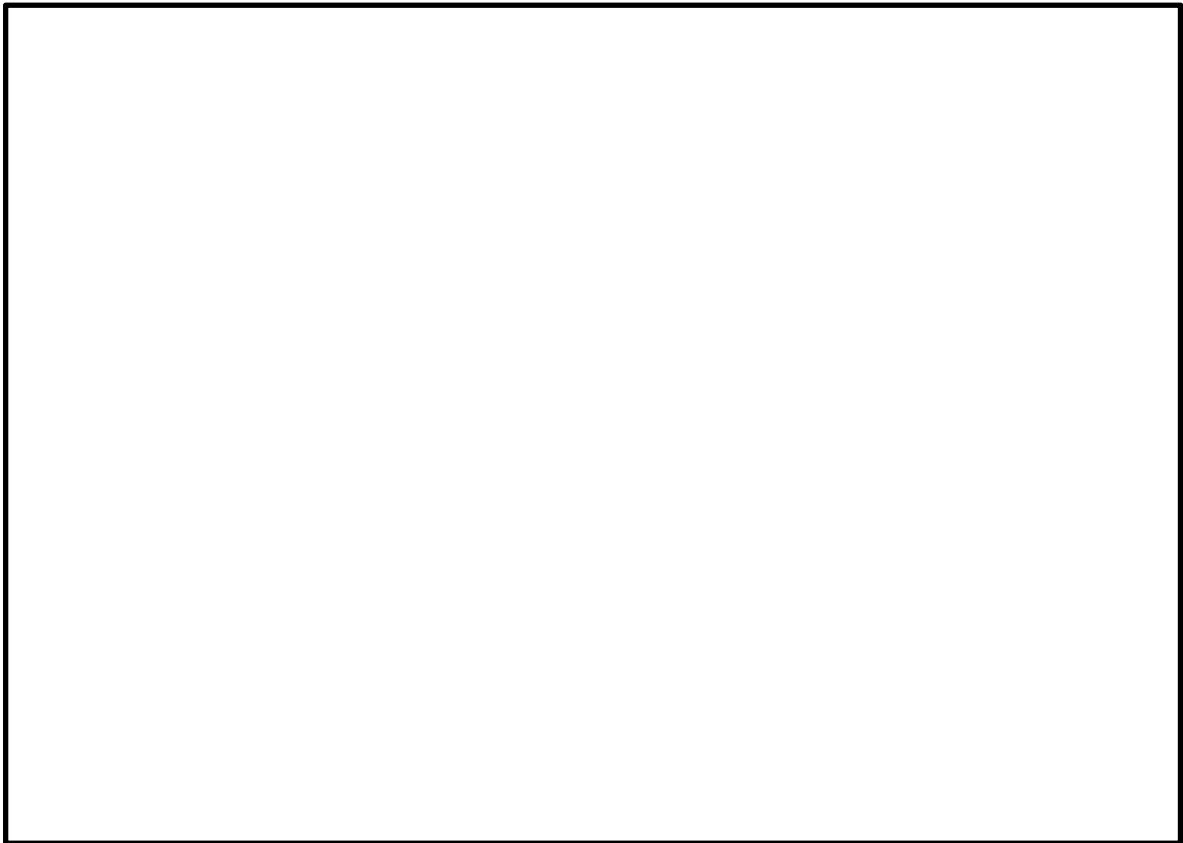


図5 弁駆動部の状態（手動操作位置から電動操作位置への自動復帰）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について

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

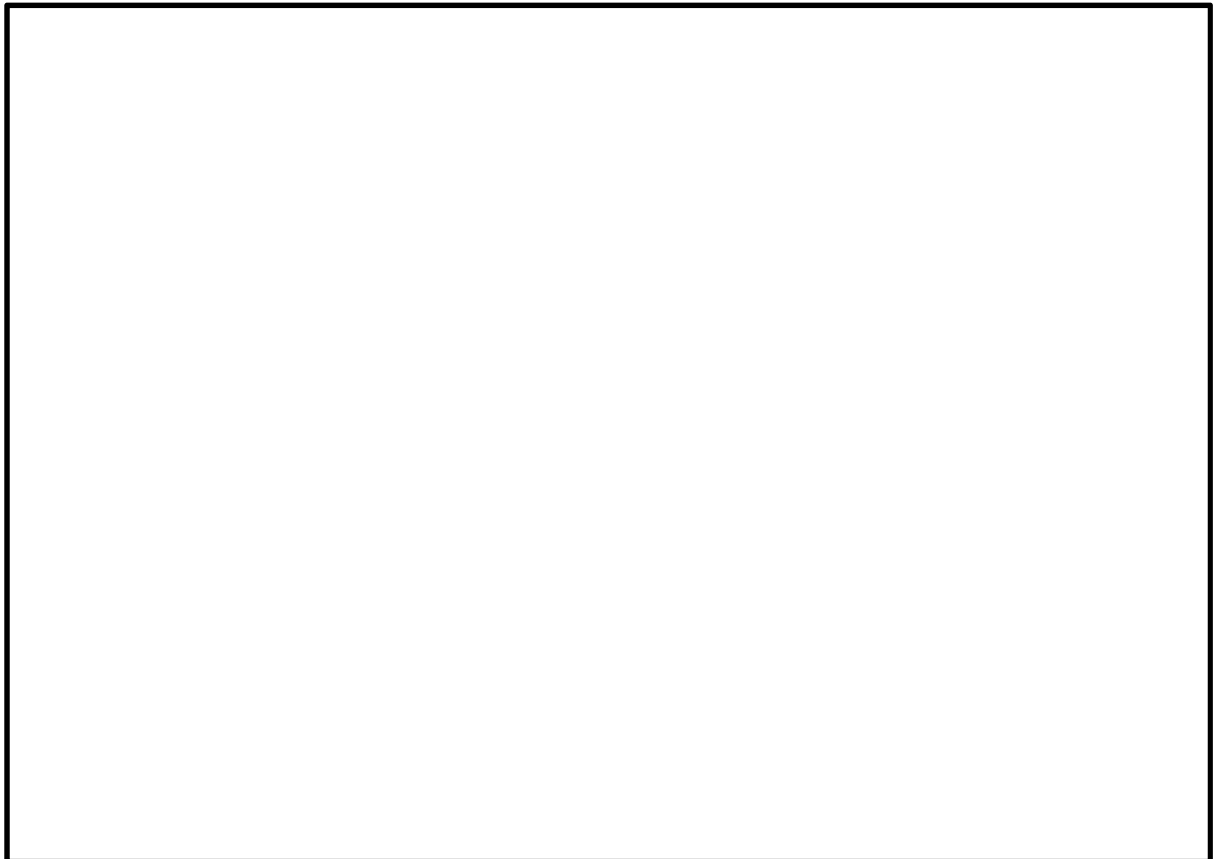


図 1 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その 1)

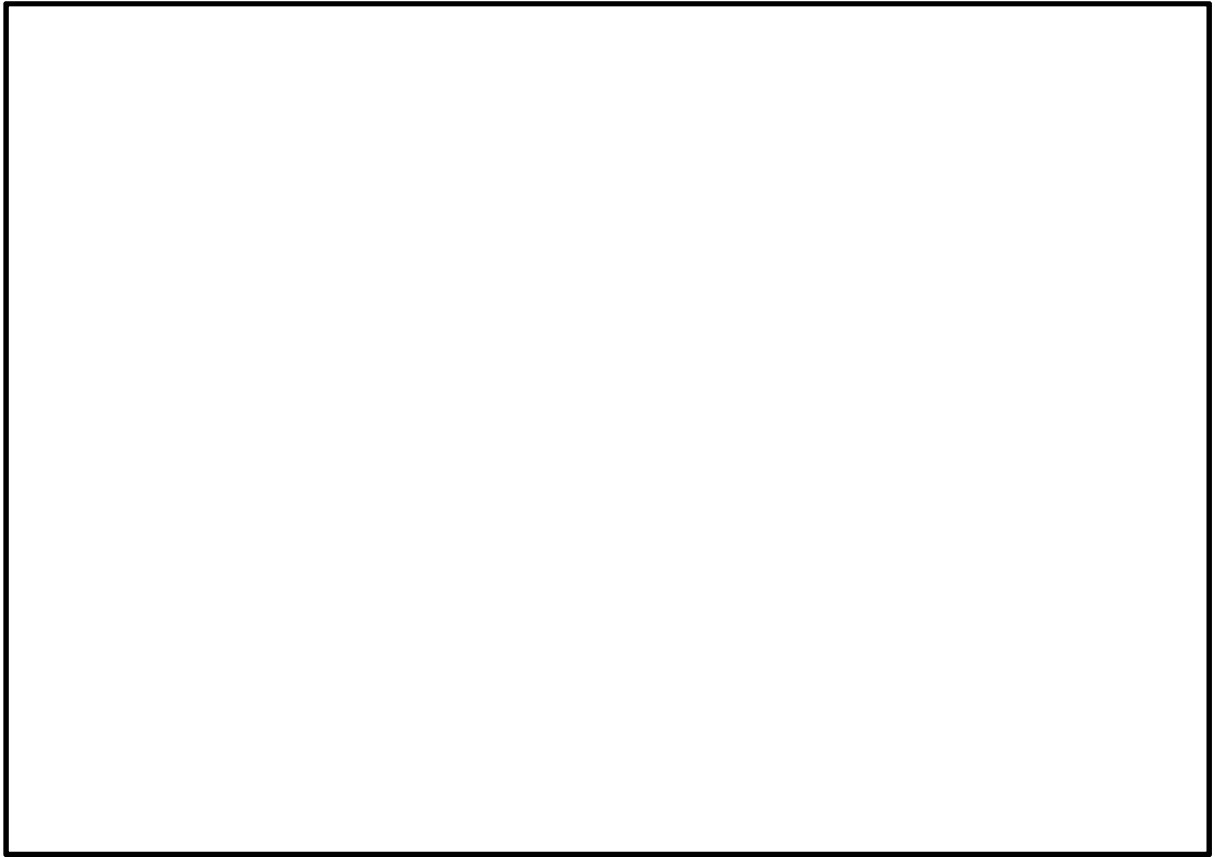


図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

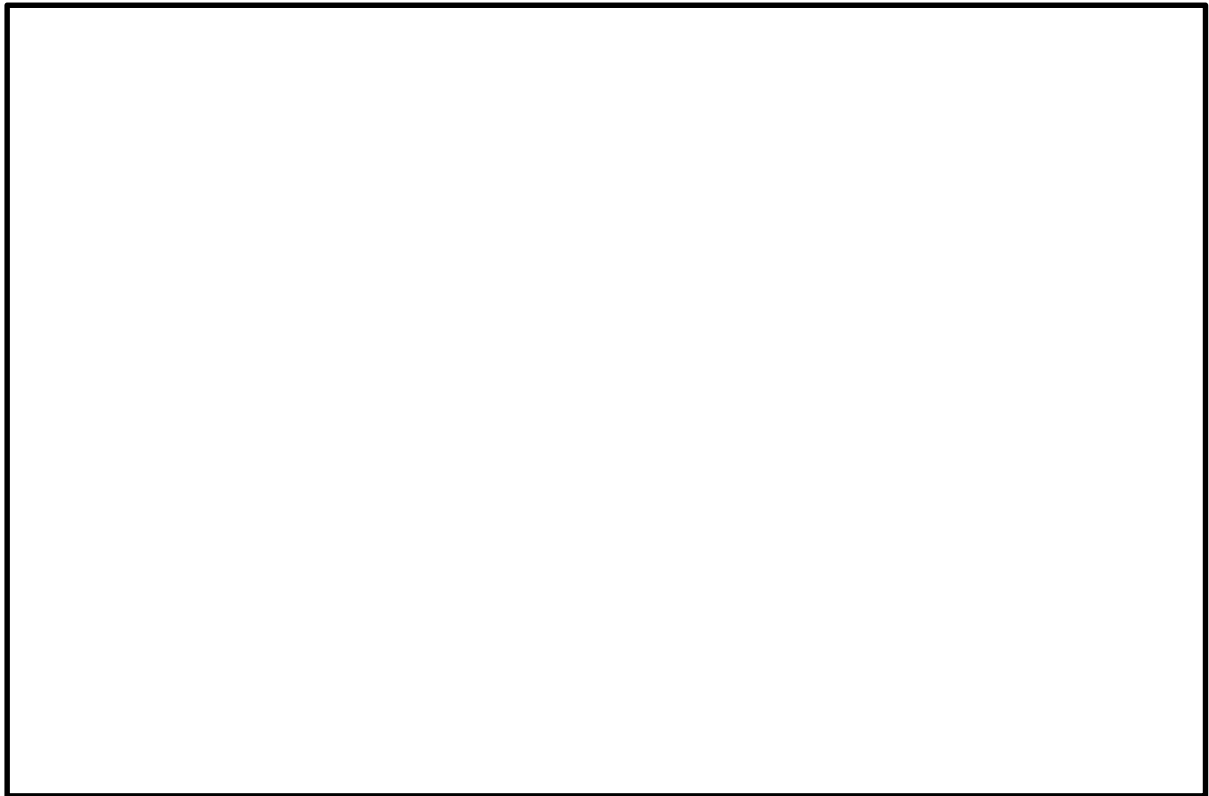


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

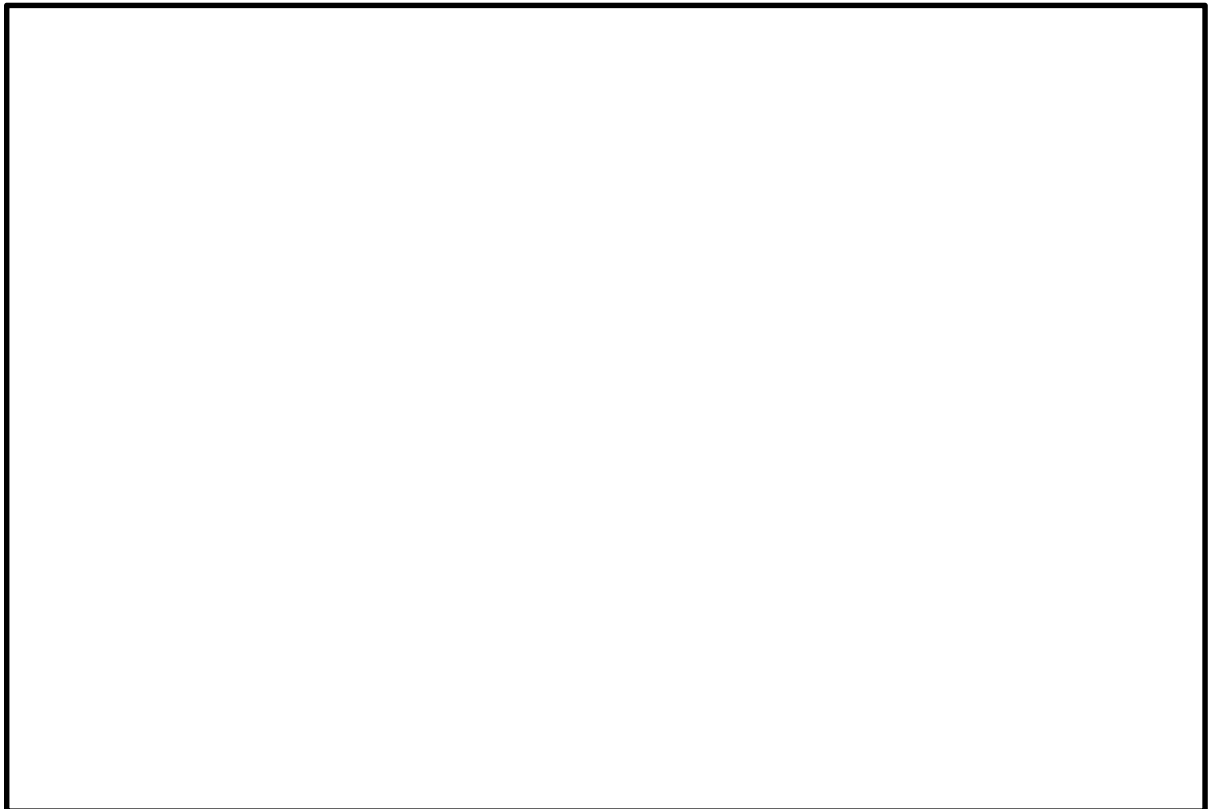


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(1) 遠隔手動弁操作機構

a. 概要

ベント弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成としている。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクを伝達可能な構造とし、操作に必要なトルクは、容易に回転できるように設計している。また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。遠隔手動弁操作機構の模式図を図5に示す。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表1に示す。

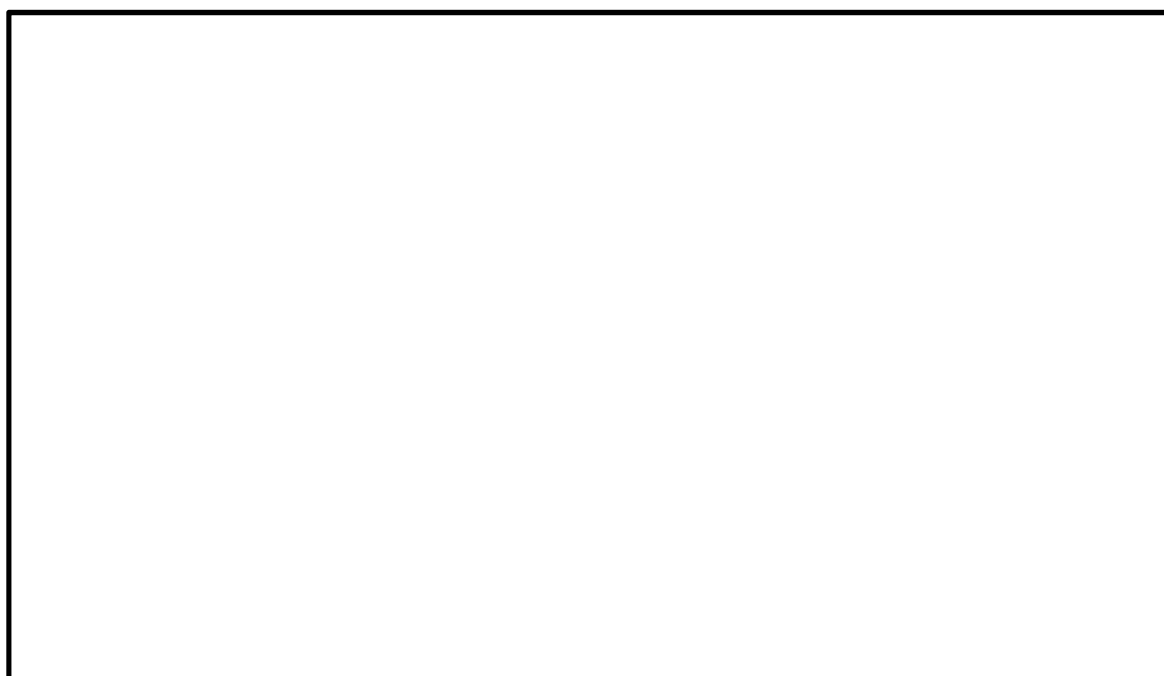


図5 遠隔手動弁操作機構の模式図

表1 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 (呼び径)	第一弁 (W/W側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約 23m	約 27m	約 22, 23m
ハンドル 回転数	約 4,000 回	約 4,000 回	約 700 回

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. モックアップ試験

遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験装置にはベント弁と同構造の500Aのバタフライ弁を用いており、フレキシブルシャフトの長さは約33m、曲げ箇所は11箇所としてベント弁の遠隔手動弁操作機構の条件を可能な限り模擬した。

モックアップ試験は、格納容器圧力2Pd (853kPa[gage])の差圧をかけて実施した。また、燃料破損後のベント操作を想定し、セルフエアーセット、タングステンベスト及びタイベック等を着用し、操作員2名が交替しながら弁操作を実施した。

モックアップ試験概略を図6、モックアップ試験結果を表2に示す。

モックアップ弁より呼び径が大きい第1弁(MV217-4,5:600A)は操作トルクを同等とするため、開又は閉操作に約4000回転必要となるが、モックアップ試験結果に余裕を見て操作速度を80回/分以上とした場合でも、1時間半以内で開又は閉操作可能であると評価できる。

なお、島根2号炉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、A0弁の遠隔手動操作をすることはない。



図6 モックアップ試験概略

表2 モックアップ試験結果

操作時間	操作速度 (平均)	備考
約 29 分	約 100 回/分	<ul style="list-style-type: none"> ・ 弁呼び径 500A ・ 弁前後の差圧 2 P d で実施 ・ 2 名が交替で実施 ・ 操作トルクは約 10 N・m (差圧 2 P d 時は約 20 N・m)

また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（427kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

操作実施後、圧力開放板が動作したことを表 1 に示すパラメータの指示傾向を監視し判断する。

表 1 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

確認パラメータ	指示傾向
原子炉格納容器圧力	指示値が下降する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値が一旦上昇し、その後下降する。
フィルタ装置出口放射線モニタ(低レンジ)	指示値が上昇する。

2. 圧力開放板の凍結による影響について

圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。（別紙 15）

銀ゼオライト容器下流側の圧力開放板出口側は図 1 に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器フィルタベント系の出口配管の頂部放出端から雨水が流入した場合、圧力開放板まで流入する。そのため、圧力開放板の下流側配管に設置している雨水排水ラインを設けることにより、流入した雨水は圧力開放板下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出することができ、配管内で凍結することはない。

一方で、圧力開放板の出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合には圧力開放板表面で水分が凍結する可能性がある。圧力開放板表面が凍結することによる設定圧力での作動影響については、圧力開放板表面を意図的に凍結させ、凍結状態を模擬した破裂試験を実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。

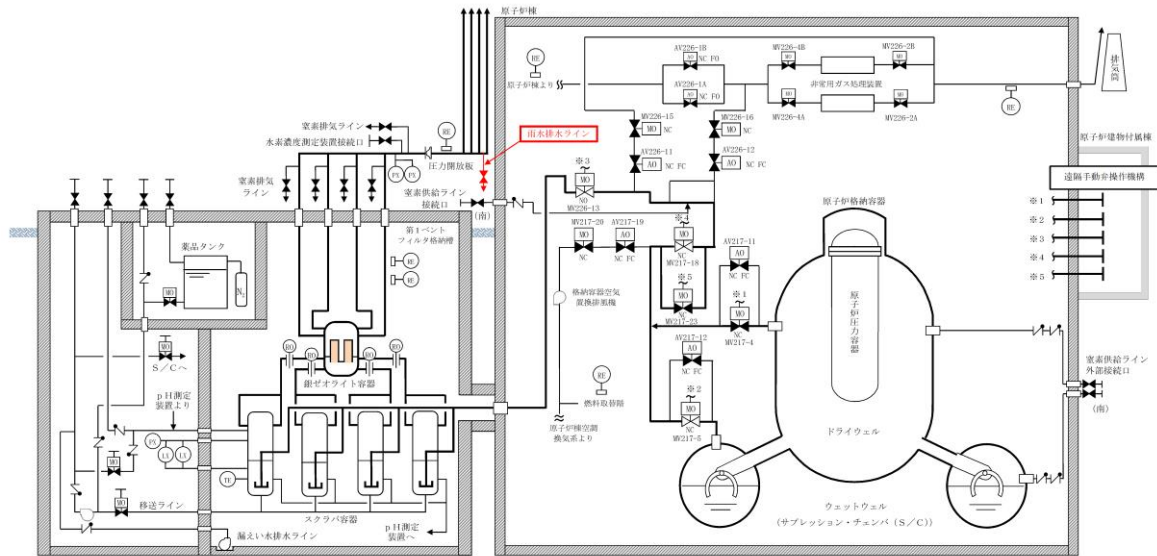


図1 雨水排水ライン系統図

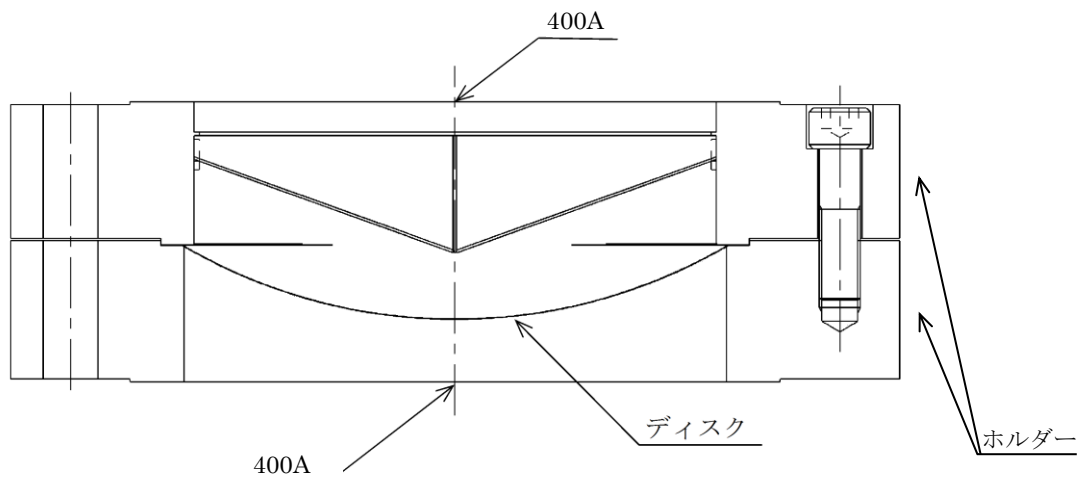


図2 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、事故時に開状態でベント時に低所放出となるリスクを考慮し、プラント通常運転中から閉運用としている。そのため、ラプチャディスクまで雨水が流入することがないように、パトロール時に止め弁を開操作して排水作業を行うこととする。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はスクラバ容器に回収され、原子炉格納容器に移送することが可能である。

3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

圧力開放板の試験内容を表2に示す。ホルダーについて耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認しており、ディスクについては複数（実機取付用、破裂試験用、予備）製作しロット管理を行い、気密試験，耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から，系統に設置する圧力開放板を選定することとしており，破裂圧力の許容差を考慮し80kPa～110kPaで圧力開放板が確実に動作すると考えている。

表2 ラプチャディスク試験内容

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力427kPa以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験，耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器減圧に伴うベント管から
サプレッション・チェンバへの冷却水の流入について

格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり，外部水源からの注水量に関しては，サプレッション・プール通常水位+約 1.3m をベント実施判断基準としている。

格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりであり，対策の概要を図 1 に示す。

- ① 格納容器雰囲気冷却するために，格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行うことにより，格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage] の 1.5 倍である 640kPa[gage] 以下に制御する。
- ② サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後，速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント開始後は，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を継続する。

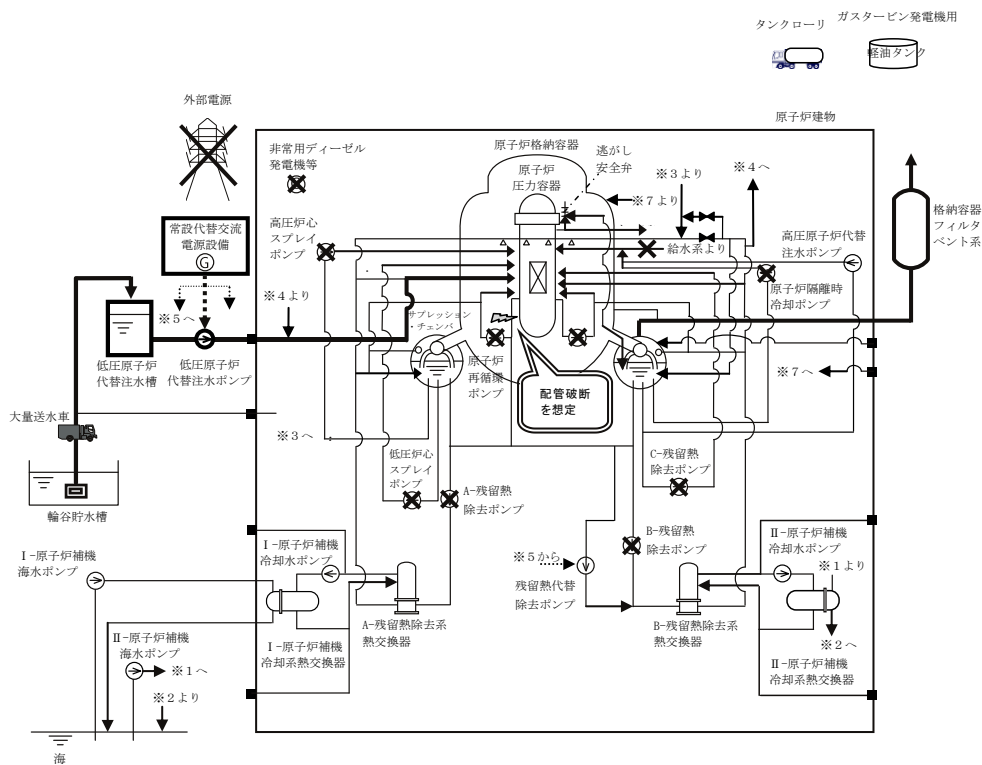


図 1 重大事故等対策概要図

外部水源からの格納容器への注水の挙動を図2～4に示す。

通常運転時，サプレッション・プール水位は真空破壊弁より下の通常水位を維持している。

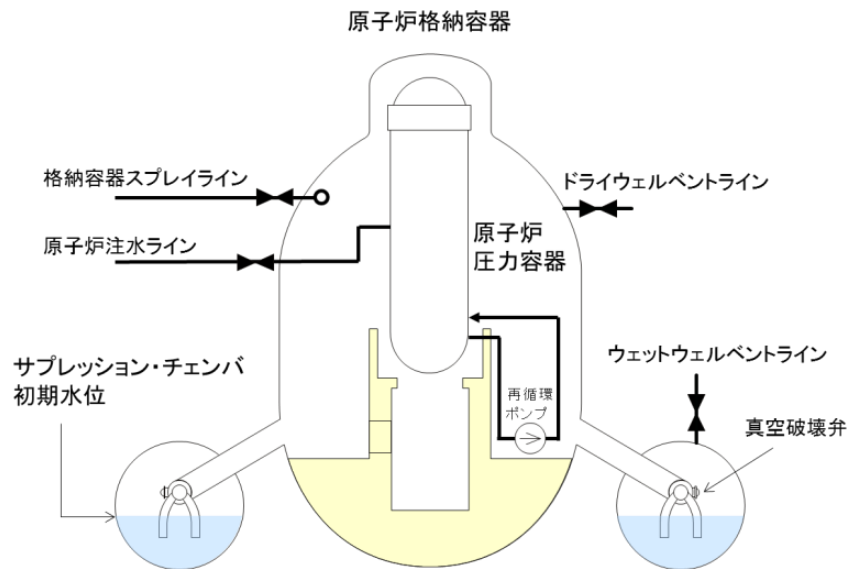


図2 通常運転時の蓄水状態

事象発生後，格納容器への外部水源からの注水（原子炉への注水等）を継続すると，ベント管を通じてドライウェルからサプレッション・チェンバに流入し，サプレッション・プール水位が上昇する。

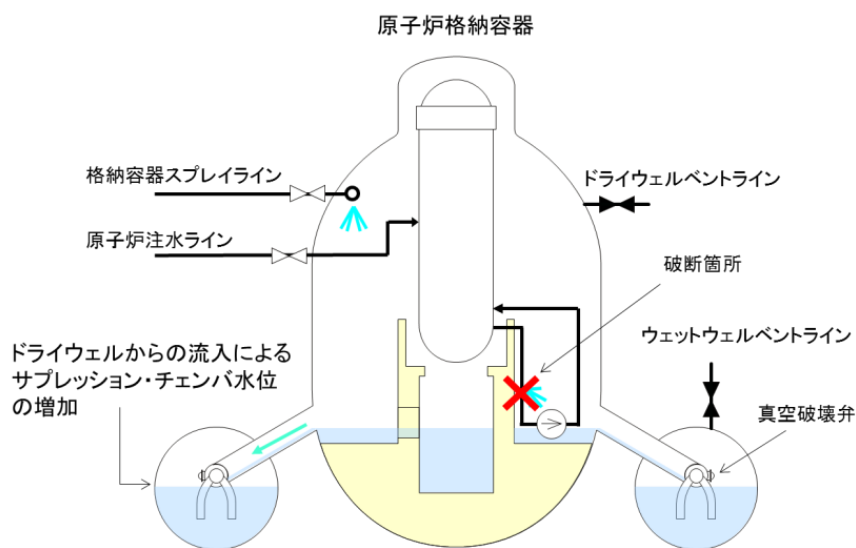


図3 外部水源からの注水開始時の蓄水状態

サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し，その後速やかにウェットウェルベントを実施するため，ベント後のサプレッション・プール水位はベントライン下端に対して余裕がある。

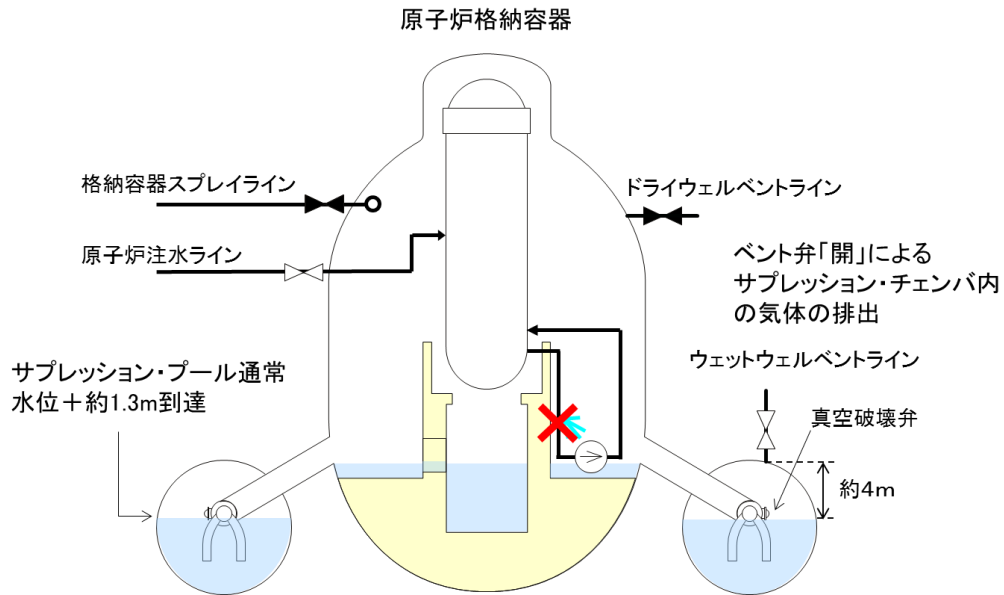


図4 ベント後の状態

(参考) ウェットウェルベントにおける考慮事項について

1. 格納容器内に蓄水する水源について

ウェットウェルベントの実施判断のうちサプレッション・プール通常水位+約 1.3m については，中央制御室により格納容器水位を監視し，サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した場合にベントを開始する運用としているため，外部水源からの注水以外に原子炉圧力容器等からの漏えいがある場合でも，ウェットウェルベントラインが水没することはない。

有効性評価のうち，格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）における外部注水量の内訳を表 1 に示す。外部注水量は格納容器代替スプレイ（約 321m³）の他，原子炉注水（約 999m³）および配管破断に伴う原子炉からの漏水（約 167m³）がある。

なお，制御棒駆動水圧系アキュムレータ（約 2.5m³）およびほう酸水注入系（約 20m³）の水量については流入量が小さく，サプレッション・プール水位の上昇に与える影響は小さいため，ほぼ変化はない。

表 1 格納容器への注水量（格納容器過圧・過温破損モード）

注水元	注水量
格納容器代替スプレイ	約 321 m ³
原子炉注水	約 999 m ³
原子炉からの漏水	約 167 m ³

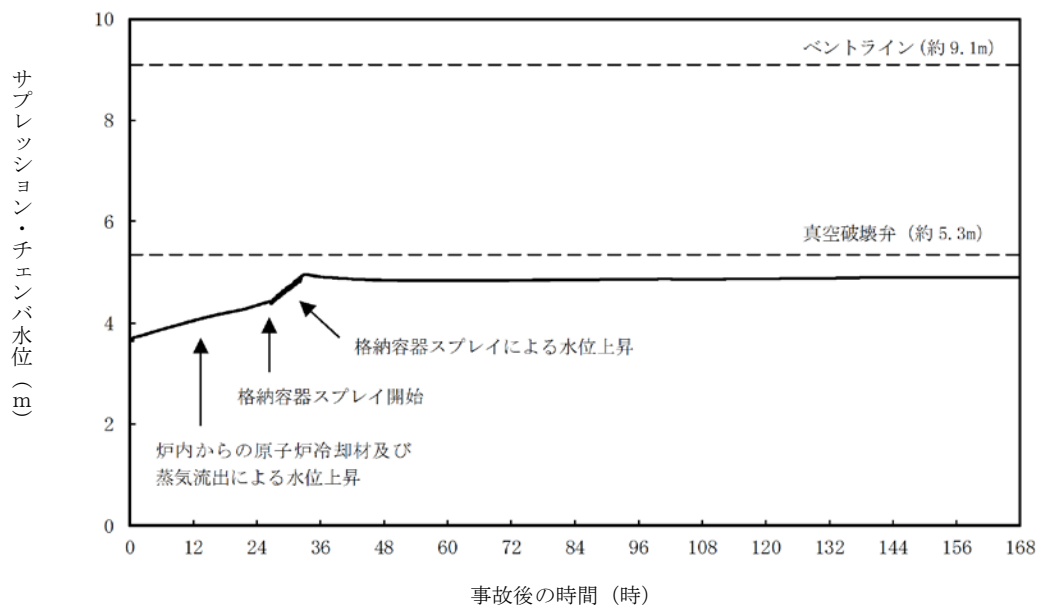


図 1 サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

2. ベント実施時のサプレッション・プール水減圧沸騰の影響について

サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、図 1 に示すとおり、ベント時のサプレッション・プール水位は約 4.9m であり、ベントライン下端（約 9.1m）に対して余裕がある。

このとき、サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサプレッション・プール水位は、約 4.9m に対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約 9.1m であるため、エントレインメントは回避できると考えられる。

なお、現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。

また、サプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。

<サプレッション・プール水位上昇評価>

減圧沸騰時のボイド率からサプレッション・プール水位の上昇分を求める。

サプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率 α は、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。

$$\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$$

j_g : サプレッション・プール表面での見かけの蒸気速度 (3.3×10^{-3} [m/s])

V_g : ドリフト速度 (0.225 [m/s])

C_0 : 分布定数 (1.0)

よって、平均ボイド率 α を求めると、約 0.014 となる。

以上より、減圧沸騰によりサプレッション・プール水は約 1.4% 体積膨張する。減圧沸騰による水位上昇量は、ベント実施時のサプレッション・プール水位約 4.9m に対して、0.1m 未満となる。

主ライン・弁の構成について

1. 格納容器フィルタベント系の弁選定の考え方について

1.1 格納容器フィルタベント系のベント弁の構成

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成図を図 1，各ベント弁の主な仕様について表 1 に示す。ベント弁（MV217-4, 5, 18, 23, MV226-13）は，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替電源設備（高圧発電機車）から電源供給することにより，中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また，駆動源喪失時においても事故後の環境（温度，放射線等）を考慮し，原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。

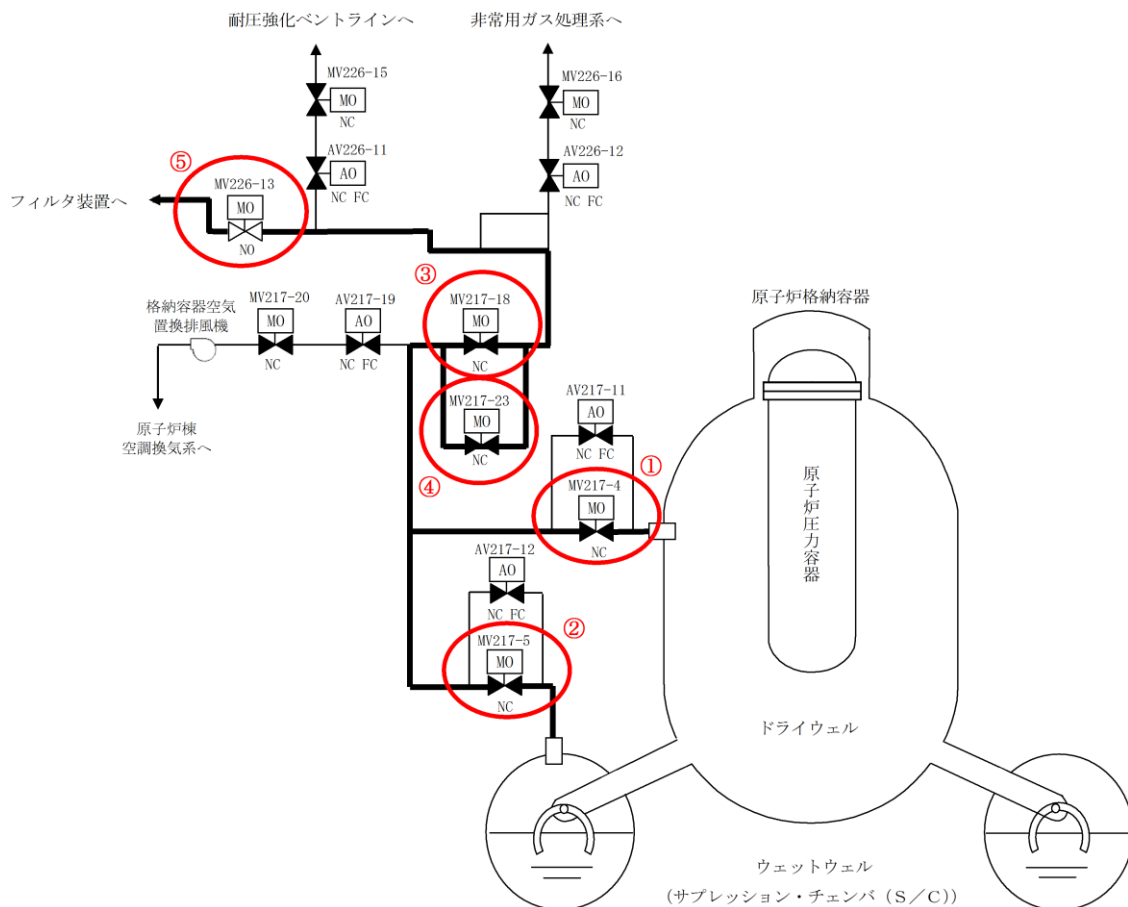


図 1 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

表1 各ベント弁の主な仕様

弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)
設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階
口径	600A	600A	400A	400A	300A
型式	バタフライ弁				
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構				
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズ イズ (FAI)
操作 場所	電源 あり	中央制御室			
	電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階

1.2 設計の意図

格納容器フィルタベント系のベント弁は、第1弁 (MV217-4/5)、第2弁 (MV217-18/23) 及び第3弁 (MV226-13) で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。

格納容器フィルタベント系の第1弁 (MV217-4/5)、第2弁 (MV217-18) については窒素ガス制御系の既設の格納容器隔離弁であり、DBAでは閉方向に限定可能であることから空気作動弁としていたが、SA時 (ベント時) に人力による開閉操作を行うことを考慮して電動駆動弁に設計変更した。さらに、第2弁 (MV217-23) は、第1弁と同様に弁を多重化 (並列配置) し、開の信頼性向上を図る設計としている。

また、第3弁 (MV226-13) については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開 (NO) となるように確実な管理をする。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態及び選定理由について表2に示す。

表2 ベント弁の選定理由

番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由
① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。
③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23			
⑤	第3弁 MV226-13		NO FAI	<ul style="list-style-type: none"> ・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。

NC：通常時閉

NO：通常時開

FAI：駆動源喪失時状態維持

格納容器フィルタベント系のベント弁は新設した弁であり、ベント弁（第3弁）は通常運転中より全開運用としており、ベントを実施する際は、ベント弁（第1弁及び第2弁）を全開とする。

格納容器フィルタベント系の設計流量（9.8kg/s（格納容器圧力 0.427MPa[gage]において））は、これらのベント弁を全開とすることを前提としていることから、ベント弁（第1弁及び第2弁）を全開とすることを手順に定めている。また、有効性評価解析においてもベント弁を全開することを条件として解析を実施している。

1.3 弁の設置位置の妥当性

ベント弁は原子炉棟内に設置されており、事故後の環境（温度、放射線等）を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、電源がある場合は中央制御室から操作できる。燃料破損後は弁設置エリアは高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔手動弁操作機構の操作場所を現場へのアクセス及び作業環境を考慮して原子炉建物附属棟（二次格納施設外）としていることから、駆動源喪失時においても人力による開閉操作は可能である。ベント弁の設置位置を図2～5に示す。



図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その1）



図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

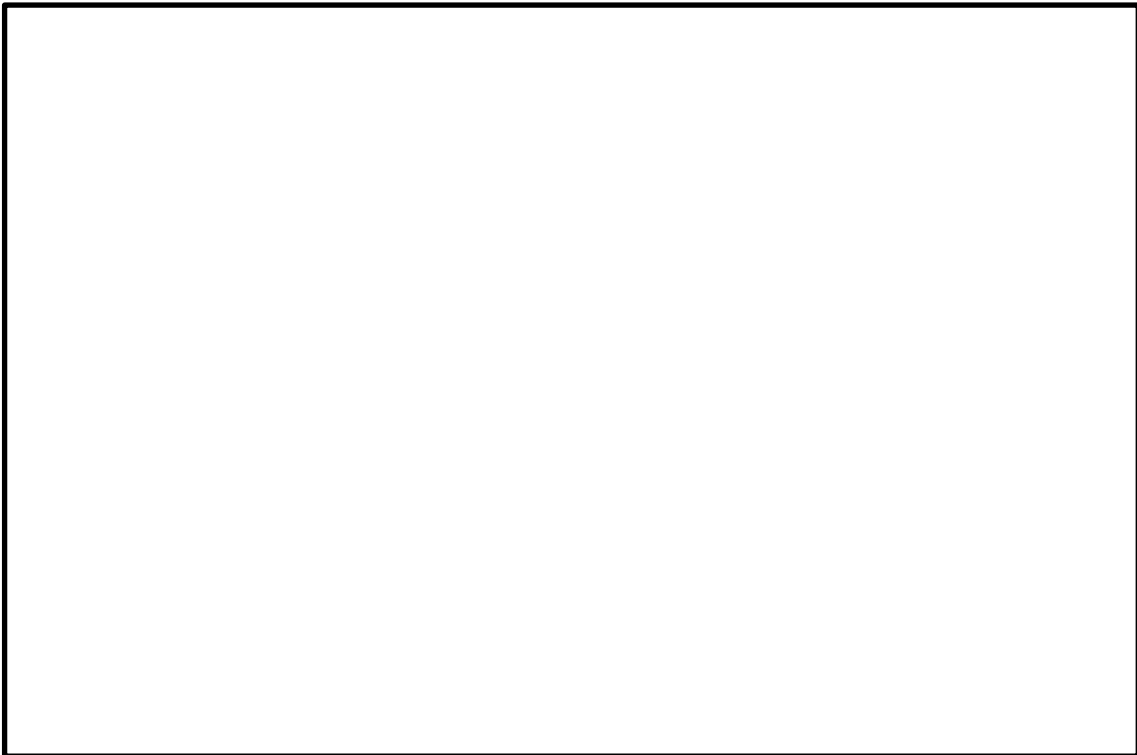


図5 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.4 諸外国の弁構成

格納容器フィルタベント系を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を図6に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。

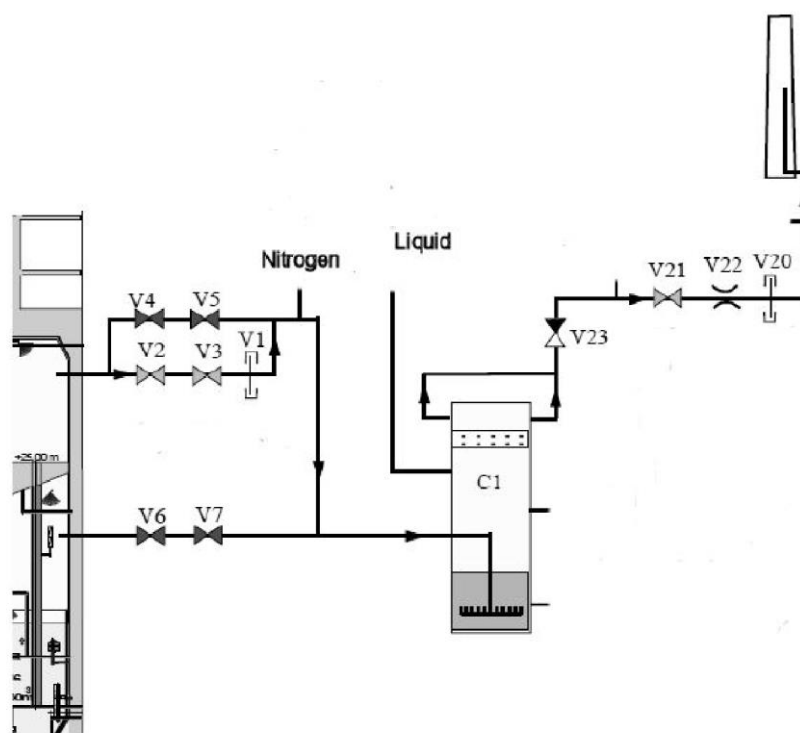


図6 格納容器フィルタベント系概略系統図（フィンランド）

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図7に示す。格納容器フィルタベント系は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

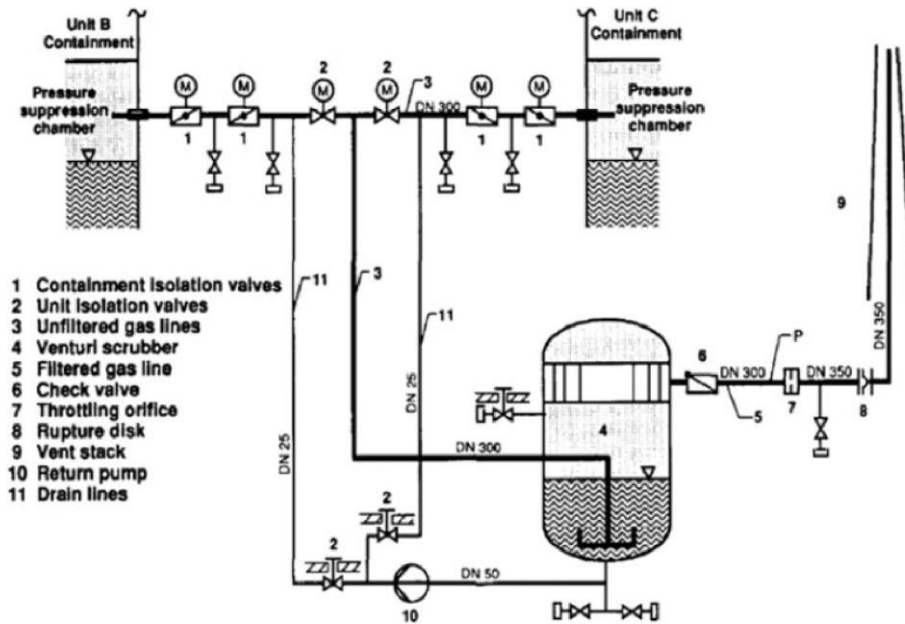


図7 格納容器フィルタベント系概略系統図 (ドイツ)

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図8に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。

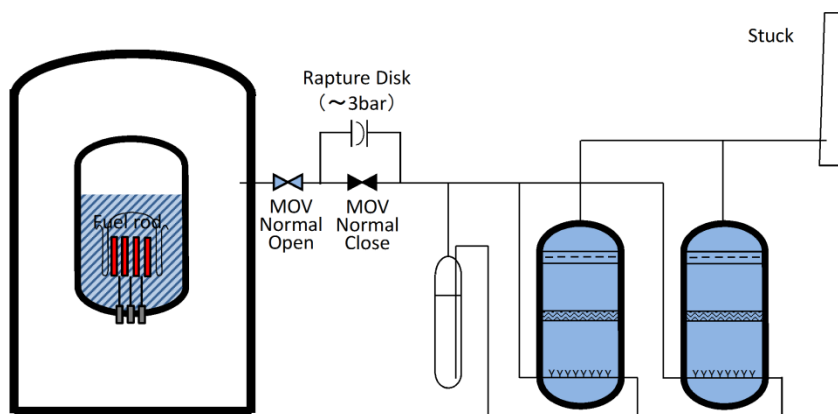


図8 格納容器フィルタベント系概略系統図（スイス）

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2014)7, “OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting”, 02-Jul-2014.

2. 他系統との隔離について

2.1 格納容器フィルタベント系から他系統への隔離弁

格納容器フィルタベント系に接続している他系統の概略構成図を図9に、他系統との隔離弁の仕様を表3に示す。

格納容器フィルタベント系は、既設の窒素ガス制御系から分岐し、格納容器内のガスをフィルタ装置に導く系統としており、格納容器からフィルタ装置間の主ライン上に接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがある。

これらの主ライン上に接続している他系統は、弁で隔離することにより、他系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

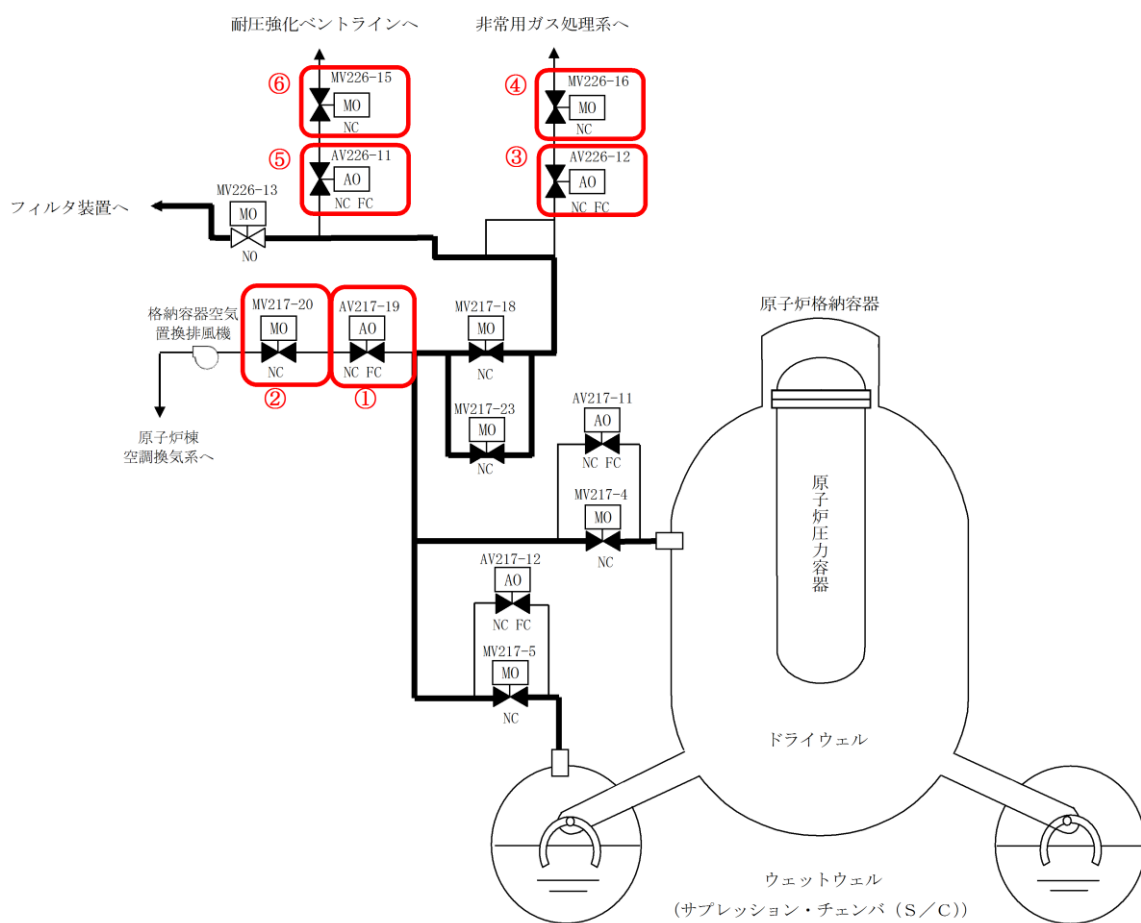


図9 他系統との隔離弁の概略構成図

表3 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	①AV217-19	②MV217-20	③AV226-12	④MV226-16	⑤AV226-11	⑥MV226-15
型式	バタフライ弁					
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

2.2 格納容器フィルタベント系の他系統への影響

(1) 格納容器フィルタベント系の主ライン構成及び他系統との分岐位置

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成を図 10 に、ベント弁の選定理由を表 4 に示す。

ウェットウェル側のベントラインとドライウェル側のベントラインは、それぞれの格納容器側から見て第 1 弁 (MV217-4/5) 下流で合流し、第 2 弁 (MV217-18/23) 及び第 3 弁 (MV226-13) を経由してフィルタ装置に接続する。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインがあり、原子炉棟空調換気系は第 1 弁と第 2 弁の間、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインは第 2 弁と第 3 弁の間の配管から分岐しており、接続配管には隔離弁を 2 重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。

また、本隔離弁は、通常時閉 (NC) とするとともに、格納容器フィルタベント系の主ラインから見て第 1 弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるようフェイル・クローズ (FC) の設計としている。

第 2 弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整を可能な設計としている。

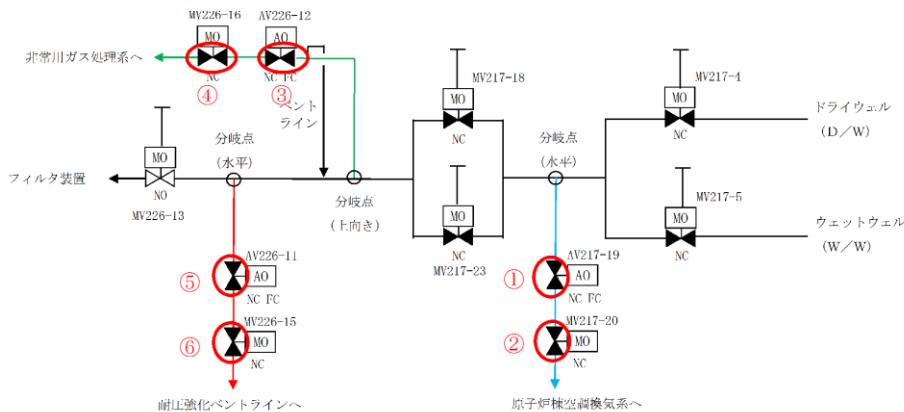


図 10 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

表 4 ベント弁の選定理由

弁の分類 (番号)	駆動方式	弁の状態	理由
第 1 隔離弁 (①③⑤)	空気	NC FC	・ 弁の駆動源喪失時において自動的に隔離できる。
第 2 隔離弁 (②④⑥)	電動	NC FAI	・ 他系統との接続状態において流量調整が可能な設計とする。

NC : 通常時閉

NO : 通常時開

FC : 駆動源喪失時「閉」

FAI : 駆動源喪失時状態維持

(2) フィルタベント使用時に他系統との隔離弁が受ける負荷について

他系統との隔離弁の仕様を表5に示す。

フィルタベント操作は、ベント弁の第2弁 (MV217-18 又は MV217-23) , 第1弁 (MV217-4 又は MV217-5) の順で開操作を行うため、操作の過程 (第2弁のみ開状態) で他系統との隔離弁に対して負荷がかかるとはならない。

ベント時 (第1弁開操作後) には、他系統との隔離弁 (AV217-19, MV217-20, AV226-11, MV226-15, AV226-12 及び MV226-16) に対して最大 200°C, 853kPa (2 Pd) の負荷がかかるが、ベント後は格納容器内の圧力及び温度の低下に伴い、他系統との隔離弁にかかる負荷も低下する。

他系統との隔離弁のうち AV217-19 以外の弁は、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200°C, 2 Pd 環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念がない。また、AV217-19 は弁シート部に改良 EPDM を使用しており、高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した蒸気加熱漏洩試験により、200°C, 2 Pd 環境下において弁シート部の隔離機能が維持できることを確認している。蒸気加熱漏洩試験条件を表6に示す。

表5 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	AV217-19*2	MV217-20*1	AV226-12*1	MV226-16*1	AV226-11*1	MV226-15*1
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

* 1 : 新設弁 (最高使用圧力 : 0.853MPa, 最高使用温度 : 200°C)

* 2 : 既設弁の弁シート材を改良 EPDM に変更 (最高使用圧力 : 0.43MPa, 最高使用温度 : 171°C)

圧力クラス (圧力温度基準) は 1.03MPa (150LB) であり、弁耐圧部の 200°C における許容圧力 1.40MPa は 2 Pd を上回ることから、200°C, 2 Pd 環境下において弁耐圧部の健全性が維持できることを確認

表6 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	0.853MPa 以上 (2 Pd 以上)
試験温度	200°C
試験時間	168hr
積算放射線量	300kGy

また、AV217-19 については、最高使用温度及び最高使用圧力である 200°C, 2 Pd 未満で設計された弁であるため、200°C, 2 Pd の環境下における構造健全性を評価した。

弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。よって、AV217-19 弁の耐圧部について、過度な変形（一次応力）に対する健全性を確認する。

当該弁の圧力クラス（圧力温度基準）は 1.03MPa（150LB）であることから、図 11 に示すとおり、弁耐圧部の 200℃における許容圧力 1.40MPa は 2Pd（0.853MPa）を上回る。これにより、弁耐圧部は 200℃、2Pd 環境下において健全性が維持される。

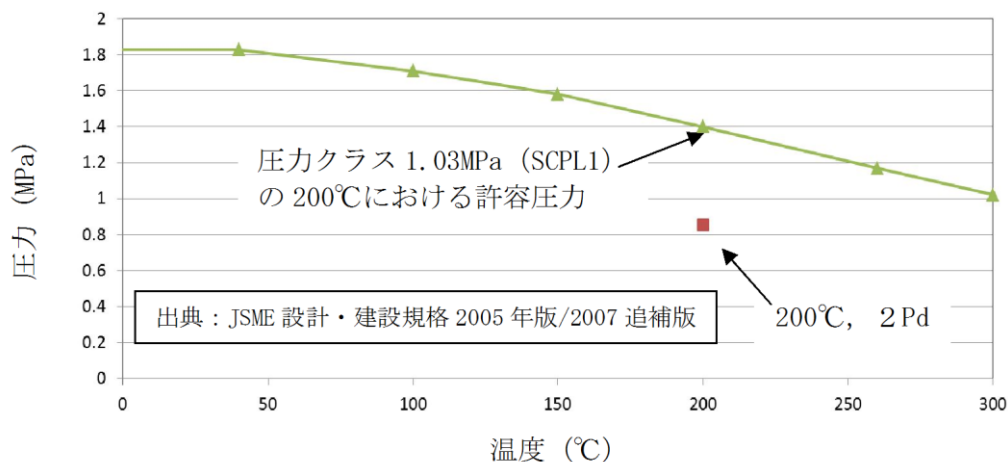


図 11 AV217-19 (圧力クラス 1.03MPa) の温度－許容圧力

(3) 他系統との隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図を図 12 に示す。

格納容器フィルタベント系の主ラインから他系統との隔離弁までの配管については、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に基づき評価設計し、換気可能な構成としている。

原子炉棟空調換気系との隔離弁（AV217-19）及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁（AV226-11）までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

また、非常用ガス処理系との隔離弁（AV226-12）までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるベントラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第 1 弁（MV217-4）までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第 1 弁（MV217-5）までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。

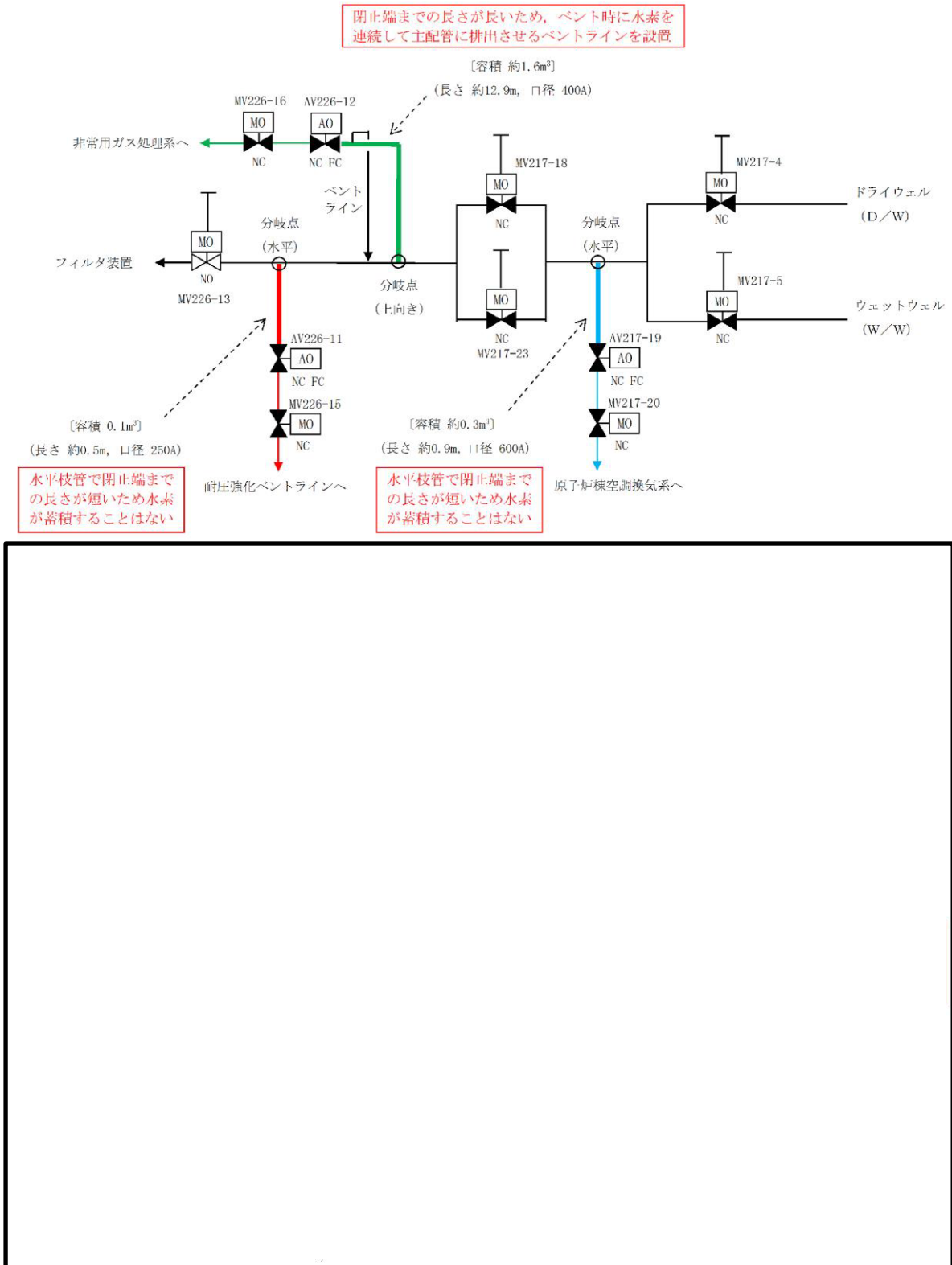


図 12 他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 他系統と隔離する弁の運用上の影響について

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 13 に示す。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、①原子炉棟空調換気系、②非常用ガス処理系及び③耐圧強化ベントラインがあり、接続配管には隔離弁を 2 重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計とし、当該隔離弁は通常時「閉」とする。

当該隔離弁について、第 1 隔離弁（主配管側）は、駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイルクローズの設計とするとともに、第 2 隔離弁は、代替交流動力電源から受電し、開閉操作が可能な設計としているため、フィルタベント実施までにベントラインと確実に隔離できることから、フィルタベント実施には影響はない。

以下に、①から③に示す系統の運用上の影響を示す。

①原子炉棟空調換気系

原子炉棟空調換気系の当該ラインは、通常運転中の格納容器圧力調整（台風等に伴う大気圧低下時）の際に使用することがある。（図 14, 15 参照）

図 15 に示す a, b の第 1 隔離弁（格納容器側）及び c の第 2 隔離弁（系統側）は、格納容器隔離弁のため格納容器隔離信号にて自動で全閉する。また、駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイルクローズの設計としている。

格納容器圧力調整中は、図 15 に示す d の隔離弁（MV217-20）は調整開状態であるが、異常が発生した場合には、通常時の系統構成に戻すことを手順の基本としているため、中央制御室より全閉操作を実施する。仮に、非常用電源が喪失した場合でも、代替交流動力電源から受電し、当該弁の閉操作を実施することが可能な設計としている。

したがって、格納容器隔離弁によりバウンダリが保持されていること、並びにフィルタベント実施までには時間的余裕があることから、同時使用することはなく、切替え操作を含め確実に隔離操作が実施できることから、フィルタベント実施に影響はない。

なお、原子炉棟空調換気系は、通常運転時の原子炉棟の換気に使用するが、2 重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認する。

②非常用ガス処理系

非常用ガス処理系の当該ラインは、運転中には使用しない。

窒素又は空気の漏えいにより、格納容器圧力が上昇した場合のプラント停止後において、格納容器圧力を減圧させるために使用する。また、プラント

停止後の作業環境確保のために使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、非常用ガス処理系は、事故時に原子炉棟を負圧に維持するために使用するが、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離され、各々独立して使用すること及びフィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系は相互に影響を与えることはない。

③耐圧強化ベントライン

耐圧強化ベントラインは、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、耐圧強化ベントラインは、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインは相互に影響を与えることはない。

<耐圧強化ベントラインの位置付けについて>

島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備）としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは設置許可基準規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用とする。

なお、格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている。

- ・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保
- ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保

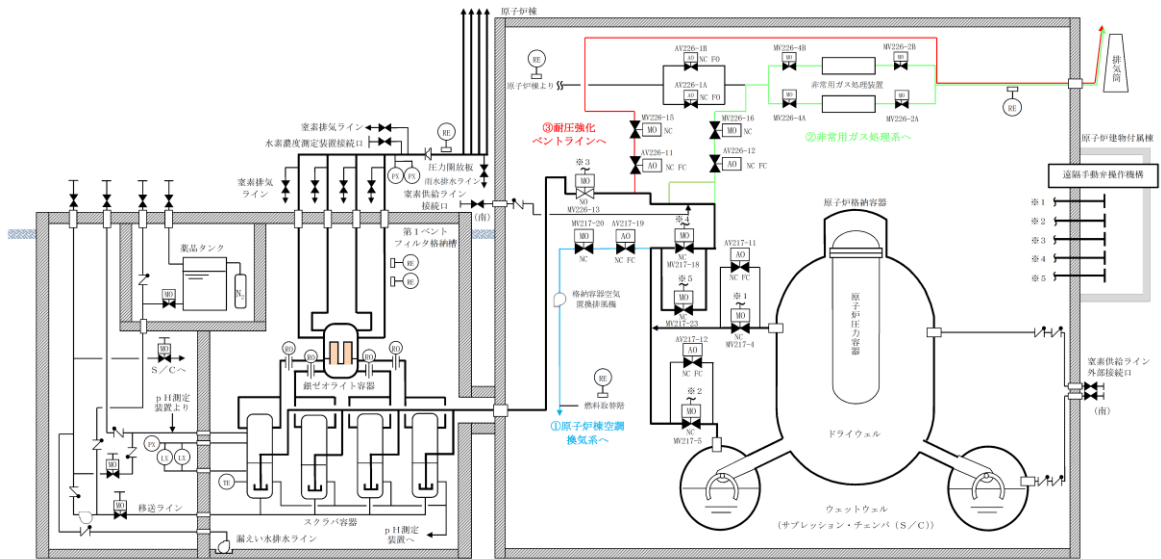


図 13 格納容器フィルタベント系 系統概略図

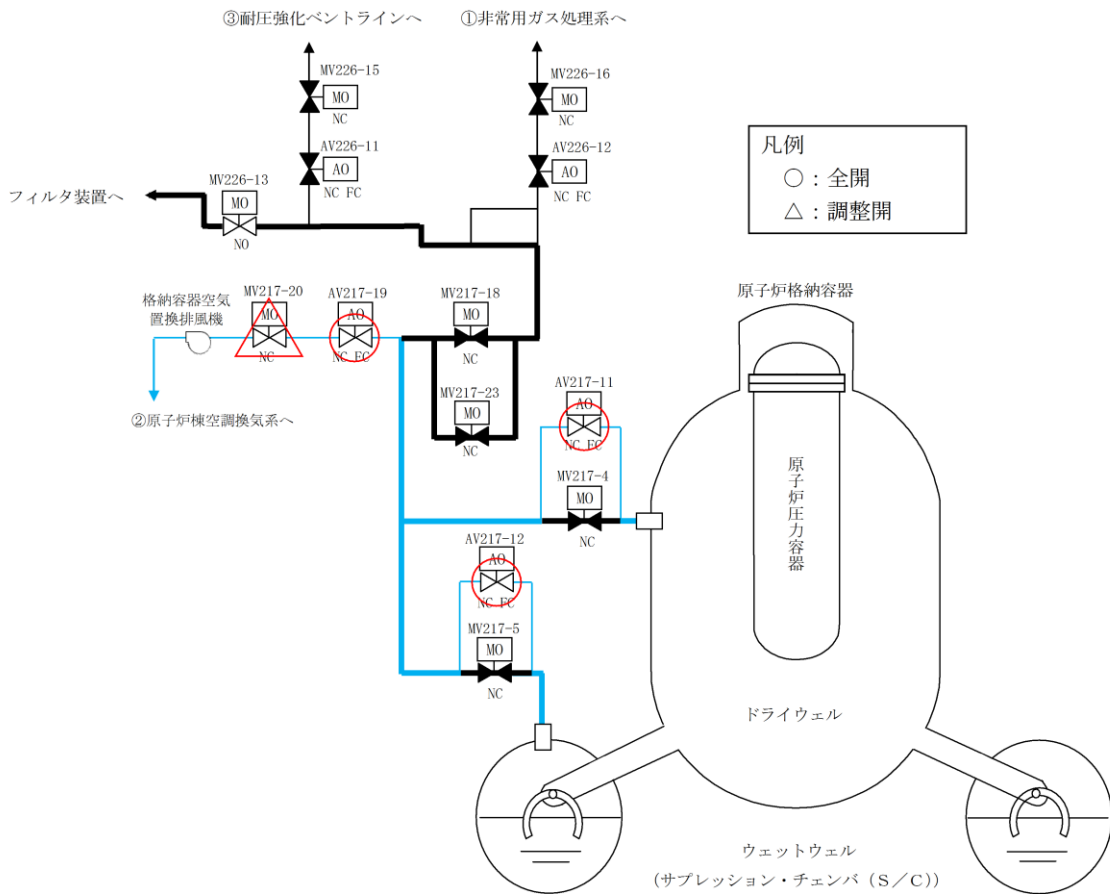


図 14 通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

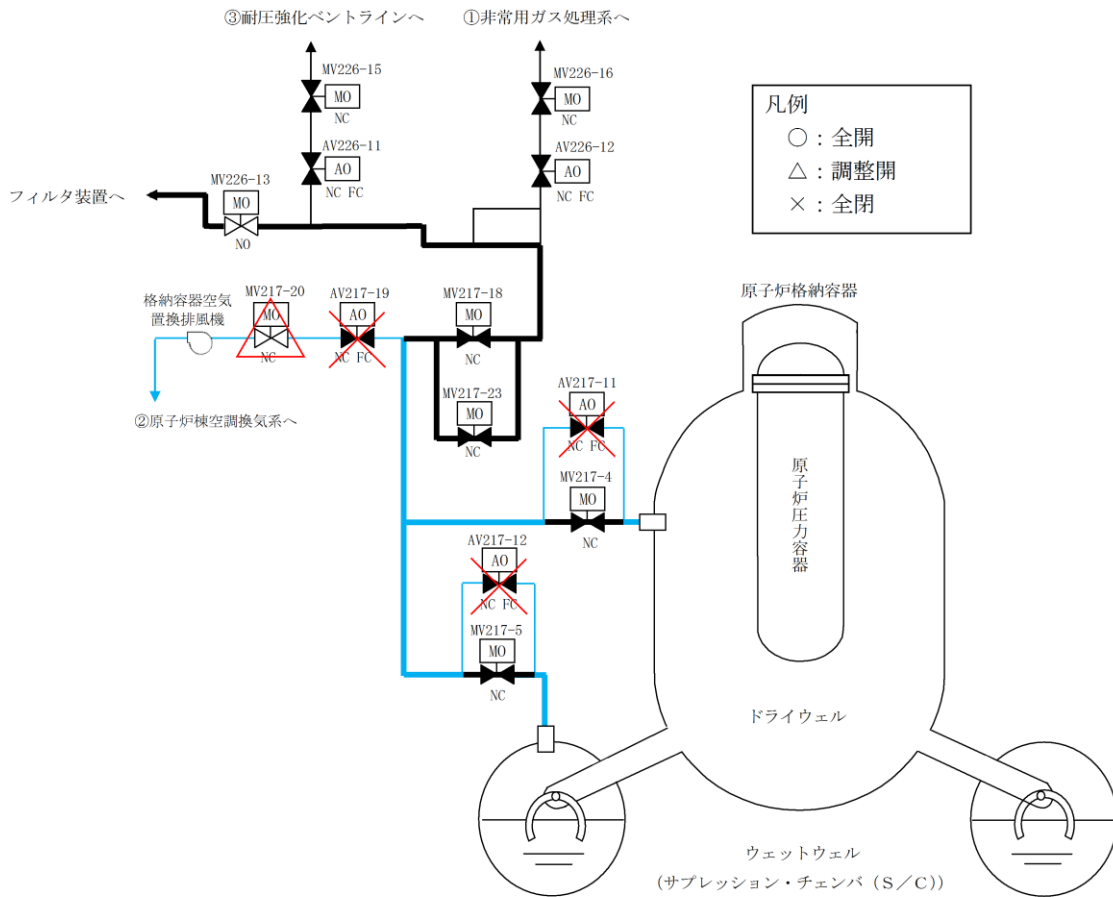


図 15 格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の系統構成

3. 格納容器からの取り出し位置について

格納容器からの排気ラインの取り出し位置は、ドライウエル及びサプレッション・チェンバのそれぞれに設け、どちらからでも排気が可能な設計としている。格納容器フィルタベント系の系統における格納容器からの取り出し位置（ドライウエル及びウェットウエルベントライン）を図16に示す。

ウェットウエルベントラインについては、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルベントラインについては、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

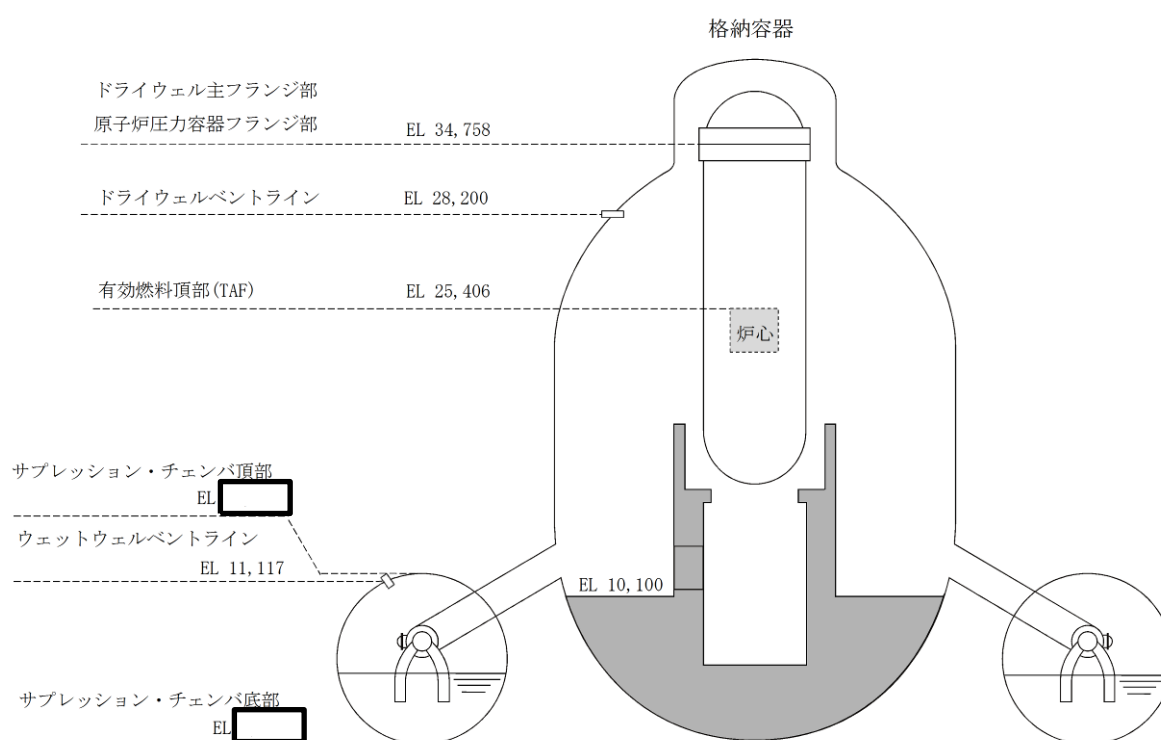


図16 格納容器の部位毎の高さ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考) 窒素供給ラインの隔離弁の頑健性について

窒素供給ラインの概略系統図を図1に示す。

格納容器フィルタベント系を使用している際に、窒素供給ラインにベントガスが逆流し、フィルタを経由せずにベントガスが大気に放出されないように、窒素供給ラインに逆止弁 (V226-14) を設置している。逆止弁 (V226-14) は、重大事故時においても窒素注入ラインの逆流を防止するため、設計温度 200℃、設計圧力 2Pd 以上 (0.93MPa) としている。

また、仮に逆止弁 (V226-14) のシートリークを想定した場合でも、手動弁 (V2B3-82) を設置しているため、窒素供給ラインにベントガスが逆流することはない。なお、手動弁 (V2B3-82) は、設計温度 66℃、設計圧力 0.93MPa としているものの、200℃、2Pd (0.853MPa) の環境下においても、隔離機能が確保されることを確認している。手動弁 (V2B3-82) の構造図を図2に示す。

- ・弁耐圧部 : 当該弁は圧力クラス 1.03MPa のクラス 2 弁として設計されており、図3に示すとおり、200℃における許容圧力は 1.53MPa であることから、2Pd (0.853MPa) を上回る。
- ・シール部 : 弁体シート部はメタルであり、弁ふた及びグランドシール部は膨張黒鉛製であるため十分なシール性能を有している。

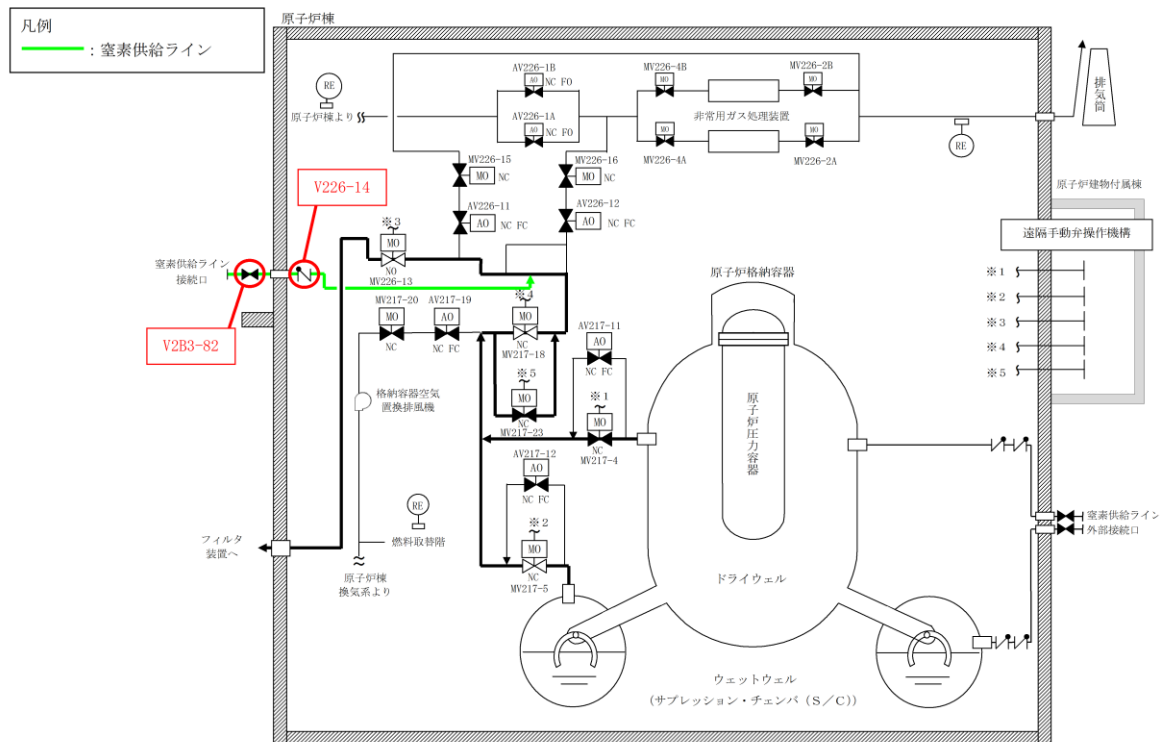


図1 窒素供給ライン 概略系統図

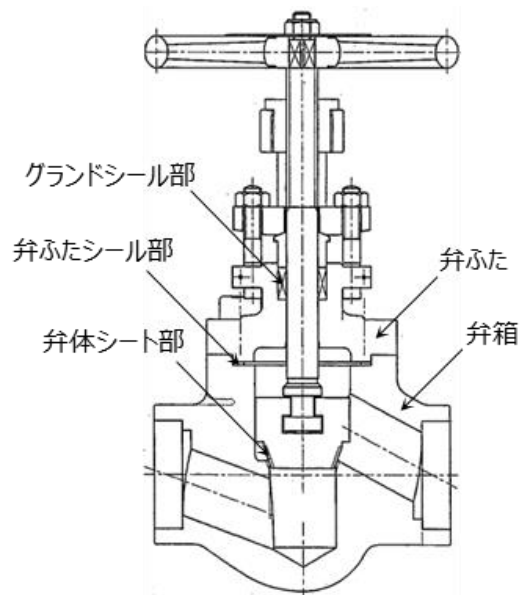


図2 手動弁 (V2B3-82) 構造図

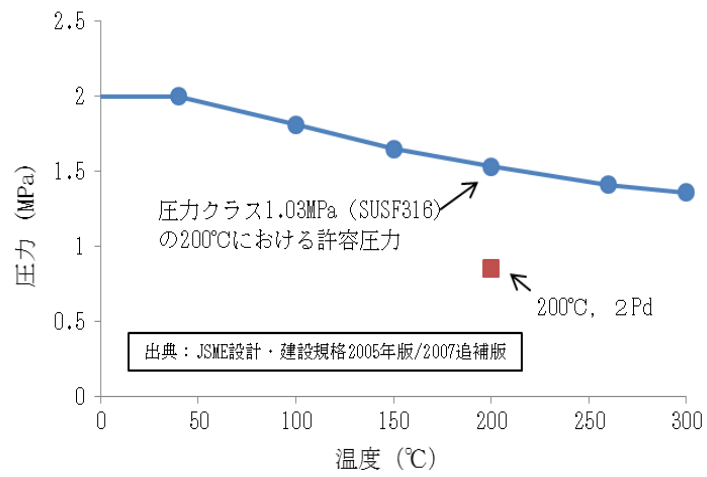


図3 圧力クラス 1.03MPa の温度－許容圧力線図

ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について

ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。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。

(1) 評価条件

a. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：2号炉
- ・ 想定事象：冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失
- ・ 以下の2ケースについて評価^{※1}
 - W/Wベントにより事象収束に成功
 - D/Wベントにより事象収束に成功

※1 島根原子力発電所2号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。

b. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を表1に示す。

c. 被ばく評価条件

被ばく経路の概念図を図1及び図2に示す。

大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を表2に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を表3に示す。

評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。

- ・ W/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 1階）
- ・ D/Wベント第一隔離弁操作位置（原子炉建物 2階）
- ・ 第二隔離弁操作位置（原子炉建物 3階）

なお、屋内移動中（往路、復路）の評価点は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で代表した。

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表4に示す。

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を図3から図7に示す。

d. 評価方法

(a) 原子炉建物外での作業

(a-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。

(a-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

(a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

(a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

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

(a-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

(b) 原子炉建物内での作業

(b-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の一次隔離弁、二次隔離弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 m³ を設定した。

(b-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

また、ベントガスからの放射線について、遮蔽厚さが最も薄い天井での遮蔽厚さを考慮して評価した^{*1}。

(b-3) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定して評価した。

なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

(b-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

(b-5) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等に

の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

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

- ※1 格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管 (EL. 65m) から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口 (EL. 65m) と一次隔離弁の開操作場所 (W/Wベント時：原子炉建物1階(), D/Wベント時：原子炉建物2階() は少なくとも40m程度の高低差があることから放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

e. 作業時間

格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を表5及び図8, 9に示す。

各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。

各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。

(2) 評価結果

格納容器ベント (W/Wベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表6に示す。また、格納容器ベント (D/Wベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表7に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約12mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、表6, 7の評価結果は、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離

弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（1／2）
（W/Wベントの実施を想定する場合）

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

表1 大気中への放出放射エネルギー（7日間積算値）（2／2）
（D/Wベントの実施を想定する場合）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を 経由した放出	原子炉建物から大気 中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

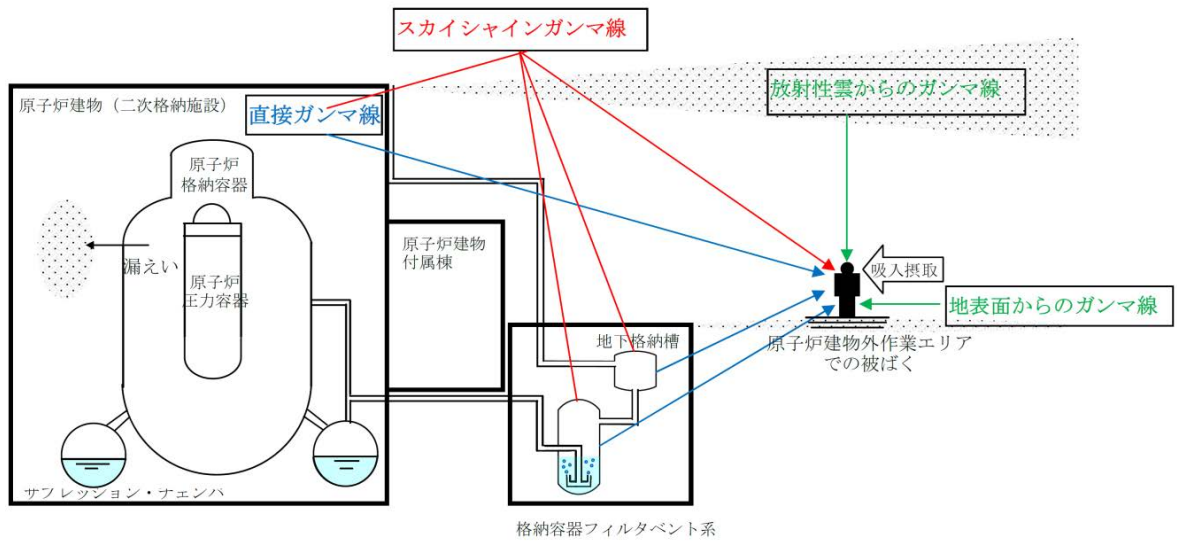


図1 被ばく経路概念図 (屋外)

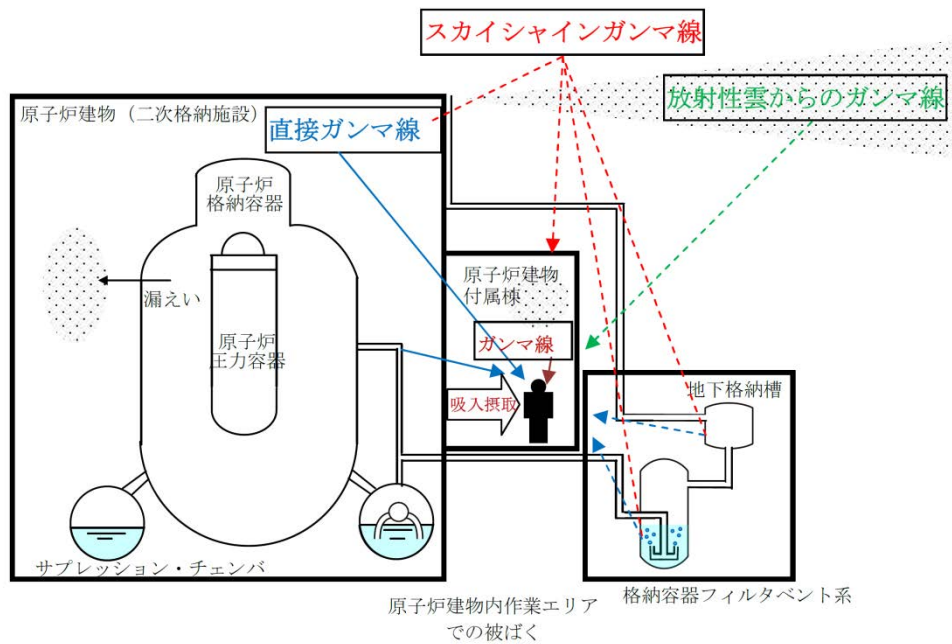


図2 被ばく経路概念図 (屋内)

表2 放射性物質の大気拡散評価条件（1 / 2）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における 1年間の気象資料 (2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約20m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 非常用ガス処理系排気筒 : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 非常用ガス処理系排気筒 : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。排気筒からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図4～図7参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、原子炉建物1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第二隔離弁操作位置で設定
建物投影面積	2号原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物, 格納容器フィルタベント系放出時) 2号タービン建物 : 2100m ² (排気筒放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

表2 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	W / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	D / W ベ ン ト 第 一 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【排気筒放出時】 9 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW,WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE)	
	第 二 隔 離 弁 操 作 位 置	【原子炉建物放出時】 9 方位 (WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE) 【排気筒放出時】 9 方位 (NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9 方位 (W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE,ENE,E)	

表3 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m ³]	相対線量[Gy/Bq]
W/Wベン ト第一隔離 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
D/Wベン ト第一隔離 弁操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第二隔離弁 操作位置	原子炉建物中心 (地上 0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	排気筒 (地上 110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上 50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

表4 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

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使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	50	着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した
地表への沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足1参照)

表5 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置	可搬式窒素供給装置準備	ベント弁 (第二隔離弁) 開操作	ベント弁 (第一隔離弁) 開操作	ベント弁閉操作	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋内 ^{※1}	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 27 時間～ 約 32 時間	約 32 時間	168 時間後 以降	168 時間後 以降
作業時間	移動 30 分 作業 60 分	移動 : 20 分 作業 : 80 分	移動(往) : 10 分 作業 : 60 分 移動(復) : 10 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動(往) : 15 分 作業 : 60 分 移動(復) : 15 分	移動 : 20 分 作業 : 40 分

※1 二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。

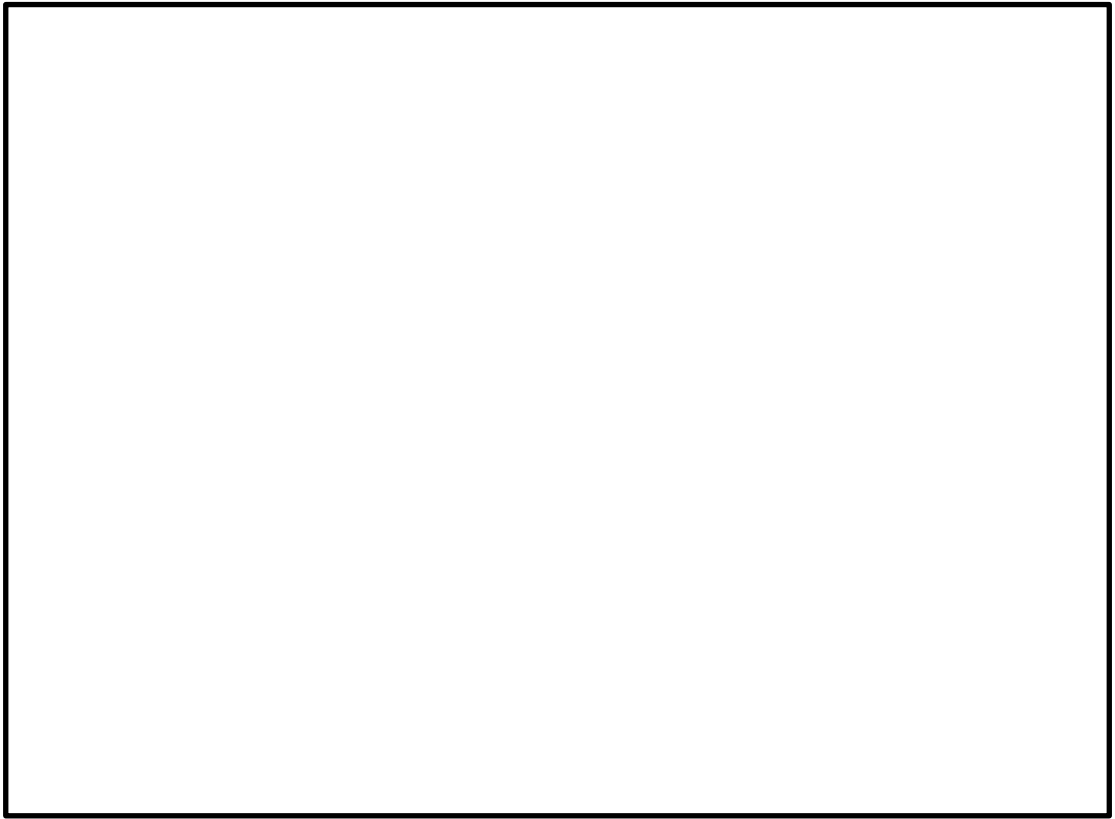


図3 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地下1階）

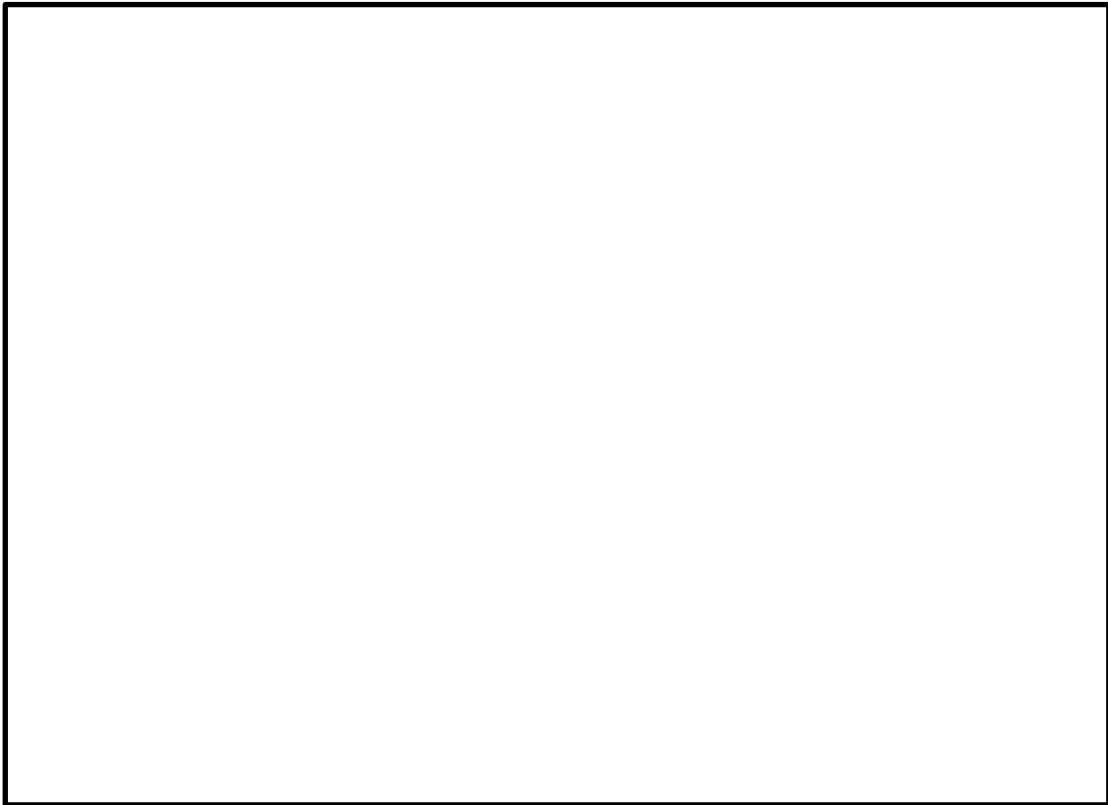


図4 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

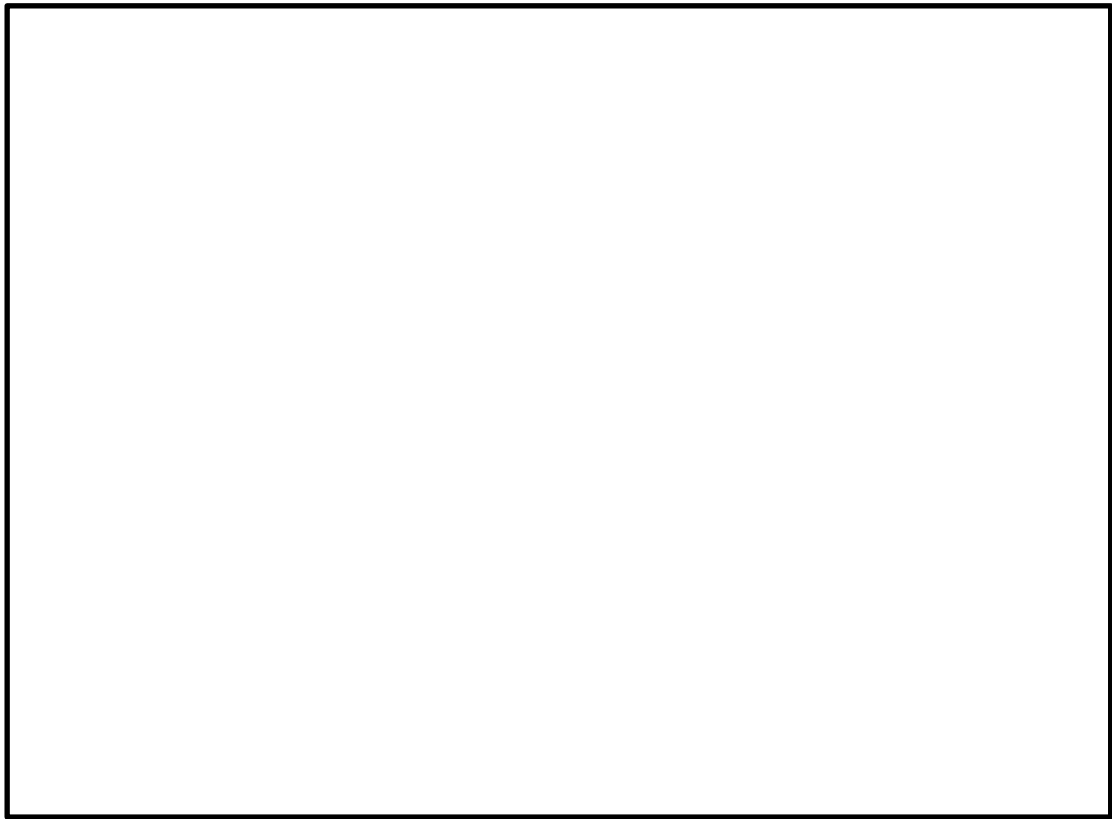


図5 第一隔離弁（D/Wベント）操作場所（原子炉建物地上2階）

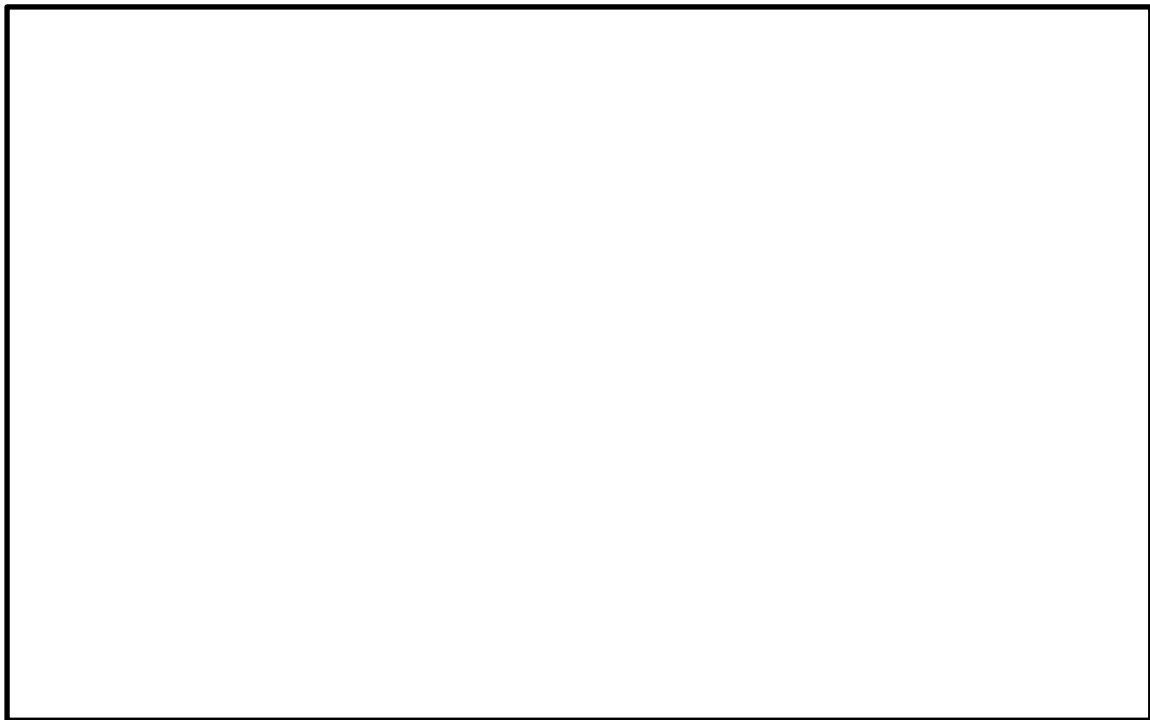


図6 屋外作業場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

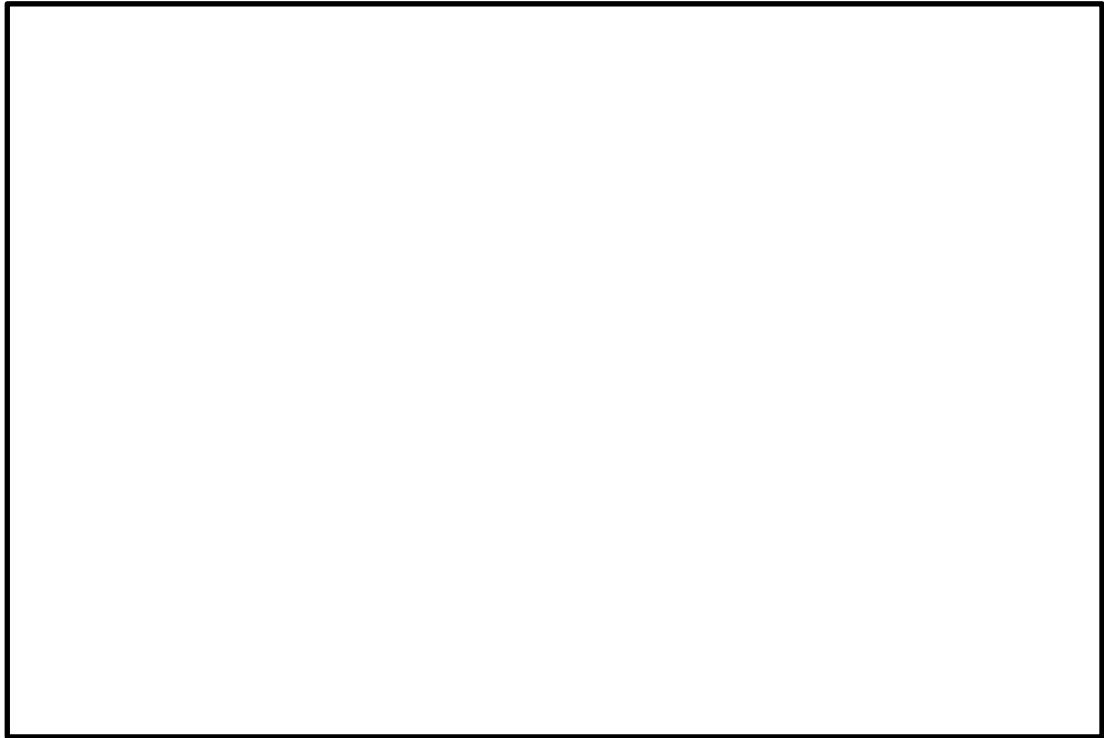


図7 第二隔離弁操作場所（原子炉建物地上3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表6 格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置※ ¹	可搬式窒素供給装置準備※ ¹	ベント弁（第二隔離弁）開操作※ ¹	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作※ ¹	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	7.0×10^{-1}	7.7×10^{-1}	9.1×10^{-1}	1.4×10^0	3.4×10^{-1}	4.6×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	1.5×10^0	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく※ ²	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ※ ³	1.4×10^0	1.0×10^{-2} 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	8.1×10^0	9.0×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	3.7×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	8.2×10^{-1} ※ ⁴
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※ ⁵	—※ ⁵	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	—※ ⁵
被ばく線量	1.0×10^1	1.1×10^1	1.2×10^1	6.2×10^0	6.8×10^0	5.0×10^0

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

※² マスク着用（DF50）による防護効果を考慮する。

※³ ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

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

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

表7 格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果
（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	水素濃度測定装置 ^{※1}	可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	ベント弁（第二隔離弁）開操作 ^{※1}	ベント弁（第一隔離弁）開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイライン線による外部被ばく	7.1×10^{-1}	7.9×10^{-1}	9.3×10^{-1}	1.4×10^0	3.5×10^{-1}	4.7×10^{-1}
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}	7.6×10^{-1}	7.3×10^{-1}	7.5×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ^{※3}	1.4×10^0	1.1×10^{-2}
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	8.1×10^0	9.0×10^0	9.4×10^0	1.8×10^0	3.5×10^0	7.7×10^0
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	4.1×10^0 ^{※4}
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	— ^{※5}	— ^{※5}	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-1}	— ^{※5}
被ばく線量	1.0×10^1	1.1×10^1	1.2×10^1	5.5×10^0	6.2×10^0	1.2×10^1

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

※2 マスク着用（DF50）による防護効果を考慮する。

※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

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

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

補足 1 現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

現場作業の線量影響評価においては、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した沈着速度として 0.5cm/s を用いる。

以下では、湿性沈着を考慮したエアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として 0.5cm/s^{*1} を用いることの適用性について確認した。

※ 1 有機よう素の地表面への沈着速度としては 1.7×10^{-3} cm/s

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度 (0.3cm/s) の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説 4.7 を参考に評価した。「学会標準」解説 4.7 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院平成 21 年 8 月 12 日）〔解説 5.3〕(1) に従い放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。

$$(x/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \textcircled{1}$$

ここで、

$(x/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$x/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)

(2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(x/Q)_w(x,y)_i$ は「学会標準」解説 4.11 より以下のように表される。

$$(x/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^{\infty} x/Q(x,y,z)_i dz = x/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\sum_{zi}^2}\right] \cdot \cdot \cdot \textcircled{2}$$

$(x/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 $[1/m^2]$
 $x/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 $[s/m^3]$
 Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 $[1/s]$
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times Pri_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pri_i : 時刻 i での降水強度 $[mm/h]$
 Σ_{zi} : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 $[m]$
 h : 放出高さ $[m]$

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値
 乾性沈着率の累積出現頻度 97%値

$$= \frac{\left(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i + x/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2} \Sigma_{zi}} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}$$

2. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を表 1 に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度 97%値を採用^{*3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度 97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性+湿性）は乾性沈着率の約 1.00~1.28 程度となった。

なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度 97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の 1.28 倍（約 0.38cm/s）から保守的に 0.5cm/s と設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、有機よう素の乾性沈着速度（ $10^{-3}cm/s$ ）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）を参照し、値を丸め $1.7 \times 10^{-3}cm/s$ を採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として 1.2cm/s を採用している。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

※3 (気象指針解説抜粋)

I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。

表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ	評価点	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
原子炉建物 (地上0m)	W/Wベント第一隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	D/Wベント第一隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	第二隔離弁	1.5×10 ⁻³	4.6×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	1.00
排気筒 (地上110m)	W/Wベント第一隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.9×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.23
	D/Wベント第一隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.8×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.24
	第二隔離弁	3.3×10 ⁻⁴	9.9×10 ⁻⁷	1.2×10 ⁻⁶	1.22
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上50m)	W/Wベント第一隔離弁	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03
	D/Wベント第一隔離弁	7.5×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.02
	第二隔離弁	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

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

表 1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	853kPa[gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器圧力の推移)を踏まえ、格納容器の限界圧力である 853kPa[gage]とする。
	427kPa[gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。
最高使用温度	200℃	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(格納容器温度の推移)を踏まえ、格納容器の限界温度である 200℃とする。
設計流量	9.8kg/s (格納容器圧力 427kPa [gage] において)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量(9.8kg/s @427kPa[gage])とする。
フィルタ装置内発熱量	370kW	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ソースターム評価)に基づく放射性物質の崩壊熱に対して、十分な余裕を見込み、370kWとする。
エアロゾル移行量	300kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量(28kg)に対して十分な余裕を見込み、300kgとする。
よう素の炉内内蔵量	18.1kg	BWRプラントにおける代表炉心(ABWR)の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根2号炉の熱出力(2,436MW)を考慮して算出した結果、18.1kgとする。
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。

(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、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、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 853kPa[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 853kPa[gage] (2Pd：最高使用圧力の2倍) 及び限界温度 200℃を下回ることから、流量制限オリフィスまでについては、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて格納容器の最高使用圧力 (1Pd) 未滿に減圧されることから、1Pd 及び格納容器の限界温度を格納容器フィルタベント系の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 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図 1, 2 に示す。格納容器内に放出される蒸気により、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを間欠的に実施することにより、圧力上昇を抑制する。事象発生から約 32 時間経過した時点でサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達するため、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。格納容器内の気相部圧力の最大値はベント時の約 659kPa[gage] であり、格納容器内の気相部温度は 200℃以下に維持され、ベント時は約 169℃であり、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

なお、NEI13-02 (参考図書 1) にて格納容器ベント系の設計条件として示されている 285℃, 1.05Pd (Mark-I) 及び 1.45Pd (Mark-II) は、格納容器のドライウェルヘッドがある程度の漏えいを示す可能性のある温度と圧力に相当する。島根 2 号炉においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である 200℃, 2Pd を流量制限オリフィスまでの格納容器フィルタベント系の設計条件としている。また、流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて 1Pd 未滿に減圧されることから、200℃, 1Pd を格納容器フィルタベント系の設計条件としている。

最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。

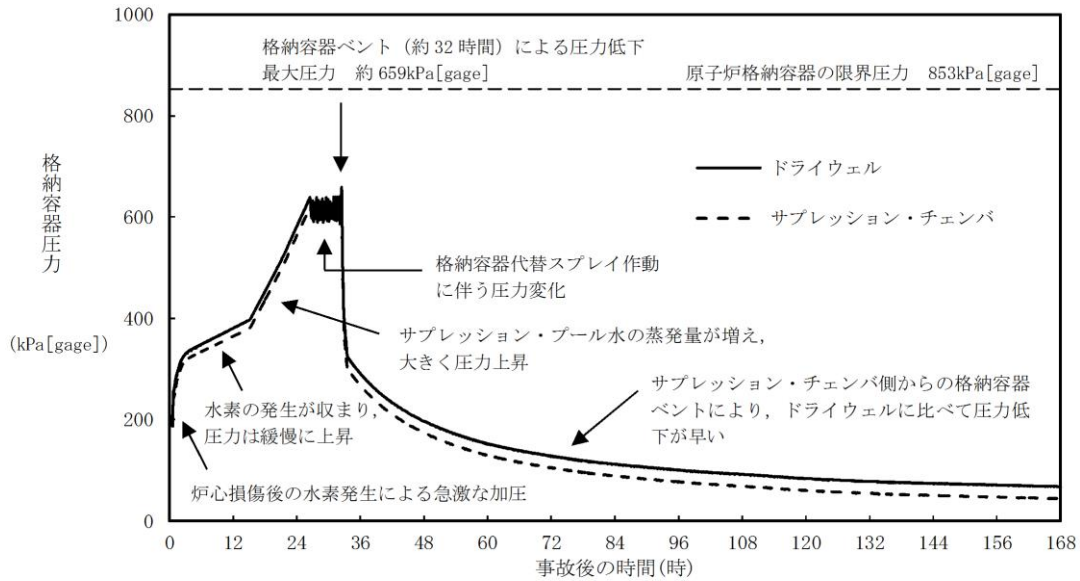


図1 大LOCA+SB0+ECCS機能喪失時における格納容器圧力の推移

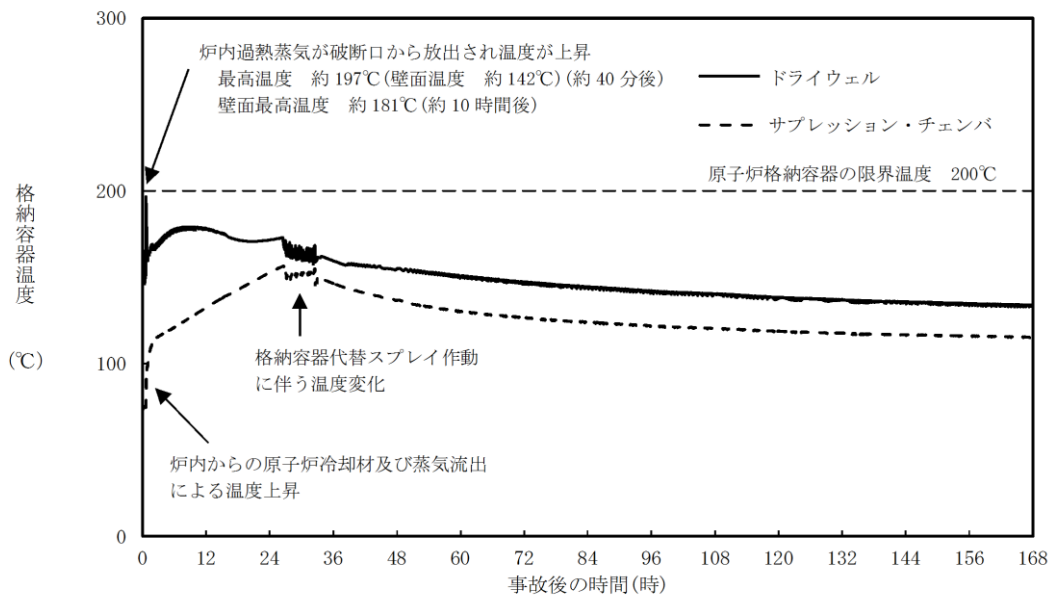


図2 大LOCA+SB0+ECCS機能喪失時における格納容器温度の推移

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（1Pd）において、原子炉定格熱出力の1%（原子炉停止後2～3時間相当）の蒸気発生量を排出できるよう設定している。

系統流量は式1により算出し、9.8kg/sとなる。

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

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436×10^3 kW)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピー (2750.55 kJ/kg @ 1 Pd)

h_w : 飽和水の比エンタルピー (251.15 kJ/kg @ 60°C^{※1})

※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度

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 1 Pd 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 1 Pd 以上になれば系統流量も 9.8 kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。

(3) スクラバ容器内発熱量

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

NUREG-1465 (参考図書 2) 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格納容器からフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する核分裂生成物 (FP) による崩壊熱を評価する。

スクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。

【スクラバ容器内発熱量】

= 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】

× 【②FP の格納容器への放出割合】

÷ 【③格納容器内の DF】

× 【④スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】

① ベント時の原子炉の崩壊熱

保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。

② FP の格納容器への放出割合

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

③ 格納容器内の DF

NUREG-1150 (参考図書 3) に基づき、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果として、ウェットウェルベント時は DF : 80 とする。

海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実

験等)に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。

④ スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合

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

- ▶ ウェットウェルベント : $0.01 \times 0.61 \div 80 \times 0.22 = 0.00168\%$
- ▶ 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、スクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の 0.015% である 370kW と設定する。

なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損の事故シーケンス (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失) におけるスクラバ容器内発熱量は、約 8.9×10^{-3} kW である。

スクラバ容器内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びスクラバ容器の寸法設定に使用される。

表 2 NUREG-1465 における格納容器内への放出割合

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

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

表3 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ*	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
Halogen (I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkalimetal (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

格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約 28kg 及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に 300kg に設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）における MAAP 解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 1.8×10^{-3} kg、ドライウェルベントの場合で約 3.5kg であることから、格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考えられる。

以下に想定する核分裂生成物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示す。

a. 核分裂生成物の炉内内蔵量

核分裂生成物の炉内内蔵量を表 1 に示す。

b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。

(表 2, 4 参照)

c. 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、海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として DF10 とする。

以上より、想定 FP エアロゾル量を計算した結果、約 28kg となる。

評価式を以下に示す。

【想定 FP 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 60kg, BWR については 30kg としている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は 150kg と規定されている。

表 4 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 ^{※1} (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
			合計	2.8E+01

※1 ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器での DF を 10 とする。

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

《参考図書》

1. NEI13-02 “INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER EA-13-109”
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”
3. NUREG-1150 “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) 最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性評価

スクラバ容器について、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力(853kPa[gage]), 最高使用温度(200℃)を超える場合の構造健全性を考察する。

a. 評価の概要

スクラバ容器の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

スクラバ容器について、「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))) JSME S NC1-2005/2007」(以下、「設計・建設規格」という。)に示される必要最小板厚の式を用い、スクラバ容器の各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、スクラバ容器(胴部)の構造健全性が確保される温度、圧力の組み合わせを評価する。

b. 評価

設計・建設規格のPVC-3122(1)項に準拠し、設計・建設規格「表5 鉄鋼材料(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℃から450℃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(以下、「許容圧力」という。)を算出する。

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

ここで、

t: 胴の最小厚さ

P: 許容圧力 (MPa)

D_i : 胴の内径

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

設計・建設規格の必要最小板厚の式を用いた評価を実施した結果を図1に示す。200℃における許容圧力は約1.678MPa(約3.93Pd)であり、2Pd以上の耐圧性能を有する結果が得られた。

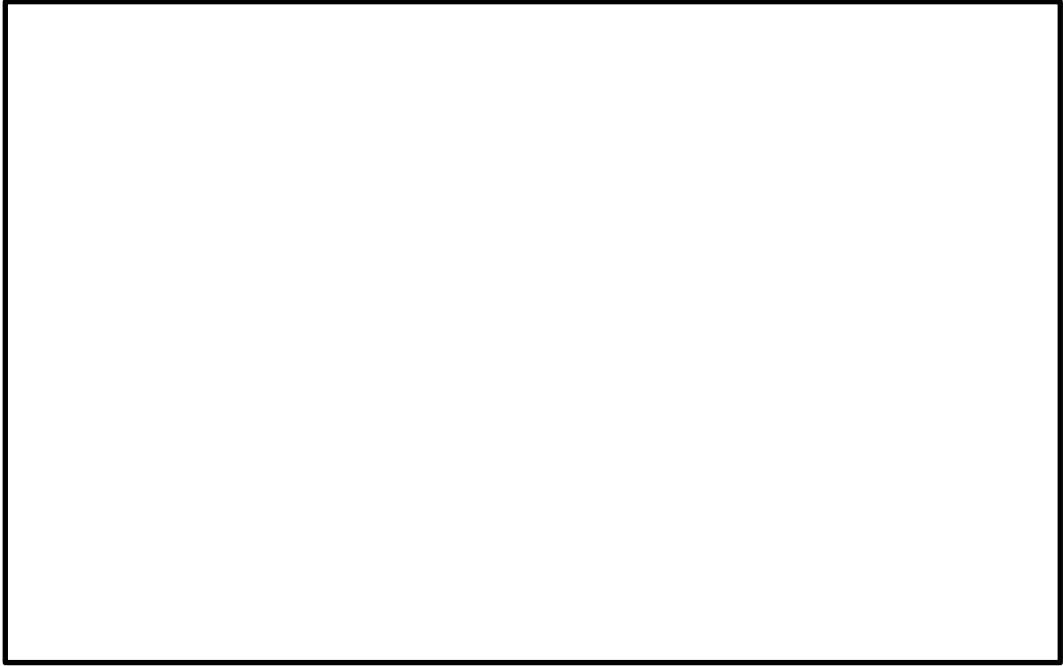


図1 スクラバ容器（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考2) スクラバ容器内部構造物に考慮する荷重について

第1ベントフィルタのスクラバ容器においては、ベント開始時に内部配管や分配管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、スクラバ容器の内部構造物に大きな荷重がかかる。また、地震の発生によっても応力が発生する。そこで、このクリアリング荷重によるスクラバ容器内部構造物に発生する応力を評価した。なお、保守的に内圧、地震荷重及び自重による荷重も組み合わせて評価を実施した。

1. クリアリング荷重の評価

クリアリング荷重を評価するため、まずベンチュリノズルからの水の噴射速度を算出する。ダルシー・ワイズバッハの式より、ベンチュリノズルからの水の噴射速度 v は以下のように算出できる。

$$\Delta P = \frac{1}{2} \rho v^2 \left(\frac{1}{C_d^2} - 1 \right) \tag{1}$$
$$v = \sqrt{\frac{2 \Delta P}{\rho \left(\frac{1}{C_d^2} - 1 \right)}} \tag{2}$$

ここで、 P_i 、 P_0 、 ρ は以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.953 \text{MPa} [\text{abs}]$

P_i はベント開始時の内部配管内の圧力であり、保守的に原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の圧力である $0.953 \text{MPa} [\text{abs}]$ とする。実際は、原子炉格納容器からスクラバ容器に至る配管の圧力損失により、内部配管内の圧力は原子炉格納容器の圧力以下となる。

■ $P_0 = 0.10 \text{MPa} [\text{abs}]$

P_0 は噴射出口の圧力であり、保守的に大気圧である $0.10 \text{MPa} [\text{abs}]$ とする。実際は、スクラバ容器から放出端に至る出口配管、オリフィス、銀ゼオライト容器の圧力損失、及びスクラビング水の水頭圧により、噴射出口の圧力は大気圧以上となる。

■ $\rho = 1000 \text{kg/m}^3$

ρ は水の密度であり、 1000kg/m^3 とする

■ 圧力損失は保守的に発生しないものとする。

また、噴射速度から、力積の式を用いてベンチュリノズル 1 個あたりにおける荷重 F を算出した。

$$\begin{aligned} & \text{[Blank Box]} && (3) \\ & \text{[Blank Box]} && (4) \\ & \text{[Blank Box]} && (5) \\ & = \text{[Blank Box]} [N/\text{個}] \end{aligned}$$

ここで、A, $\sin\alpha$ は以下の通り設定した。

■ A = [Blank Box]

A は噴出出口の面積であり、[Blank Box] とする。

■ $\sin\alpha$ = [Blank Box]

α は噴出方向と水平方向のなす角度とする。

2. スクラバ容器内部構造物応力評価

(1) 評価対象

モデル範囲及び応力評価部位を図 1 及び以下に示す。

- 1) 分岐管付根部
- 2) ノズル付根部
- 3) 内部配管サポート部
- 4) 分岐管サポート部

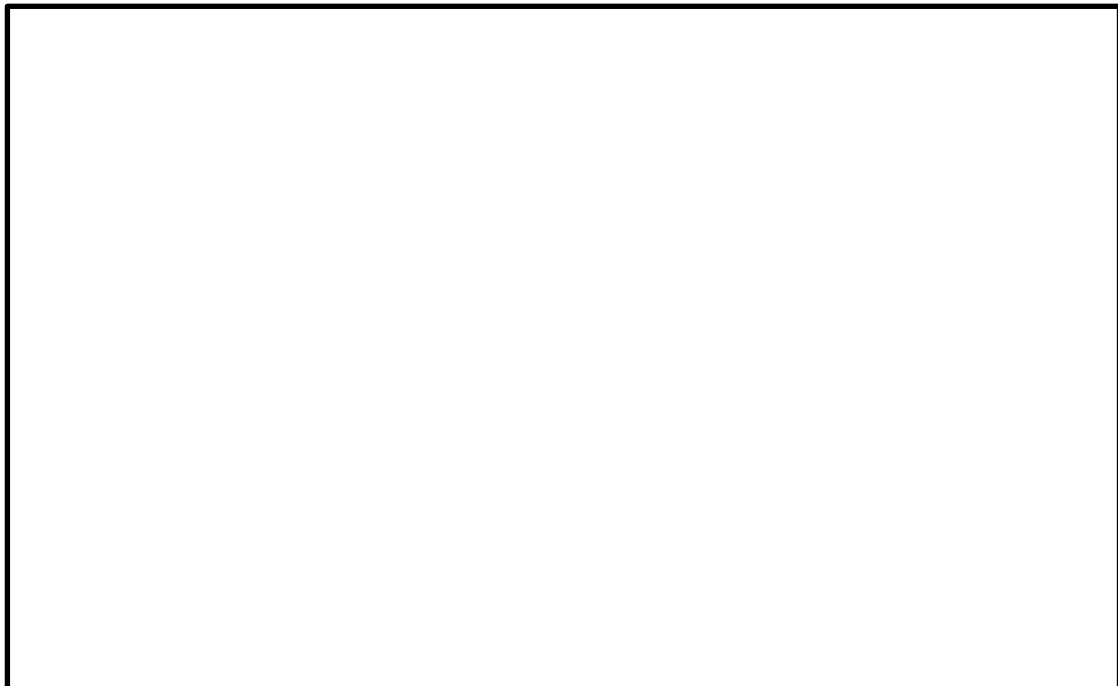


図 1 スクラバ容器 内部配管 モデル範囲及び応力評価部位

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 解析モデル

本評価は、はりモデル及びシェルモデルを組み合わせて評価を行った。はりモデルを図2に、シェルモデルを図3に示す。



図2 内部配管 はりモデル



図3 内部配管 シェルモデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

<解析評価の概略手順>

- (a) はりモデルを用いて、地震荷重（水平、鉛直）及びクリアリング荷重の解析を行う。（クリアリング荷重は、ベンチュリノズル先端に負荷する。）
- (b) シェルモデルの端部にあたる節点における変位量 δ 及び回転角 θ を、各荷重毎に求める。
- (c) はりモデルで求めた変形量 δ 、回転角 θ をシェルモデル端部に負荷し、地震荷重及びクリアリング荷重作用時の各部の詳細応力を評価する。
- (d) シェルモデルでは内圧による応力も算出する。
- (e) 下記により、各部位の応力を評価する。
 - 1) 配管については、内圧による応力が他の荷重に比べて大きいいため、今回の評価においては各評価部位ごとに内圧による最大応力発生位置を評価し、その位置における内圧、自重、地震荷重、クリアリング荷重による応力を足し合わせて最大応力とし、許容値と比較する。
 - 2) 内部配管サポートについては、内圧、自重、地震荷重、クリアリング荷重により作用する荷重をすべて足し合わせ、その荷重で発生する内部配管サポートの最大応力を評価（規格式による手計算）する。

(3) 荷重条件

本評価では、以下の荷重条件を考慮した。

- 1) 配管内内圧：0.853 MPa[gage]
- 2) 自重
- 3) 地震荷重：水平 2.99 G, 鉛直 2.17 G
- 4) ベンチュリノズルクリアリング荷重： N/個（各ノズルに上向き負荷）

(4) 許容応力

評価は供用状態 Ds について実施し、許容応力は、日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005(2007)) に基づき、内部配管はクラス 2 配管、サポートはクラス 2 支持構造物の許容応力を準用する。

許容応力を表 1 に示す。

表 1 供用状態 Ds の許容応力

評価対象	許容応力 (MPa)	
内部配管	2Sy (1次+2次応力制限値)	240
サポート	1.5ft*	162

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) 評価結果

各部位の発生応力を評価した結果を表2に示す。表2より、クリアリング荷重と地震荷重が同時に作用した場合でも、内部配管やサポートに発生する応力は許容応力以下であることを確認した。

表2 発生応力の評価結果

		供用状態 D	
		発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
内部配管	分岐管付根部	106	240
	ベンチュリノズル付根部	85	
	サポート付根部	43	
内部配管	分岐管サポート部	38	162
サポート	内部配管サポート部	2	

(参考3) 格納容器フィルタベント系の系統範囲について

格納容器フィルタベント系の系統範囲図を図1に示す。ベント弁（第3弁）以降を格納容器フィルタベント系の系統範囲としている。

格納容器フィルタベント系は、銀ゼオライト容器上流側流量制限オリフィスまでは最高使用温度 200℃、最高使用圧力 853kPa[gage] とし、銀ゼオライト容器上流側流量制限オリフィスより下流は最高使用温度 200℃、最高使用圧力 427kPa[gage] とする。なお、原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系の間には、窒素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインが設置されている。これらの最高使用温度と最高使用圧力は、原子炉格納容器と同じ 171℃（ドライウェル）、104℃（サブプレッション・チェンバ）427kPa[gage]（窒素ガス制御系）と 66℃、13.7kPa[gage]（非常用ガス処理系）であるが、格納容器フィルタベント系の使用条件（200℃、853kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

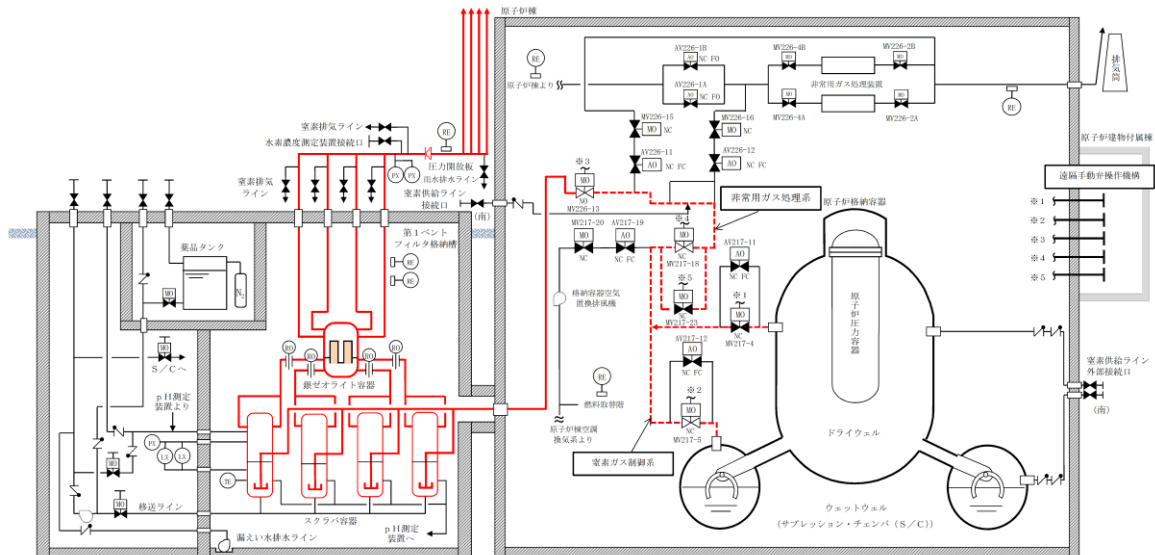


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図

エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器フィルタベント系の設計条件について

格納容器フィルタベント系の設計条件としては、エアロゾル移行量を 300kg に設定している。(別紙 9)

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素(無機よう素及び有機よう素)を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す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)(残留熱代替除去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溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶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部で溶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溶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溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶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、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」シーケンスにおける格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表 1 に示す。本シーケンスの有効性評価ではW/Wベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。表 1 より、エアロゾル移行量はW/Wベント時よりD/Wベント時の方が多く約3.5kgであるが、格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る300kgである。

表1 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
W/Wベント	約0.0018kg
D/Wベント	約3.5kg

フィルタ装置における化学反応熱について

フィルタ装置に移行してくるエアロゾル及びガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響について評価した結果を以下に示す。

(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱の影響

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルと無機よう素について、スクラビング水との化学反応に伴い発生する反応熱量と、ベンチュリスクラバにおいて捕集された放射性物質から発生する崩壊熱量を比較する。

a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応熱量

ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは、核分裂生成物エアロゾルとコンクリートから生成するエアロゾルがある。エアロゾルのうち、非水溶性及び難水溶性のものは化学反応しないと考えられるが、ここでは、フィルタ装置に流入するエアロゾル全量 (300kg) について化学反応するものとした。さらに、最も反応熱が大きくなる [] (コンクリートから生成するエアロゾルの一種) で代表した場合の化学反応による発熱量を計算した。

ベンチュリスクラバに捕集された [] の化学反応熱は以下のとおり表せる。

[]

ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値である。(参考図書1)

[]

これらの値より、 [] となる。よって、1 mol の [] [] が反応すると約 [] の発熱量となる。

ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル [] の量は以下の値を用いる。

- [] の量 = 300 (kg)
- [] 分子量 = [] (g/mol)

よって、ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル [] の量は約 [] であるので、反応熱量は約 [] の発熱となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応熱量

ベンチュリスクラバにおける化学反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。
(参考図書1)

これらの値より となる。よって、1 mol の無機よう素 (I_2) が反応すると約 の発熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に基づき、無機よう素生成割合を91%とすると、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の量は以下のとおりである。

- ・無機よう素 (I_2) の量 = (g)
- ・無機よう素 (I_2) 分子量 = 253.8 (g/mol)

よって、ベンチュリスクラバにおいて捕集される無機よう素 (I_2) の量は約 であるので、反応熱量は約 の発熱となる。

c. 影響評価

a, b で算出したエアロゾル及び無機よう素の化学反応熱量の合計は の発熱となり、設計上考慮しているスクラバ容器内発熱量 (370kW) の の積算値 に対して約 %であり、スクラビング水の水位挙動等への影響は十分小さい。

(2) 銀ゼオライトフィルタにおける化学反応熱の影響

銀ゼオライトフィルタにおいてガス状放射性よう素の化学吸着により発生する反応熱量と銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素から発生する崩壊熱量を比較する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

a. 銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の化学反応熱量

銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

[]

ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。
(参考図書1)

[]

これらの値より、[]となる。よって、1mol の有機よう素 (CH_3I) が反応すると約 []の発熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 []である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に基づき、有機よう素生成割合を 4%とする。また、よう素重量から有機重量への補正 (よう化メチルの分子量/よう素の原子量 $\div 1.12$) を設定値とすると、銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の量は以下のとおりである。

- ・有機よう素 (CH_3I) の量 = [] (g)
- ・有機よう素 (CH_3I) 分子量 = 141.9 (g/mol)

よって銀ゼオライトフィルタに流入する有機よう素は []であるので、反応熱量は []の発熱となる。

b. 銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の化学反応熱量

銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。

[]

ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。
(参考図書1)

[]

熱化学方程式及び標準生成エンタルピーより、 となる。よって、1mol の無機よう素 (I_2) が反応すると約 の吸熱量となる。

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 である。NUREG-1465 (参考図書 2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に基づき、無機よう素生成割合を 91%, ベンチュリスクラバにおける DF を 100 とすると、銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の量は以下のとおりである。

- ・無機よう素 (I_2) の量 = (g)
- ・無機よう素 (I_2) 分子量 = 253.8 (g/mol)

よって、銀ゼオライトフィルタに流入する無機よう素は約 であるので、反応熱量は の吸熱となる。

c. 影響評価

a. b. で算出したガス状放射性よう素の化学反応熱量の合計は の発熱となり、ガス状放射性よう素が で銀ゼオライトフィルタに捕集されると考えると、約 となり、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度}(\text{°C}) = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量}(W)}{(\text{比熱}(J/kg\text{°C}) \cdot \text{窒素ガス流量}(m^3/s) \cdot \text{窒素ガス密度}(kg/m^3))}$$

ここで、銀ゼオライトフィルタに流入する窒素ガスの条件は以下のとおり設定した。

- ・窒素ガス流量 = 100 (Nm^3/h)
- ・窒素ガス比熱 = 1040 ($J/kg \cdot \text{°C}$)
- ・窒素ガス密度 = 1.25 (kg/Nm^3)

以上より、銀ゼオライトフィルタの上昇温度は約 °C と評価でき、よう素の再揮発等への影響は十分小さい。

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応生成物の影響

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応は以下のとおりである。

スクラビング水には化学薬剤として 及び を添加しており、無機よう素 (I_2) が流入することによって、溶解状態の と が生成する。

スクラビング水に含まれる [] の量は約 [] , [] の量は約 [] である。一方, 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 [] である。NUREG-1465 (参考図書 2) に基づき, 格納容器内へのよう素の放出割合を 61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に示される無機よう素生成割合を 91% とすると, ベンチュリスクラバにおいて捕集される I₂ の量は約 [] となるため, 生成する [] の量は約 [] , [] の量は約 [] となる。

ここで, それぞれの化学種の分子量は以下の値である。

- [] の分子量 = [] (g/mol)
- [] の分子量 = [] (g/mol)

よって, [] は約 [] , [] は約 [] となる。スクラバ容器 4 基のスクラビング水の保有水量約 [] であり, [] の濃度は約 [] , [] の濃度は約 [] と微量であることから, 構造材への腐食の影響はないと考えられ, これらの物質は中性であるため, スクラビング水の pH にも影響しない。

(4) 銀ゼオライトフィルタにおける化学反応生成物の影響

銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素と無機よう素の化学反応はそれぞれ以下のとおりである。

[]

[]

この化学反応による化学反応生成物である [] には爆発の恐れがあることが知られている。[] については, [] と [] が発生するため, 格納容器内で発生する有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。

格納容器内で発生する有機よう素は [] であり, 仮に温度を 200°C (473K) で圧力を保守的に 1atm とすると [] となり, D/W 自由空間容積は約 [] m³ であるため, 格納容器内の有機よう素の濃度は約 [] となる。

よって, 有機よう素が銀ゼオライトフィルタで反応し生成する [] の濃度は約 [] であると評価でき, 一般に有機化合物の可燃性限界の下限濃度は数%オーダーであることからこのような極低濃度において爆発の恐れはない (参考図書 4)。

[] については, 熱や光で分解する性質がある。[] [] は 400°C 以上の高温状態において, 数時間程度 [] [] を通気した場合には起こることが知られているが, 銀ゼオライトフィルタの温度は 400°C に対して十分低く抑えることができる。また, [] [] , 銀ゼオライトフィルタは容器内の

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。 []



銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素との化学反応においては、 []
の他の化学反応生成物は、安定な固体である [] 及び極低濃度の []
であり、銀ゼオライトフィルタの性能に与える影響はない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

《参考図書》

1. 化学便覧基礎編改訂3, 5版
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”
4. M. G. Zabetakis, “Flammability Characteristics of Combustible Gases and Vapor.” U. S. Bureau of Mines Bulletin 627. 1965

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

ベント時に格納容器からスクラバ容器に可溶性及び不溶性エアロゾルが流入し、スクラビング水中のエアロゾル濃度の増加に伴い、スクラビング水の粘性が増加することが考えられる。

可溶性及び不溶性エアロゾルによる粘性変化に関する評価を以下に示す。

(1) 可溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが可溶性の場合、スクラバ溶液中では捕集したエアロゾルが溶解し、溶液中の可溶成分濃度が上昇する。可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）を図1、2に示す。

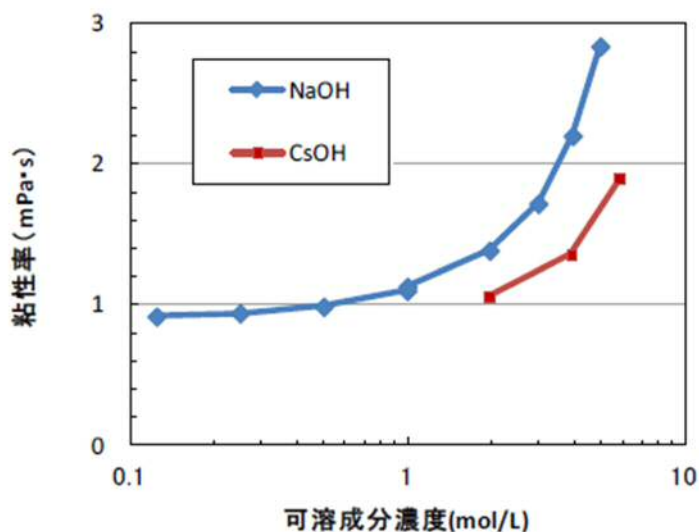


図1 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

(NaOH：参考図書1、3，CsOH：参考図書3)

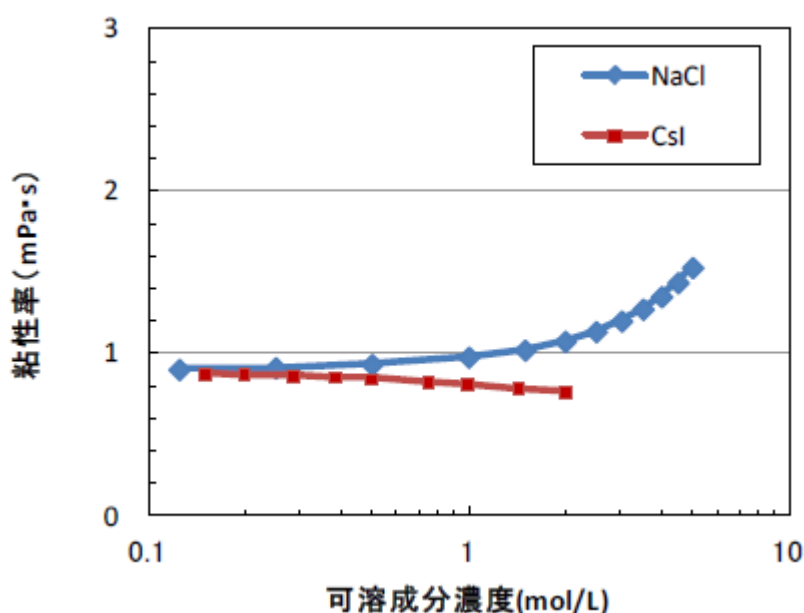


図2 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書4, CsI : 参考図書5)

スクラバ容器のスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、通常水位 (約 [redacted]) で [redacted] であり、下限水位 (約 [redacted]) ではそれぞれ [redacted] に相当する。ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kg とし、仮に全量がセシウム元素とした場合、可溶性エアロゾルのスクラビング水の濃度は約 [redacted] となる。これらのモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°Cの水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [redacted] となる。

ここで、JAVA 試験でのスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、[redacted] [redacted] であり、このモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°Cの水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [redacted] となる。JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は 25°Cにおいて約 [redacted] 高いと評価できる。

(2) 不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

η : 懸濁液の粘性率

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

ϕ : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図3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)。

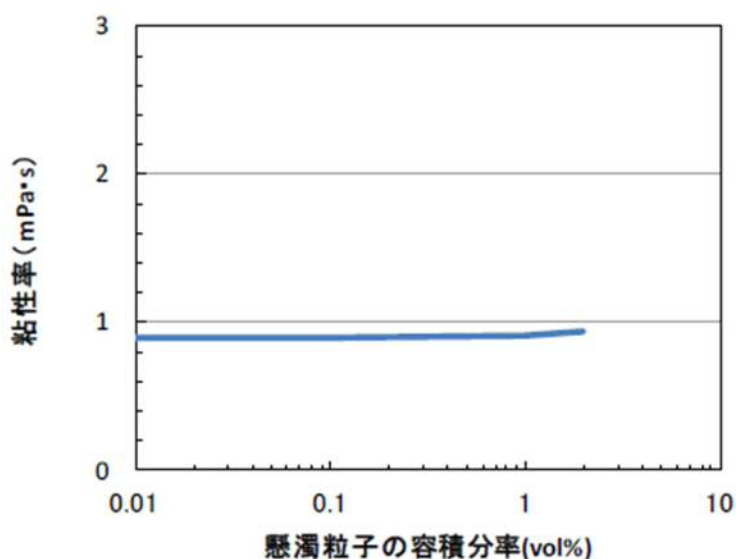


図3 懸濁粒子が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に300kgとし、仮にエアロゾルの比重を2.2g/cm³ (MCCIで発生する可能性のあるSiO₂の比重: 参考図書2)とした場合、下限水位(約)での不溶性エアロゾルの容積分率は約 であり、粘性率はほとんど変化しないため、不溶性エアロゾルによる粘性率への影響はほとんどないと考えられる。

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

液体の粘性率は温度が上昇するにつれて低下する。純水の粘性率の温度依存性を図4に示す。

JAVA試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は25°Cにおいて約 高いと評価できるが、ベントガスの流入によりスクラビング水の温度は上昇し、粘性率は低下するため、スクラビング水の粘性がスクラバ容器における除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

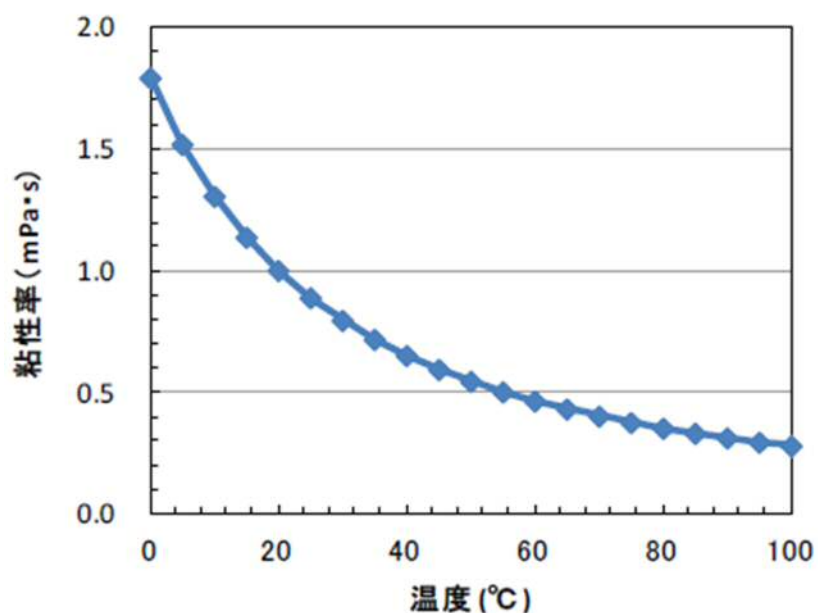


図4 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書 1)

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. 岩波理化学辞典第3版
3. 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)
4. 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)
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)

フィルタ装置（スクラバ容器）の基数の違いによる影響について

フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成にすることに対して、フィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮している事項は以下のとおりである。図1にフィルタ装置廻りの系統概要を示す。

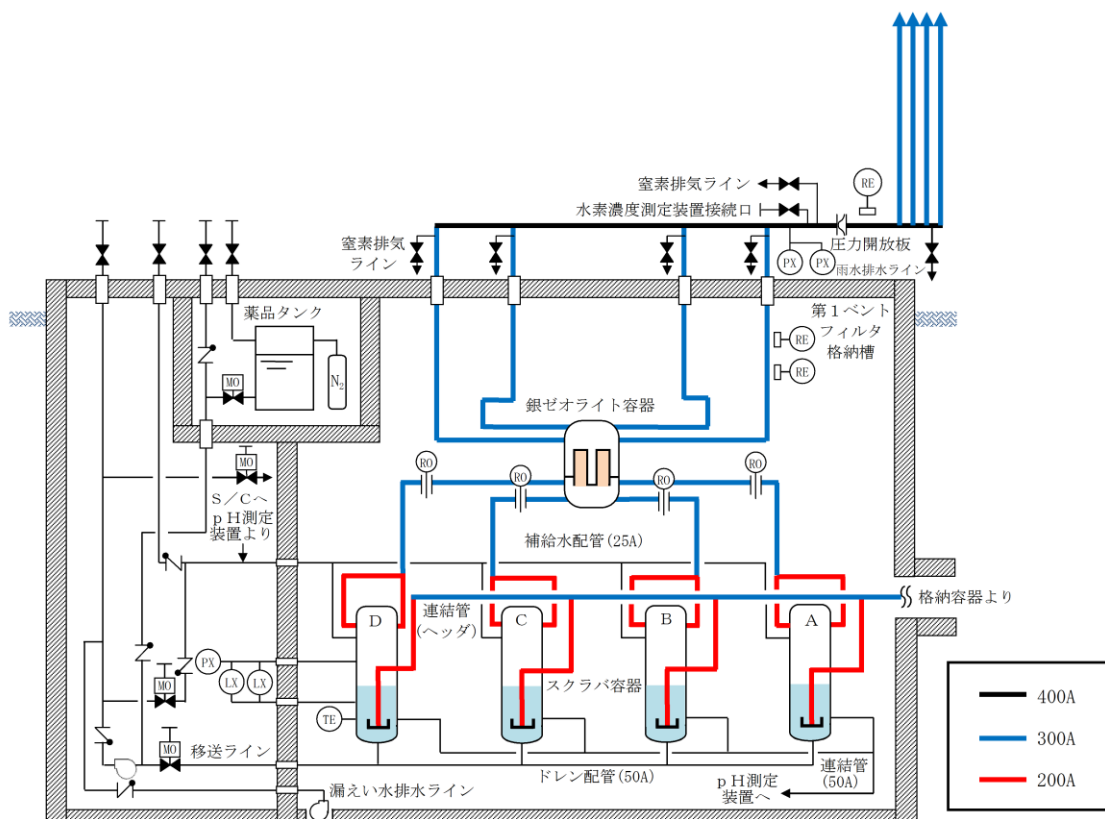


図1 フィルタ装置廻り系統概要図

(1) 配管圧損

各スクラバ容器廻りの配管圧損の差が十分小さくなるよう、配管のルート計画を考慮しており、スクラバ容器入口側に連結管（ヘッダ）、スクラバ容器出口側に流量制限オリフィスを設置している。これにより、各スクラバにおけるガス流速（体積流量）を出来るだけ均一になるよう設計しており、各フィルタ装置と接続している分岐部～オリフィスまでの配管の圧損差は、最大でも約 と小さく、この圧損差による蒸気流量のばらつきは 程度である。したがって、スクラバ容器が4基構成であっても各スクラバ容器のベンチュリスクラバにおけるエアロゾル除去性能に有意な影響はない。また、4つのスクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置し、第1ベントフィルタ格納槽の躯体により遮蔽してい

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

るため、線量の偏りによる外部への影響はない。ルート別の配管長さ（曲げ数）を表1，ルート別の流速を表2，各フィルタ装置の配管圧損，流量の差を表3に示す。なお，流量制限オリフィス下流はオリフィス穴径に応じた流量となるため，銀ゼオライト容器入口における各スクラバ容器からのガス流速（体積流量）はほぼ一定となる。

表1 ルート別の配管長さ（曲げ数）

（単位：m）

配管 ルート	分岐～スクラバ容器		スクラバ容器～オリフィス		合 計	
	300A（曲げ）	200A（曲げ）	300A（曲げ）	200A（曲げ）	300A（曲げ）	200A（曲げ）
A						
B						
C						
D						

注) オリフィス～銀ゼオライト容器の配管長さは同一のため省略

表2 ルート別の流速

（単位：m/s）

配管 ルート	分岐～スクラバ容器	スクラバ容器～オリフィス	
	200A	300A	200A
A			
B			
C			
D			

表3 各フィルタ装置の配管圧損，流量の差

	フィルタ装置A	フィルタ装置B	フィルタ装置C	フィルタ装置D
配管圧損の差 (kPa[dif])※				
質量流量 (kg/s)				
体積流量 @ベンチュリ ノズル部 (m ³ /s)				

※分岐～オリフィスの区間

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) スクラビング水位

各スクラバ容器の液相部は連結管により相互に接続しており、各スクラバ容器の水位は同一となるような設計としている。なお、この連結管の配管径は 50A であり、スクラバ容器に流入するエアロゾル粒径に対して十分に大きな設計としており、スクラバ容器へのエアロゾル移行量を考慮してもスクラビング水の粘性率への影響は小さいため、当該ラインが閉塞する恐れはない。

(3) 気相部圧力

各スクラバ容器の気相部は、補給水用配管を通じて連結させることにより、1つの金属フィルタに過大な圧力がかからない設計としている。なお、気相部に含まれるエアロゾルは、スクラビング後の粒径の小さなエアロゾルのみとなるため、当該ラインが閉塞する恐れはない。

(4) 薬剤濃度

フィルタ装置（スクラバ容器）への薬剤の補給については、図2に記載のとおり、常設設備により補給が可能な設計としている。

各スクラバ容器への補給ラインは容器毎にそれぞれ設置している。各ラインの配管圧損は小さく、各スクラバ容器の液相部は、連結管により相互に接続しているため、ほぼ均等に補給でき、スクラビング水位および薬剤の濃度は均一になると考えられるが、薬剤の補給後は図3に記載のとおり循環運転を実施し、スクラビング水の均一性を確保する設計としている。

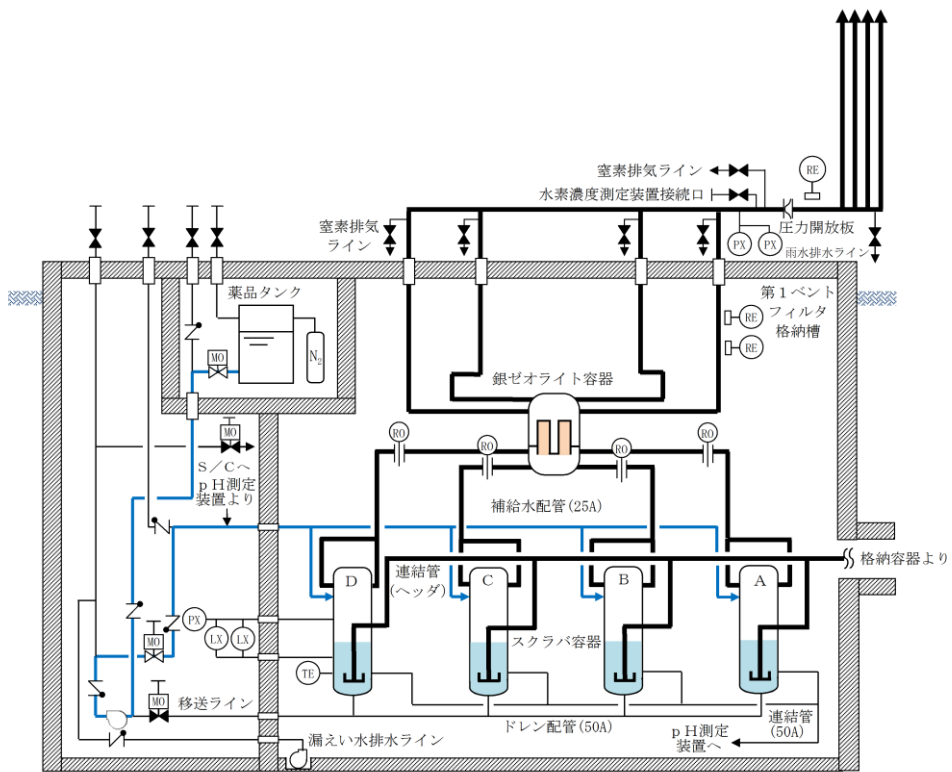


図2 フィルタ装置廻り系統概要図 (補給時)

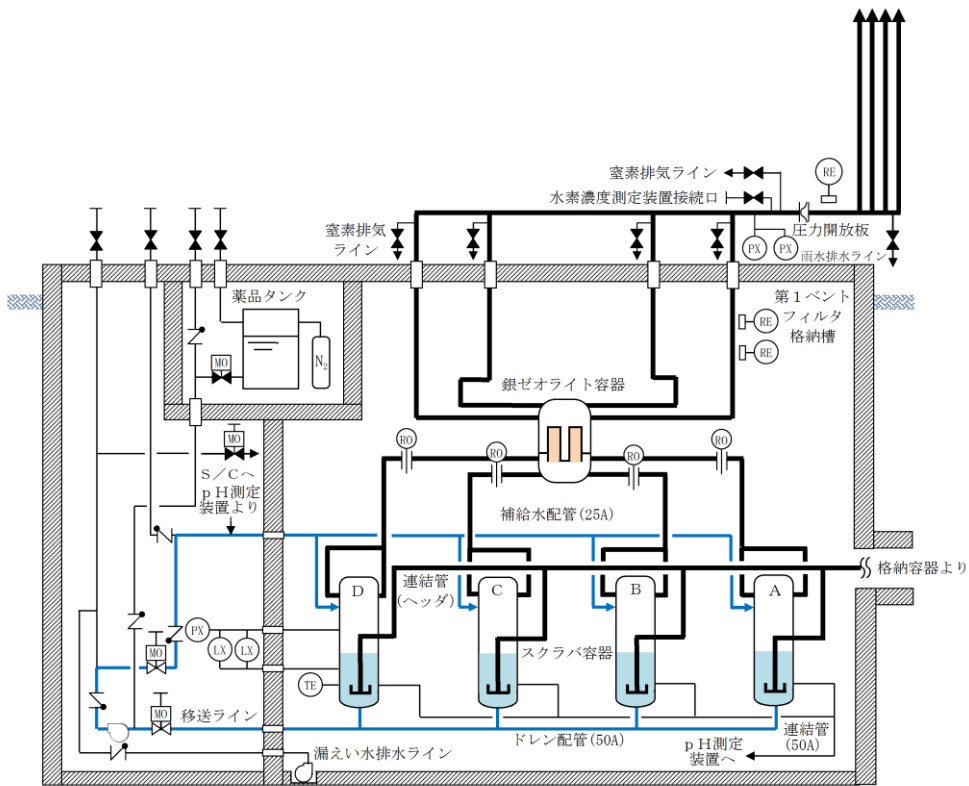


図3 フィルタ装置廻り系統概要図 (循環運転時)

(参考1) スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基の構成としていることに対し、フィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮しているが、基数による影響を網羅的に確認するため、格納容器フィルタベント系の設計で考慮した事項からスクラバ容器基数による影響が考えられる項目を抽出した。スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果を表1に示す。

表1 スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果 (1/2)

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器4基構成における設計考慮事項	影響評価結果
排気容量 (ベントガス流量)	スクラバ容器1基当たりのベントガス流量がばらつく可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 	<ul style="list-style-type: none"> ベントガス流量が出来るだけ均一になるよう設計しており、ベントガス流量のばらつきは小さい。
放射性物質の除去	スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきがでること各フィルタ部において除去性能検証試験範囲から逸脱する可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 	<ul style="list-style-type: none"> ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器においてベントガス流量が除去性能検証試験範囲から逸脱することはない、放射性物質の除去性能への影響はない。
金属フィルタの閉塞	エアロゾルはベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、一部の金属フィルタが閉塞する可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へエアロゾルがほぼ均等に流入すること及び金属フィルタへ移行するエアロゾル量は金属フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認していることから、金属フィルタが閉塞する可能性はない。
薬剤濃度	格納容器内で発生した酸性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、一部のスクラバ容器のスクラビング水のpHが下がる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。 薬剤補給後は、スクラバ容器の循環運転を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へ酸性物質がほぼ均等に流入すること及びスクラビング水は十分な量の薬剤を保有していることから、薬剤濃度への影響はない。 各スクラバ容器には薬剤を補給できる設計としており、薬剤補給後はスクラビング水を循環させることで均一性を確保することから薬剤濃度への影響はない。
スクラビング水位	放射性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水位が下がる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> 各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へ放射性物質がほぼ均等に流入すること及び各スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続し、スクラバ容器のスクラビング水位が等しくなるよう設計していることから、スクラビング水位への影響はない。

表1 スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果（2/2）

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器4基構成における設計考慮事項	影響評価結果
系統の冗長性	系統に冗長性を持たせている格納容器の接続位置とベント弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
位置的分散	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
水素対策	可搬式窒素供給装置により窒素置換が可能のため基数による影響なし。	—	—
悪影響防止	他系統とは弁により隔離しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
現場操作	ベント弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
補給・排水操作	各スクラバ容器に補給水管及びドレン配管を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
排気処理	放出口の高さは、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
外部事象、地震、津波、溢水、火災、環境条件に対する考慮	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
作業員被ばく低減	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
圧力開放板	スクラバ容器出口配管の合流部に圧力開放板を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
水素及び放射性物質濃度の監視	スクラバ容器出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
スクラバ容器周りの計装	各スクラバ容器に水位、圧力及び温度を監視する計器を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。スクラビング水pH計は、液相部の連結管に設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
試験又は検査	各スクラバ容器に点検用のマンホールを設置していることから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—

(参考2) ベントガス流量のばらつきに対する影響評価の詳細について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基構成としており、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することで、スクラバ容器の性能に影響がでる可能性がある。このため、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響を評価した。

1. ベントガス流量のばらつきの評価

フィルタ装置入口配管の分岐部から各スクラバ容器入口までの圧力損失とベントガス流量を評価した結果、フィルタ装置の入口流量比の差は格納容器内圧力1Pd時において , 格納容器内圧力2Pd時において であった。フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量を表1及び表2に示す。

表1 PCV 圧力1Pdにおけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器 入口ガス流量 (m ³ /s)	スクラバ容器 入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

表2 PCV 圧力2Pdにおけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器 入口ガス流量 (m ³ /s)	スクラバ容器 入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 流量のばらつきによる影響

スクラバ容器1基当たりの流量のばらつきが発生した場合には、以下の影響により、所定の性能を発揮することができない可能性がある。

(1) 性能検証試験範囲からの逸脱

格納容器フィルタベント系は、想定する運転範囲としてベントガス流量を としており、このベントガス流量が各スクラバ容器に均等に分配されるように設計している。このため、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生し、各スクラバ容器で想定している流量が増減することで、想定している運転範囲から逸脱する可能性がある。この結果、除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し、所定の除去性能が発揮できない可能性がある。

(2) エアロゾルによる金属フィルタの閉塞

スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入するエアロゾル量が増加し、金属フィルタの閉塞が発生する可能性がある。

(3) 格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水のpHの異常低下

スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入する酸性物質の量が増加し、スクラビング水のpHが異常に低下する可能性がある。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下

スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなり、放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラビング水が異常に低下する可能性がある。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. ベントガス流量のばらつきによる影響評価

スクラバ容器 1 基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響について評価を行い、所定の性能に影響がないことを確認している。確認結果の詳細は以下のとおり。

(1) 性能検証試験範囲からの逸脱

格納容器圧力 2Pd 時におけるベントガス流量のばらつき に対する影響評価結果は以下のとおり。

a. ベンチュリスクラバ

図 1 にベンチュリノズルにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図 1 より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから、ベンチュリスクラバにおける運転範囲への影響はない。

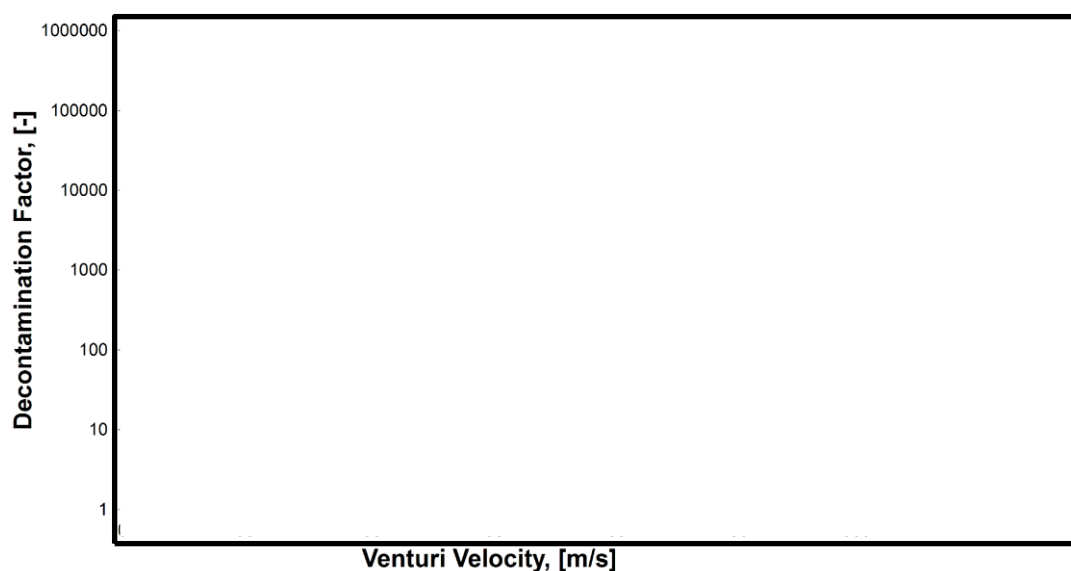


図 1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

なお、ベンチュリスクラバでは、無機よう素も捕集・保持するが、除去性能に影響を与える因子はスクラバ溶液の pH であり、流速に依存しないためベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集・保持に影響はない。

b. 金属繊維フィルタ

図 2 に金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図 2 より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数 DF1,000 以上を満足していることから、金属繊維フィルタにおける運転範囲への影響はない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

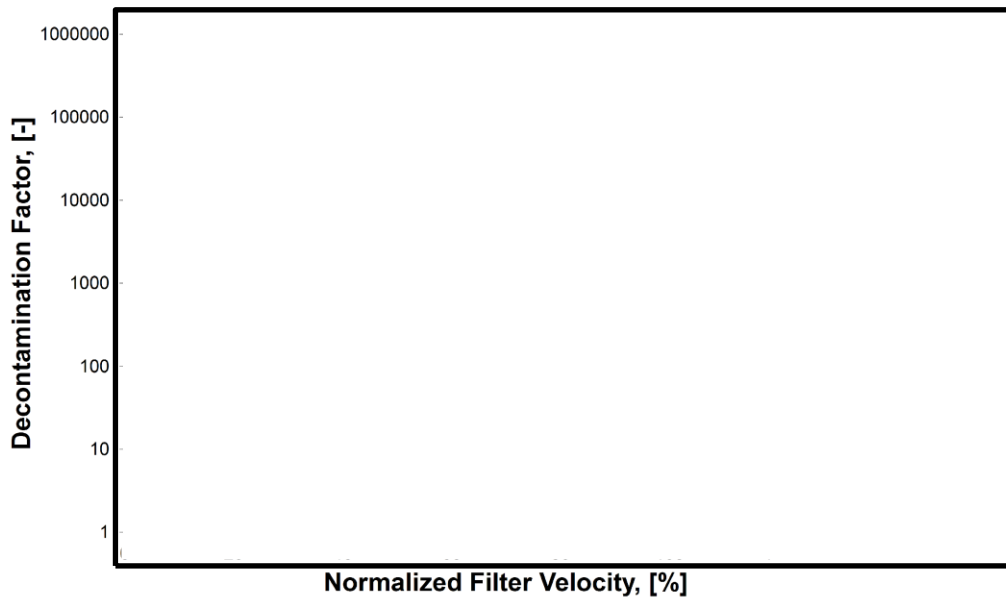


図2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾルによる金属フィルタの閉塞

想定するエアロゾル量(300kg)がスクラバ容器に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は [] であり、ベントガス流量が [] 増加した場合においてもその移行量は [] ([] × []) のため、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量 [] に対して小さいため、金属繊維フィルタの閉塞が生じる可能性はない。なお、有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用できない場合))におけるエアロゾルの金属フィルタへの移行量は [] であり、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量に対して十分小さい。

なお、金属フィルタのドレン配管の口径は [] であり、これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は [] で極めて小さく、また、ドレンが排出できる十分な配管口径であることから、ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。(別紙 24)

(3) 格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水の pH の異常低下

保守的に格納容器内で発生した酸性物質(約 [] mol) が全てスクラバ容器へ移行した場合、スクラビング水をアルカリ性に維持するためには [] mol 以上の [] が必要となり、その濃度は [] [] である。これに余裕をみて待機時には、スクラビング水の濃度を [] 以上とすることで、 [] としている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ベントガス流量が [] 増加した場合のスクラバ容器 1 基当たりの酸性物質の移行量は、 [] であり、待機時のスクラバ容器 1 基当たりの [] より小さいためスクラビング水の pH への影響はない。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下

ベントガス流量が [] 増加した場合に、一部のスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなるため、その崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水の蒸発量は増加する。一方、他のスクラバ容器では流入する放射性物質が少なくなるためスクラビング水の蒸発量は減少することになり、4 基のスクラバ容器全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり、スクラビング水位の低下への影響はない。また、一部のスクラバ容器のスクラビング水が減少した場合は、連結管によりスクラビング水の水位は均一となる設計としているため、スクラビング水位の低下への影響はない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考3) 気相部及び液相部の連結管について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基の構成としており、スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連結管により接続している。連結管の設置目的及び連結管の口径の根拠を以下に示す。

1. 連結管の設置目的

スクラバ容器に気相部及び液相部に設置する連結管の設置目的(役割)を以下に示す。

(1) 気相部の連結管

- a. 各スクラバ容器気相部の圧力を同等にすることで1つの金属フィルタに過大な圧力がかからないようにする。また、スクラバ容器の水位を同等とする。
- b. 補給設備へ接続する。

(2) 液相部の連結管

- a. 各スクラバ容器の水位を同等とする。
- b. pH測定装置へ接続する。

2. 連結管配管径の適切性

配管口径については、むやみに圧力損失が増え、動力、最高使用圧力を増加させることがないように、また、浸食、配管振動を生じさせないように、配管内流速を表1に示す目安以下に抑えることを考慮して選定している。

表1 配管内流速の目安

液体の種類	波動の状態	基準流速
淡水		
蒸気・ガス		

スクラビング水はベントに伴い、蒸気凝縮、捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが、液相部の連結管によりスクラビング水が移動し、移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連結管を流れることで、スクラビング水位は同等となる。この際、スクラバ容器の気相部の圧力は同等となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

よって、スクラビング水の水位差が生じた場合において、表 1 より液相部の配管内流速を 以下、気相部の配管内流速を 以下に抑えることを考慮し、液相部の連結管を 50A、気相部の連結管を 25A と設定している。

(1) スクラビング水が均一になる場合の配管内流速

スクラビング水の水位が等しくなる場合の液相部及び気相部の配管内流速について確認するため、何らかの要因で 2 基のスクラバ容器のスクラビング水の水位差が ^{※1} から均一になった場合について評価する。評価は、2 基のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図 1 に示す。

※1：スクラバ容器の機能を喪失しない範囲（スクラビング水の上限水位～下限水位）における水位差として設定

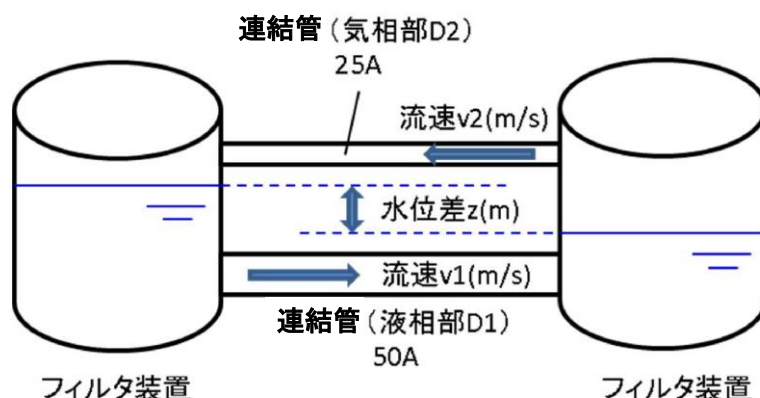


図 1 評価モデル図

2 基のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液相部の連結管の流速は以下の式に基づき計算する。

$$\Delta h = \lambda \frac{L v^2}{D 2g}$$

- Δh : 圧力損失 (初期水位差 z :)
- λ : 管摩擦係数 ()
- L : 連結管の長さ
- D : 連結管内径
- V : 流速
- g : 重力加速度 (9.80665m/s²)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

流体抵抗である L/D の算出にあたり、配管内流速が大きくなるよう、最も距離が短いスクラバ容器 C～D の連結管の長さを選択した。

表 2 連結管の流体抵抗

連結管	L/D
スクラバ容器 A～B	
スクラバ容器 A～C	
スクラバ容器 A～D	
スクラバ容器 B～C	
スクラバ容器 B～D	
スクラバ容器 C～D	

評価の結果、液相部の配管内流速は [] となる。また、気相部の連結管は、液相部の連結管を流れる流量と同等のベントガス等が流れるため、気相部の連結管の配管内流速は [] となる。

以上より、液相部の目安 [] 以下かつ気相部の目安 [] 以下であり、液相部の配管口径 50A 及び気相部の配管口径 25A で問題ないことを確認した。

(2) スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送する場合の配管内流速
ベント終了後のスクラビング水のサプレッション・チェンバへの移送については、移送ポンプの定格流量である約 10 m³/h が 50A の配管内を流れることを考えた場合、流速は約 1.3 m/s となる。

以上より、液相部の目安 [] 以下であるため、液相部の配管口径 50A で問題ないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考4) スクラバ容器に水位差が発生した場合の液面振動

格納容器フィルタベント系は、ベントガス流量を同等とする設計及び4基のスクラバ容器を連結管で接続する設計としており、スクラビング水の水位差が生じることは考えにくい。

仮に、何らかの要因によりスクラバ容器に水位が発生した場合の液面振動について評価を行った。評価は、2台のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図1に示す。

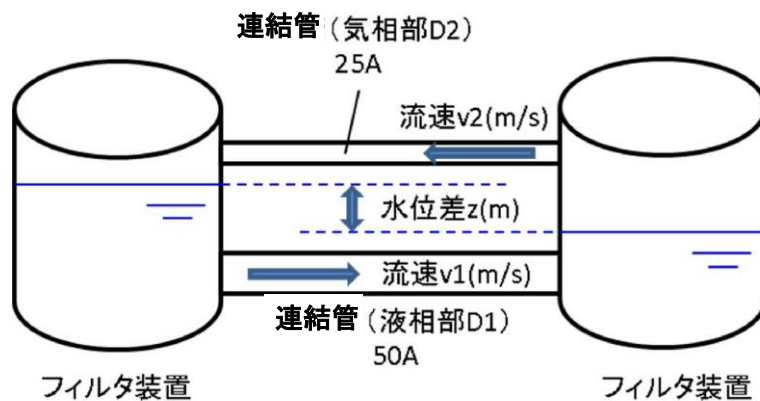


図1 評価モデル図

2台のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液面振動の水位差 z と固有振動数 f_u は以下の式に基づき計算する。

$$\frac{dz}{dt} = \frac{\sqrt{2}n}{m} \sqrt{mz + 1 - (mz_0 + 1)\exp\{m(z - z_0)\}} \quad (\text{式1})$$

$$m = \frac{2gcF_1F_2}{lf(F_1+F_2)} \quad (\text{式2})$$

$$n = \sqrt{\frac{gf(F_1+F_2)}{l(F_1+F_2)}} \quad (\text{式3})$$

$$f_u = \frac{n}{2\pi} \quad (\text{式4})$$

F1, F2 : スクラバ容器1基の断面積 ()

c : 連結管の摩擦抵抗係数 ()

f : 連結管の断面積 ()

l : 連結管の長さ ()

g : 重力加速度 (9.80665m/s²)

z : 水位差 (m)

z₀ : 初期水位差 ()

f_u : 固有振動数 (Hz)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

振幅が最大になるとき、液面の時間変化(dz/dt)は0になると考えられることから、(式1)は以下の式へ変形できる。

$$mz + 1 - (mz_0 + 1)\exp\{m(z - z_0)\} = 0 \quad (\text{式5})$$

ここで、(式2)より $m = \square$ となる。また、振幅が最大となる場合の水位差は、図2に示すとおり $z < 0$ となることから(式5)内の $\exp\{m(z - z_0)\} \rightarrow 0$ となるため、振幅の最大値は以下の式で計算できる。

$$mz + 1 = 0$$

よって、

$$Z = -\frac{1}{m} = -1.41(\text{mm})$$

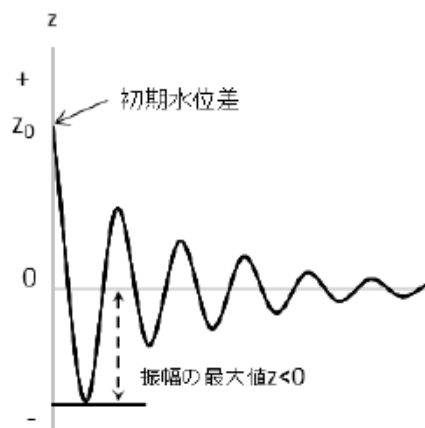


図2 振幅のイメージ

以上より、何らかの要因により水位差が \square となった場合の液面振動の振幅は最大でも \square であり、液面振動を考慮しても上限水位である \square に対し余裕があるため液面振動による影響はない。 \square

\square その時のスクラバ溶液の最高水位は約 \square であり、有効性評価における7日後の水位は下限水位に対し余裕がある。

また、(式3)及び(式4)より液面振動の固有振動数 f_u は \square 未満であり、剛構造であるスクラバ容器の \square に対し十分小さいことから、液面振動がスクラバ容器と共振することはない。

なお、スクラバ容器4基間での液面振動を評価するため、前述の評価において、スクラバ容器断面積 F_0 を2基分の断面積として評価を実施した結果、液面振動の振幅は最大でも \square 未満であり、固有振動数は \square 未満であることから液面振動の影響はないと考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置入口配管、フィルタ装置（スクラバ容器、銀ゼオライト容器）、フィルタ装置出口配管等で構成し、材料としては、ステンレス鋼、炭素鋼を使用し、重大事故時においても所定の機能を確保・維持できるように、使用環境を考慮した設計条件を設定し、構造設計を行っている。また、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表面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、エポキシ系等の防食塗装を行う。

格納容器フィルタベント系の構造に関わる主な設計条件を表1、格納容器フィルタベント系の材料範囲図を図1に示す。

表1 格納容器フィルタベント系の主な構造設計条件

項目	設計条件
最高使用圧力	853kPa[gage] (流量制限オリフィスまで)
	427kPa[gage] (流量制限オリフィス以降)
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス2
耐震仕様	基準地震動S _s にて機能維持

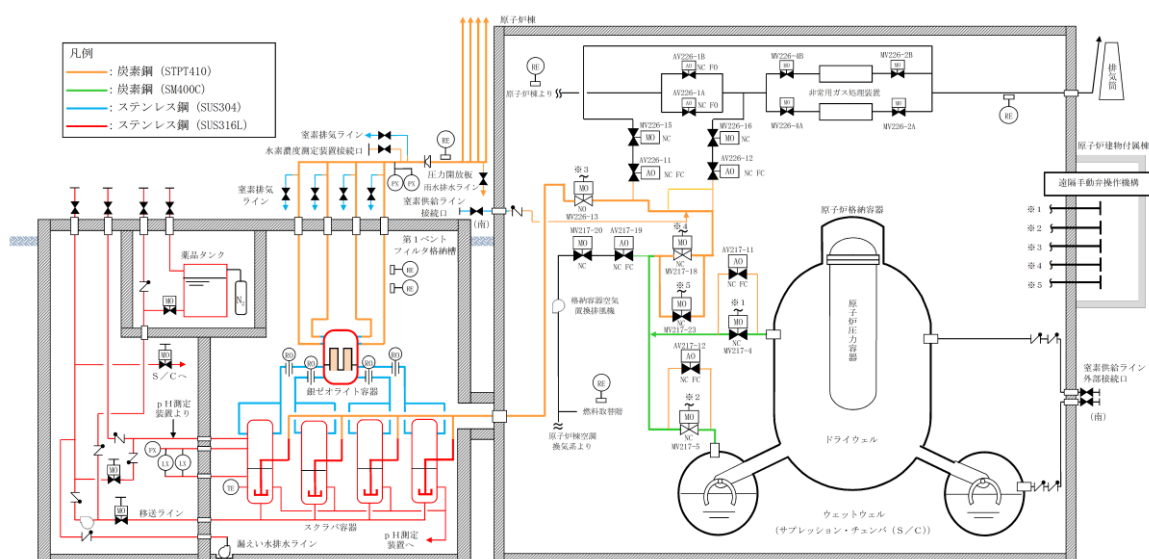


図1 格納容器フィルタベント系の材料範囲図

格納容器フィルタベント系のうち、スクラバ容器については、容器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（高線量下）を考慮して、頑健性を高めた構造設計に加えて、スクラビング水の漏えい防止対策として、スクラバ容器接液部における設計上の考慮事項を設けている。スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の具体的な考慮事項を表2、格納容器フィルタベント系の構造概略図を図2に示す。

表2 スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の考慮事項

接液部	漏えい防止に係る設計上の考慮事項
スクラバ容器本体	<ul style="list-style-type: none"> ▶ マンホール蓋は溶接閉止構造とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ▶ 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。
配管・弁 ・ベントガス入口管 ・ドレンライン ・容器連絡管 ・計装ライン	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 容器・配管・弁の取り合いは、原則溶接接続とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 ▶ 弁箱と弁蓋の取り合い部のようなフランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（表3参照） ▶ 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

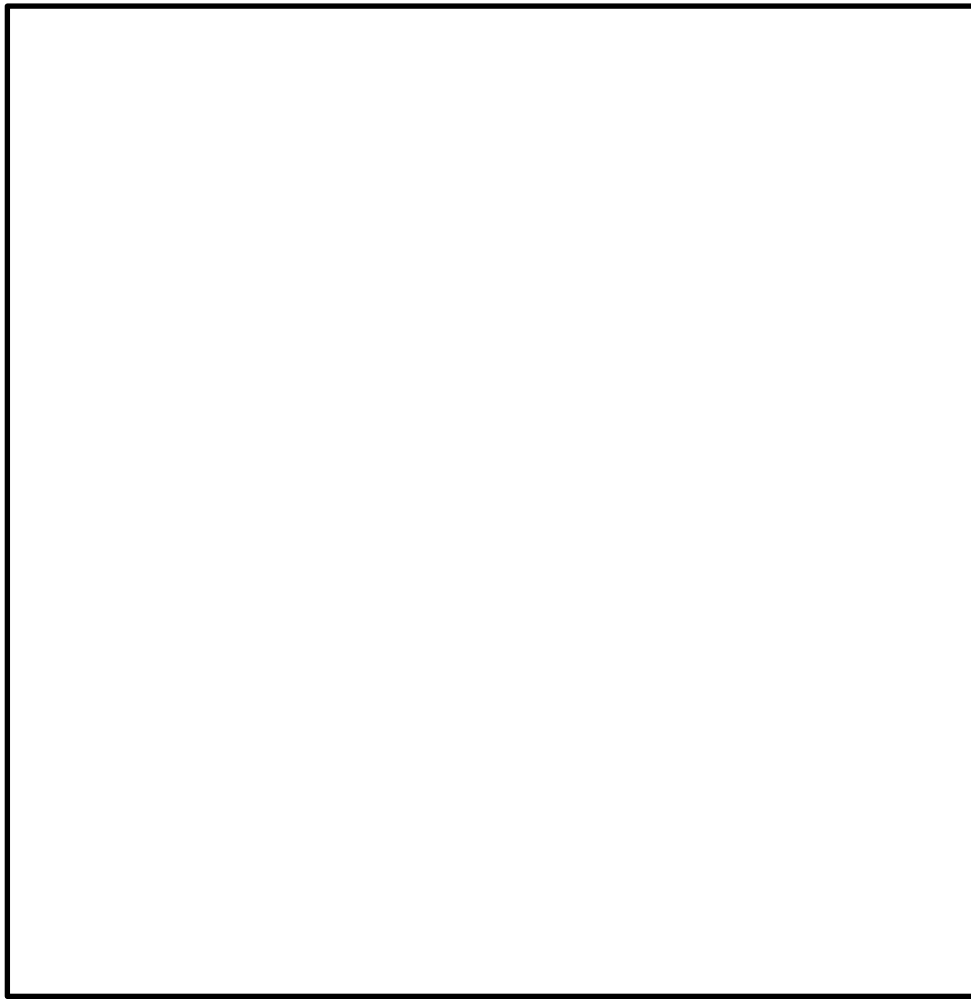


図2 スクラバ容器の構造概略図

表3 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
バタフライ弁と配管の接続部（フランジ構造）	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部（フランジ構造）	黒鉛製

以上のとおり、格納容器フィルタベント系は、設計・製作・検査により、スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが、万一スクラバ容器外にスクラビング水が漏えいした場合でも、漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には、スクラバ容器を設置している第1ベントフィルタ格納槽（鉄筋コンクリート造）内への漏えい水滞留箇所（溜めマス）及び漏えい検知器の設置、格納槽のコンパートメント化（樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理）を行う。第1ベントフィルタ格納槽の貫通部は、図3に示すとおり想定水没部以上の位置にあり、貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。（別紙18）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

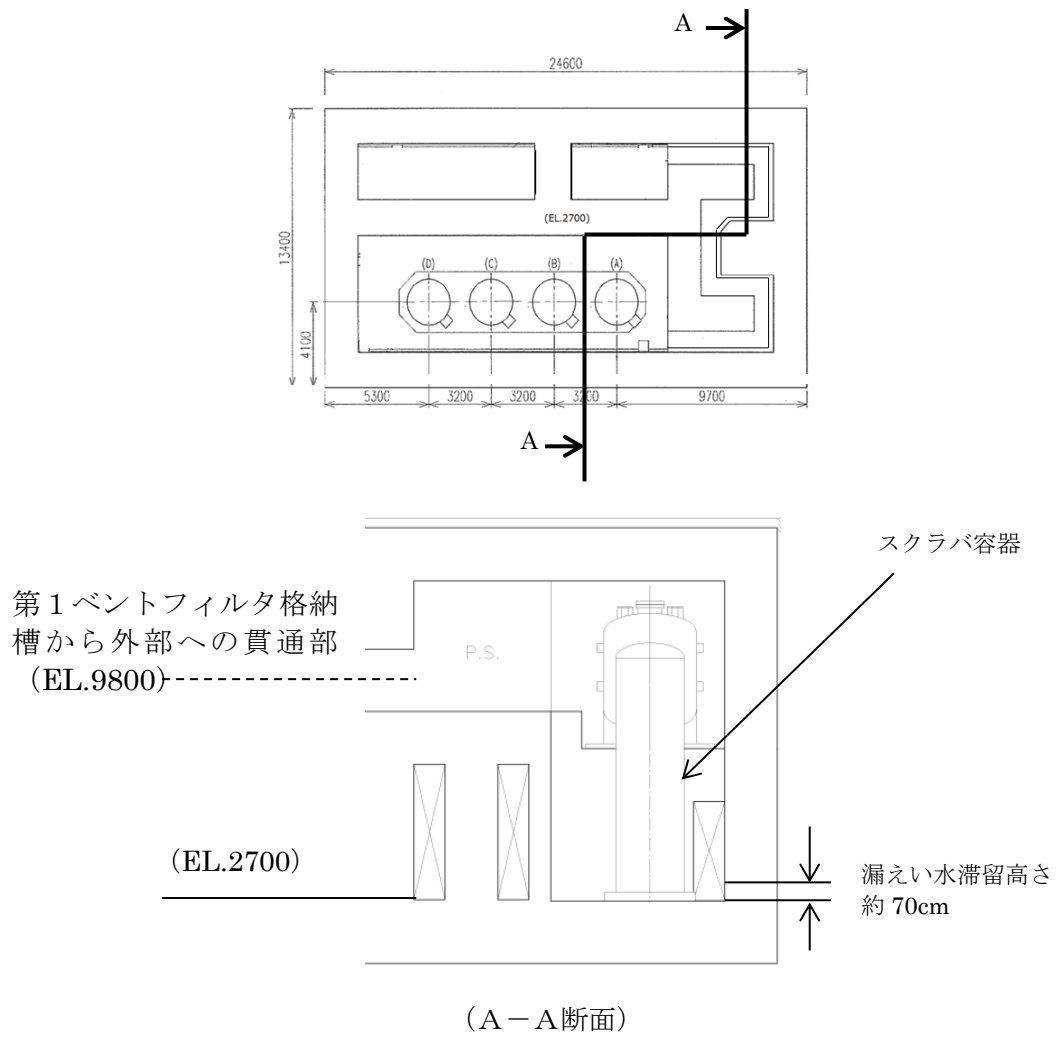


図3 第1ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と
漏えい水の高さの関係

格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について

格納容器フィルタベント系は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象の外部事象、内部溢水並びに意図的な航空機衝突に対して、原子炉建物外の地下の第1ベントフィルタ格納槽内に配置する等、表1（1/5～5/5）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」第四十三条（重大事故等対処設備）において考慮する事象とする。ただし、洪水、地滑り、生物学的事象（海生生物）、ダム の崩壊、有毒ガス及び船舶の衝突については、発電所の立地及び格納容器フィルタベント系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。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（1/5）

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 屋外	竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重（風） 荷重（飛来物） 荷重（気圧差）	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外	屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，竜巻飛来物等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，必要に応じて原子炉の運転を停止し補修を行う。
	凍結	凍結	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外気温の影響を受け難く，また，凍結の影響を考慮すべきスクラビング水を内包するスクラバ容器には，保温材を取り付けることにより凍結しない設計とする。
			屋外	屋外に設置されている排気配管については，雨水排水ラインを設けることにより雨水が蓄積しない構造とし，凍結により機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	降水	浸水 荷重	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，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	屋外に設置される排気配管，圧力開放板は，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。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（2/5）

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 原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外 屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，積雪し難い構造とするとともに，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。	
	積雪と地震の組合せ	荷重（積雪） +地震力	屋内 原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外 屋外に設置されている排気配管，圧力開放板については，積雪し難い構造となっており，積雪と地震を組み合わせても影響は増長しない。 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 屋外 落雷の影響を考慮すべき設備については，排気筒，各建物等への避雷針，棟上導体の設置，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。
	火山の影響（降下火砕物）	荷重 閉塞 腐食	屋内 原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
			屋外 屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，降下火砕物が堆積し難い構造とするとともに，系統開口部から降下火砕物が侵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，除灰を行う等，適切な対応を実施する。 化学的影響（腐食）防止のため，屋外に敷設される排気配管（炭素鋼配管）外面には防食塗装を行う。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (3/5)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	火山の影響と風、積雪との組合せ	荷重 (降下火砕物) + 荷重 (風) + 荷重 (積雪)	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
	生物学的事象	電氣的影響 (小動物の侵入による電気設備の損傷)	屋外	屋外に設置されている排気配管、圧力開放板については、降下火砕物の堆積及び積雪し難い構造となっており、火山の影響、風及び積雪を組み合わせても、影響は増長しない。なお、降下火砕物の堆積及び積雪が確認される場合には、除灰、除雪を行う等、適切な対応を実施する。
			屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
外部火災	森林火災	温度 (輻射熱) 閉塞	屋内 屋外	機器を内包する原子炉建物、地下の第1ベントフィルタ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、ばい煙等が建物内に流入するおそれがある場合には、原子炉建物の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。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（4/5）

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
外部人為事象	外部火災 近隣工場等の火災・爆発	温度（熱） 爆風圧 飛来物	屋内 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タンク（重油タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク等）による火災，爆発による爆風圧，飛来物に対して，離隔距離を確保し，影響を受けない設計とする。
	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 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。
	（偶発的な航空機落下等） 飛来物	衝突による衝撃力 火災による熱影響	屋内 屋外	意図的な航空機衝突による影響に包含される。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮（5/5）

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物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	<p>原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については，外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護されると考えられる。</p>
		屋外	<p>屋外に設置される排気配管，圧力開放板については，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ため，損傷が確認された場合は必要に応じて原子炉の運転を停止して補修を行う。</p>

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

格納容器フィルタベント系は、設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることとしている。

そこで、地震荷重と組み合わせる荷重を以下の通り設定し、その荷重により発生する応力を評価している。また、許容応力状態を $V_A S$ とし、さらに重大事故等時における運転状態を考慮して設定した設計温度にて、許容限界を設定する。その上で、発生応力が許容限界以下であることを確認することで、基準地震動 S_s に対する機器の健全性を確認している。

表1 フィルタ装置の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	$V_A S^{*1}$	T_{SA}

表2 配管の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	$V_A S^{*1}$	T_{SA}

*1: $V_A S$ として $IV_A S$ としての許容限界を用いる。

【各記号の注釈】

D : 死荷重

P_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重

M_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

なお、当該設計における荷重の組み合わせと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984, JEAG4601-1987

及び JEAG JEAG4601-1991 追補版) (日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和 59 年 9 月, 昭和 62 年 8 月及び平成 3 年 6 月) 及び発電用原子力設備規格 (設計・建設規格 JSME S NC1-2005 (2007 追補版含む) (日本機械学会 2005 年 9 月, 2007 年 9 月) に準拠したものである。

格納容器フィルタベント系使用後の保管管理

格納容器フィルタベント系使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕捉されるため、捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、適切に保管する必要がある。格納容器フィルタベント系使用後のフィルタ装置の保管方針を以下に示す。

【スクラバ容器】

格納容器フィルタベント系使用後は、スクラビング水を格納容器へ移送し、スクラビング水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管とする。

なお、スクラバ容器内にスクラビング水が保管されていたとしても、後段の金属フィルタにより、スクラビング水から環境への放射性物質の放出を防止可能であるが、放射性物質の放出口リスクを更に低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。

また、金属フィルタは、捕捉したエアロゾルの崩壊熱が、周囲への放熱によって十分冷却されるため、金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。(別紙 36)

【銀ゼオライト容器】

格納容器フィルタベント系使用後は、気中保管とする。

銀ゼオライトフィルタで捕集したガス状放射性よう素については、銀ゼオライトからのよう素の脱離反応が考えられ、400℃以上の高温状態かつ、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。(別紙 38)

しかし、上記のとおり、スクラビング水を格納容器へ移送することにより、放射線分解により発生する水素を銀ゼオライトフィルタへ流入しないようにし、ガス状放射性よう素の再揮発を防止する。

さらに、捕捉したガス状放射性よう素の崩壊熱が、周囲への放熱によって十分冷却されるため、温度の観点からもガス状放射性よう素の再揮発は生じないことを確認している。(別紙 38)

なお、格納容器フィルタベント系使用後には、放出口手前に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。

第1ベントフィルタ格納槽内における漏えい対策について

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

図1に排水設備の構成を、表1に各部位の設計上の考慮事項を示す。

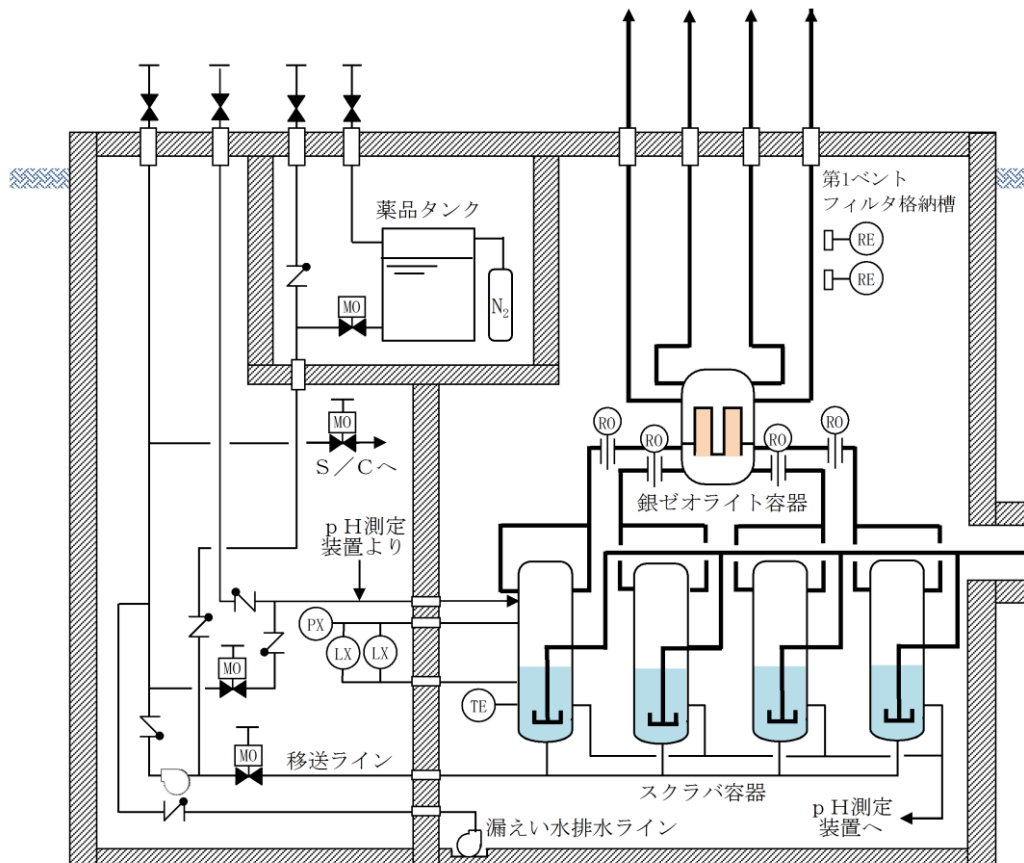


図1 排水設備の構成

表1 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする（図2参照）。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 []，放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 S_s に対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。

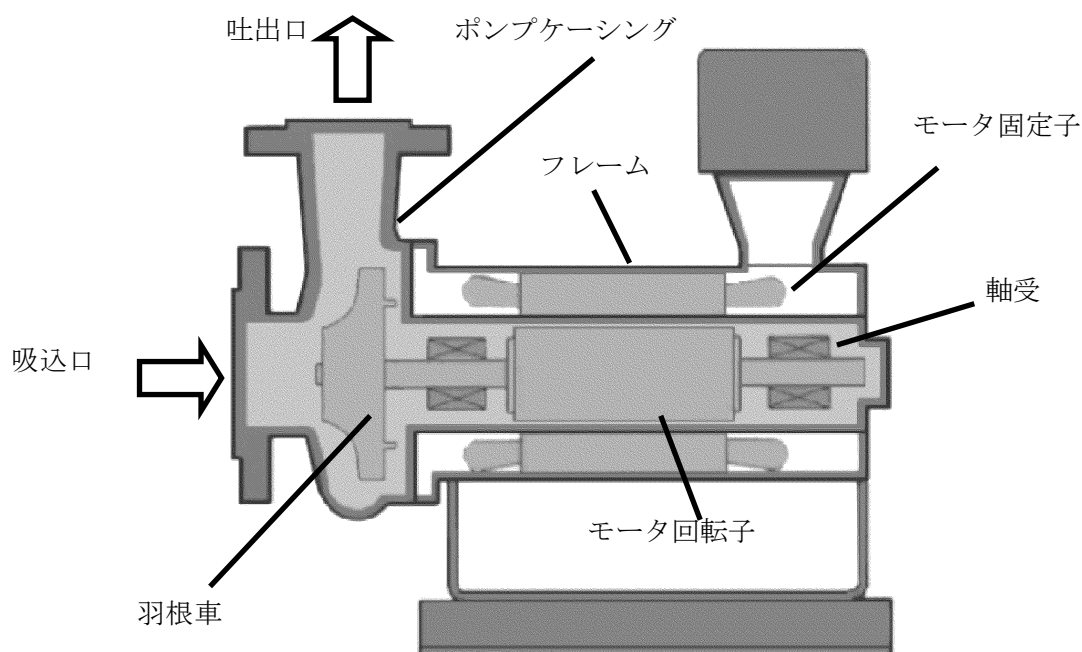


図2 一般的なキャンドポンプの構造

(1) 第1ベントフィルタ格納槽の設計上の考慮

格納容器フィルタベント系を設置する地下構造の第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動 S_s に対し機能維持するよう構造設計し、設計・製作・検査により、スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが、万一スクラバ容器外にスクラビ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ング水が漏えいした場合でも、漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には、スクラバ容器を設置している第1ベントフィルタ格納槽（鉄筋コンクリート造）内への漏えい水滞留箇所（溜めマス）及び漏えい検知器の設置、格納槽のコンパートメント化（樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理）を行う。第1ベントフィルタ格納槽の貫通部は、図4に示すとおり想定水没部以上の位置にあり、貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。

(2) 漏えい時等の対応

漏えいしたスクラビング水は、第1ベントフィルタ格納槽から排水が可能な構成とする。第1ベントフィルタ格納槽は、図5に示すとおりベントフィルタ室（排水ポンプエリア）、移送ポンプエリア、計器室で構成され、計器エリア及び移送ポンプエリア内で万一、漏えいが発生した場合には、側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスへ排水できる構成となっており、常設の排水ポンプによりサプレッション・チェンバもしくは外部へ排出できる構成としている。

排水ポンプが使用できない場合は、ベントフィルタ室上部のハッチより可搬のポンプを搬入して外部へ排出する。また、漏えいを早期に検知できるようベントフィルタ室に漏えい検知器を設置し、その警報を中央制御室に発報するとともに、状況に応じた排水が可能な構成としている。

具体的には、放射性物質を含まない場合は外部、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。

表2に排水ポンプの仕様を、図3に排水設備系統概略図を、図4に第1ベントフィルタ格納槽断面図を示す。

表2 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ
容量：約2m³/min
揚程：約50m
台数：1
駆動源：電動駆動（交流）

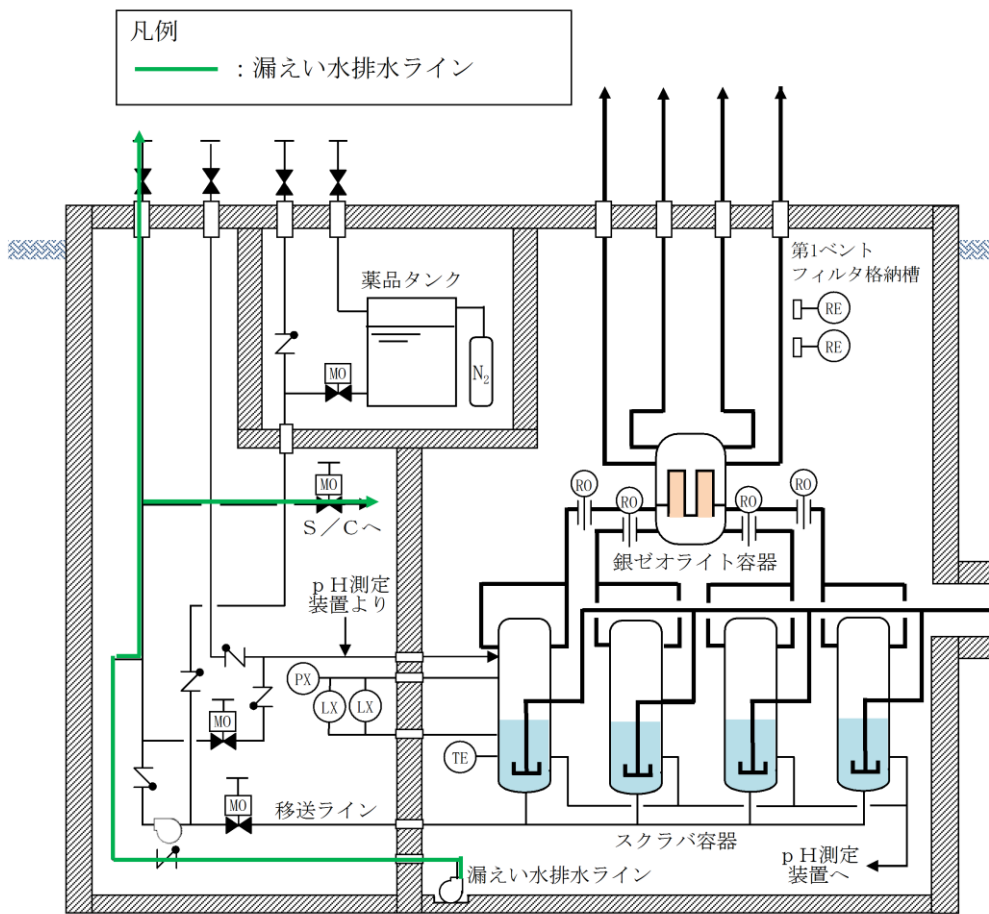


図3 排水設備系統概略図

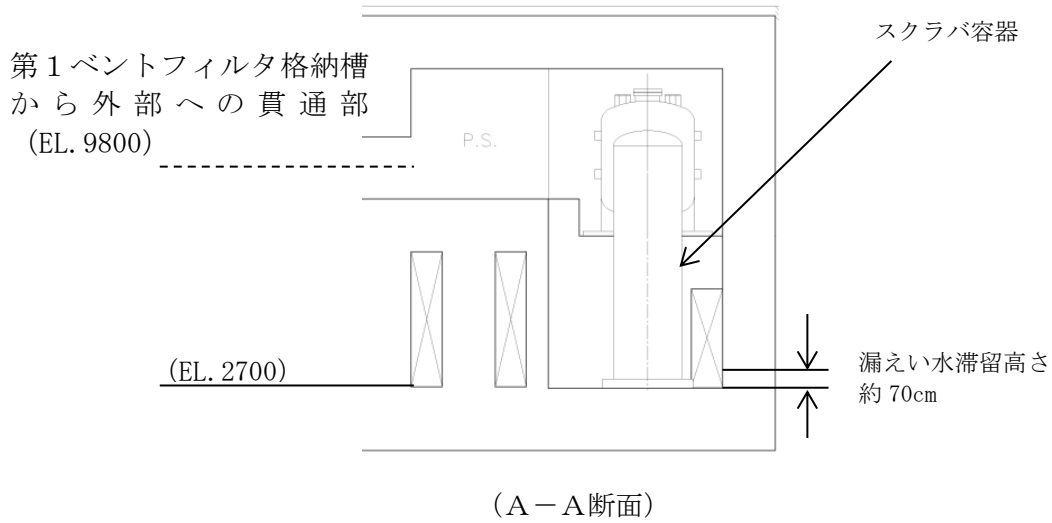
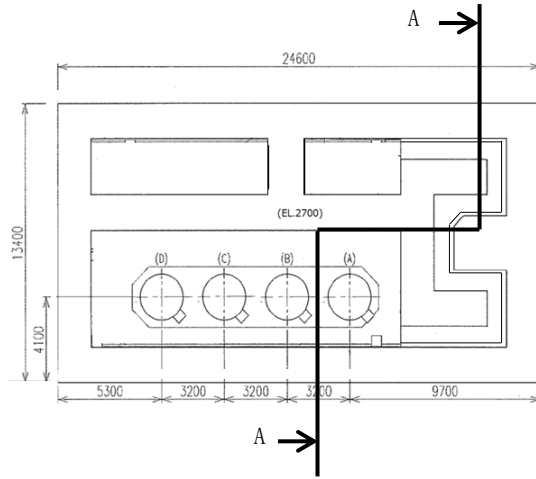


図4 第1ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と漏えい水の高さの関係

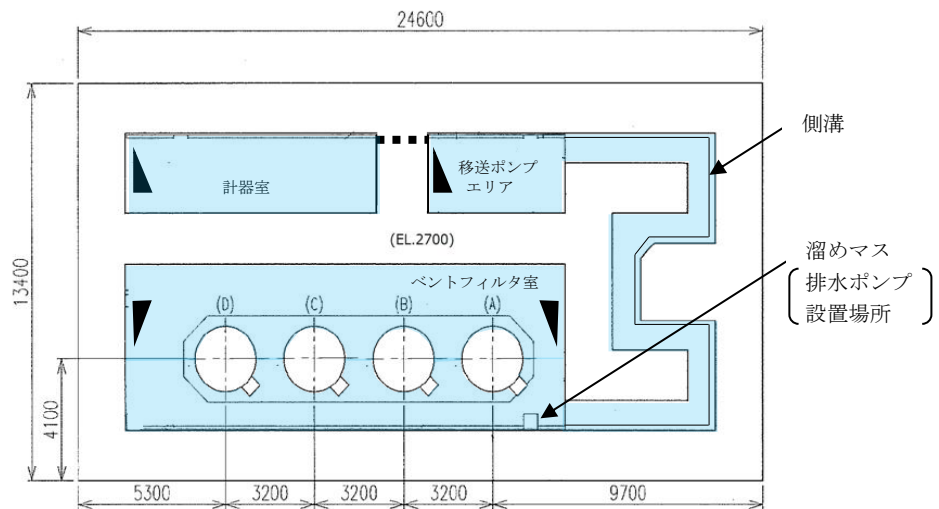


図5 第1ベントフィルタ格納槽での想定漏えい範囲図

(3) 排水ポンプを使用した場合の移送

第1ベントフィルタ格納槽内で漏えいが発生した場合には、側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスに排水できる構造としているため、排水ポンプを用いて漏えい水を原子炉格納容器内（サブプレッション・チェンバ）等に移送する。原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）への移送においては、常設配管を経て移送するが、排出先が原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ）以外の場合には、外部接続口から移送先の間は可搬ホースを使用する。

ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図を図6に示す。

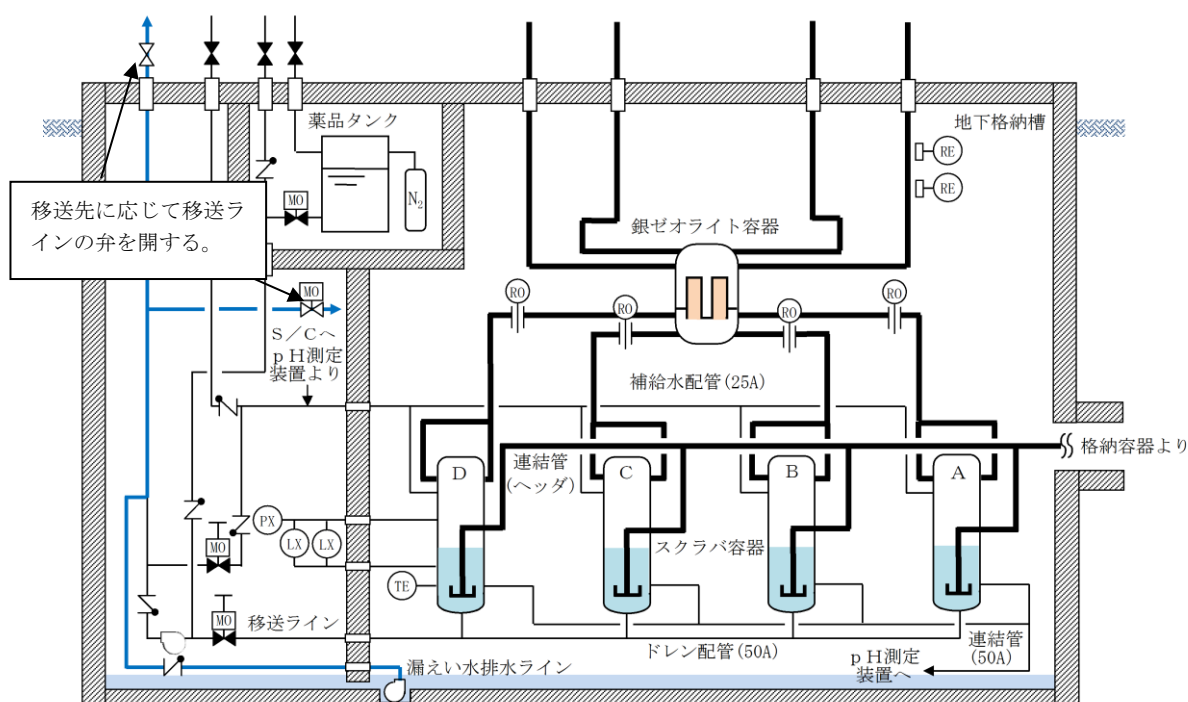


図6 ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図

(4) 可搬型ポンプを使用した場合の移送

排水ポンプを使用した漏えい水の移送ができない場合は、可搬型ポンプ（水中ポンプ）をベントフィルタ室上部のハッチより投入し、外部へ移送する。

発電所内に配備しているクレーン車によりハッチを開けて、可搬型のポンプを搬入する。

ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図を図7に示す。ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図を図8に示す。

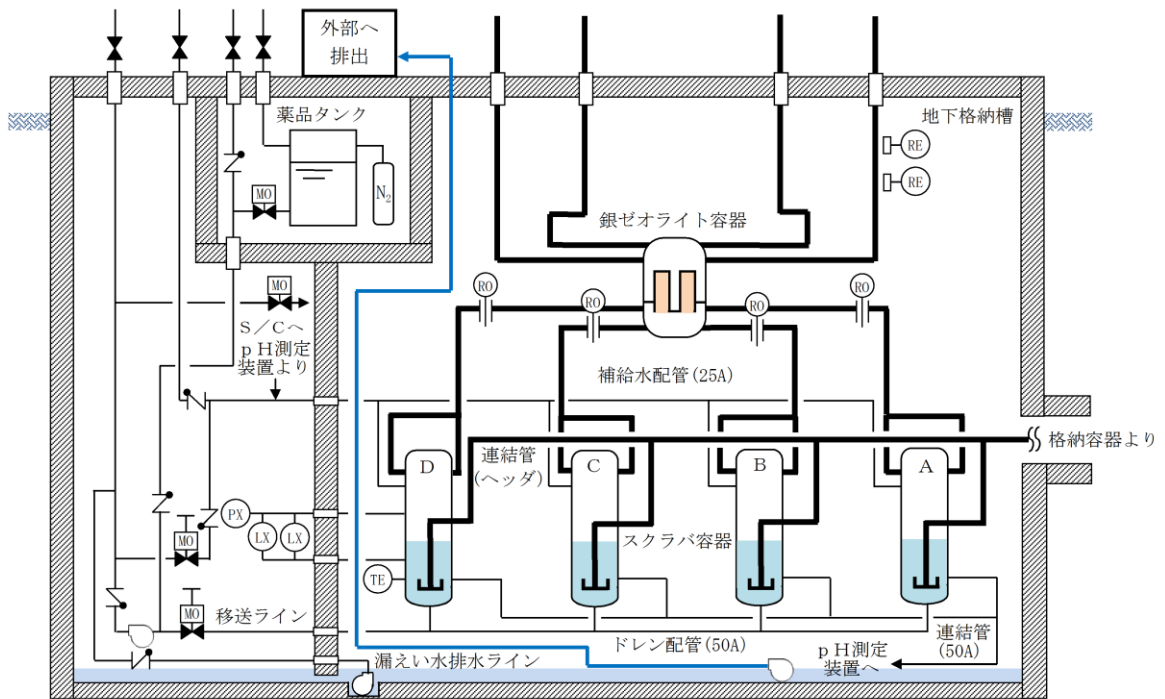


図7 ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図

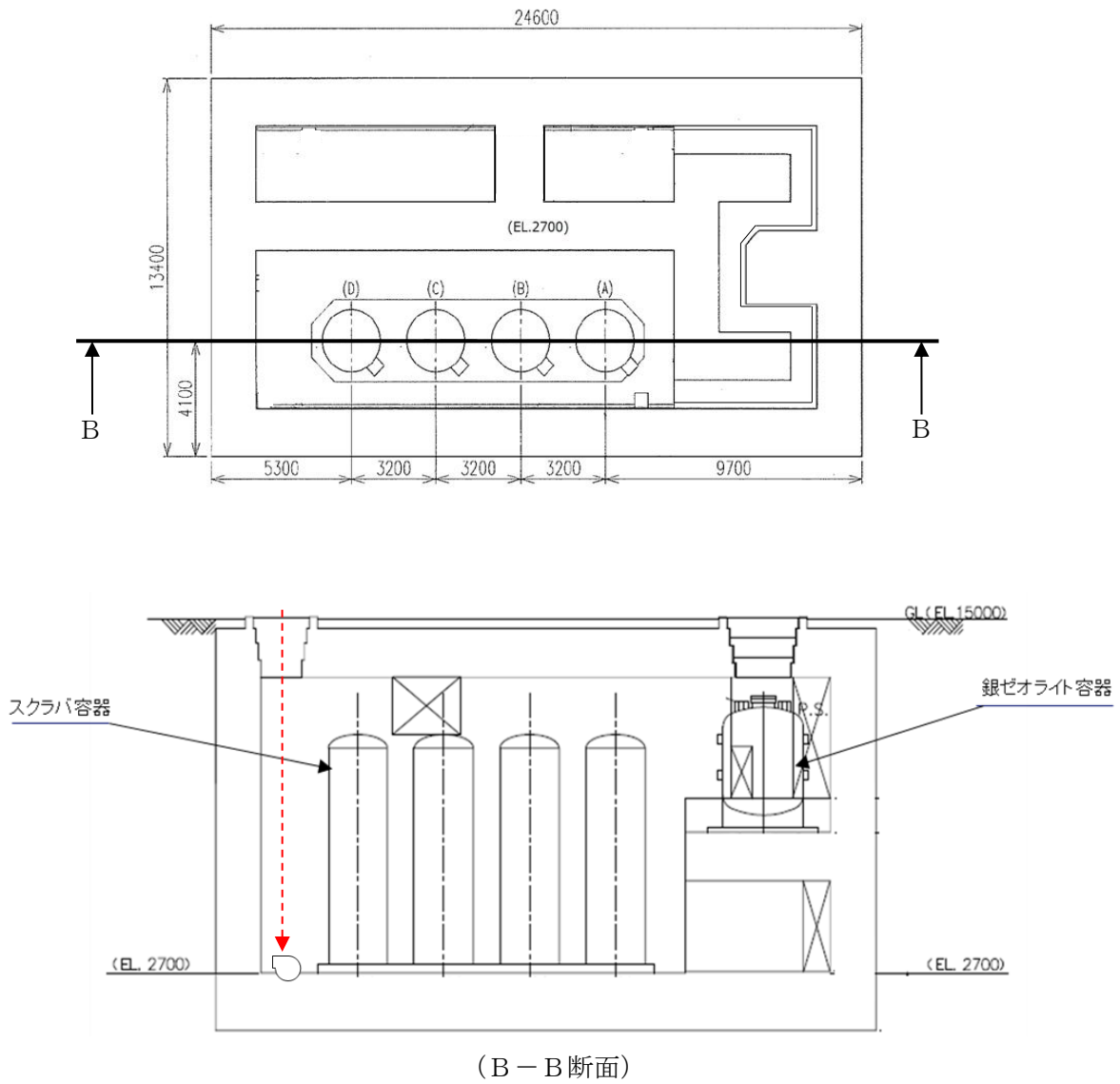


図8 ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図

配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について

フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質（エアロゾル）が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。

検討対象とする状態は、以下の2ケースを想定した。

【ケース1】

ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。

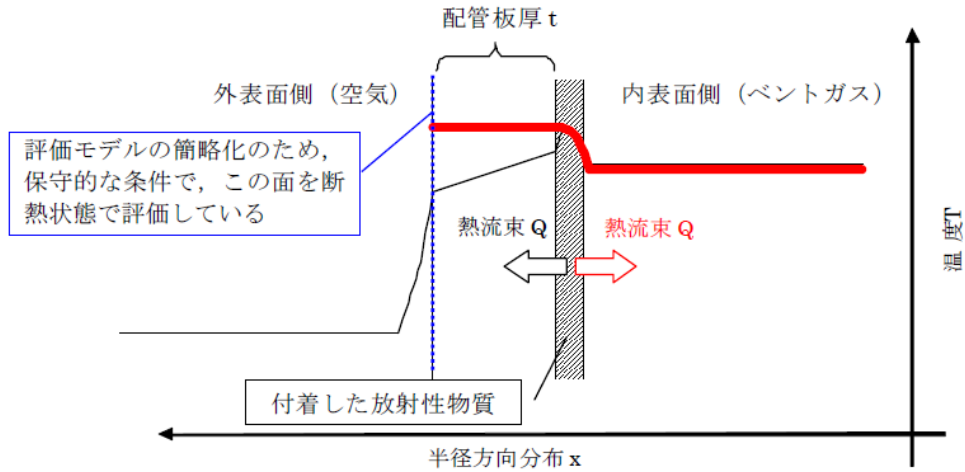
【ケース2】

ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。

まず、【ケース1】として、図1に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。

【ケース1】の温度評価条件を表1に示す。

なお、ベントガス温度については、図2に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。



注；実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。
(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

図1 配管内表面の温度評価（ケース1のイメージ）

表1 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCVより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, Sch40
配管熱流束	7.7W/m ²
質量流量	1.4 kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。図2に大LOCA+SBO+ECCS機能喪失シナリオにおけるD/Wベント時の格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり、概ね170°C以下となる。

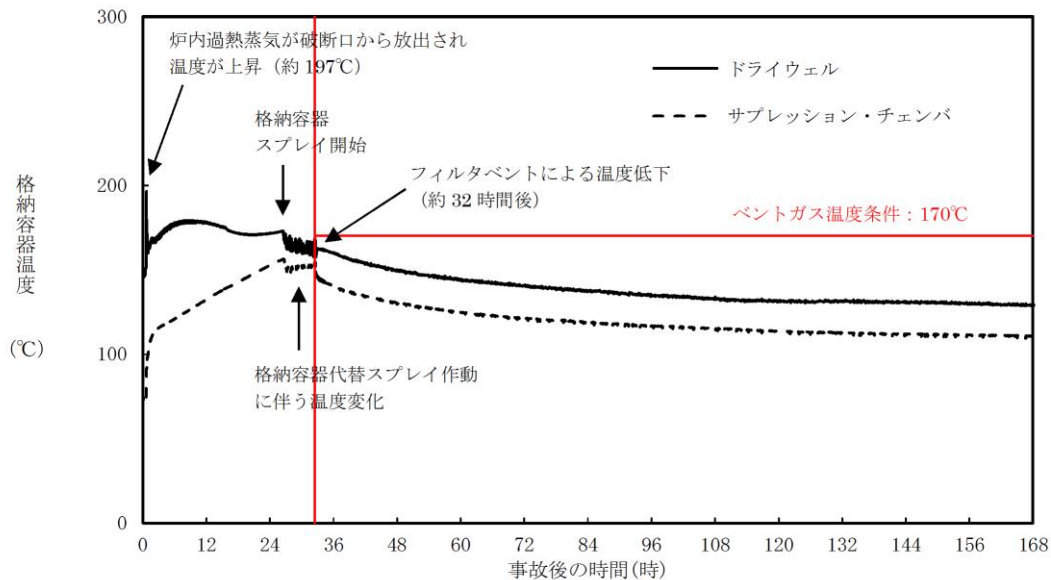


図2 格納容器内温度推移
(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失シナリオ, 32hr後D/Wベント)

格納容器より流入する崩壊熱量は7.2kW、配管内面に付着する放射性物質の割合は(参考)にて設定した10%/100mを用いる。評価にあたっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後1ヶ月の蒸気流量である1.4kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内面の温度上昇は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

$$\Delta T = q / h \quad \dots \text{式 (1)}$$

ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)

q : 配管熱流束 (W/m²)

h : 配管内表面の熱伝達率 (W/ (m² · K))

$$h = Nu \times k / d \quad \dots \text{式 (2)}$$

Nu : ヌッセルト数

k : 水蒸気の熱伝導率 (0.034 (W/ (m · K)))

d : 水力等価直径 (m)

ここで、 Nu を算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した (式 (3))。

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} Pr^{0.5} \quad \dots \text{式 (3)}$$

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数 (1.1 : 保守的に 170°C の飽和蒸気の値を設定)

$$Re = v \times d / \nu \quad \dots \text{式 (4)}$$

v : 流速 (約 22.5 (m/s) : 質量流量から換算)

d : 水力等価直径 (m)

ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 3.6×10^{-6} (m²/s))

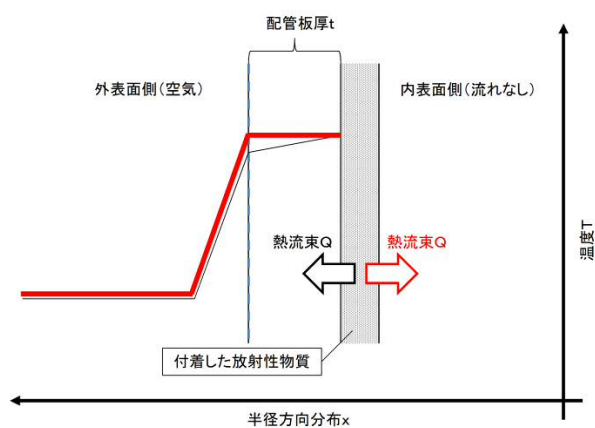
これより、配管内面の温度上昇は 0.03°C 程度であると評価できる。ベントガスの温度は 170°C 程度であることから、蒸気の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200°C を下回っているため、配管の健全性に影響を与えることはない。

次に、【ケース2】として、図3に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。

ここで、評価対象の配管板厚は 10.3 mm であり、炭素鋼の熱伝導率が $50\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ 程度であることから、板厚方向の温度勾配は微小であると考えられる。そのため、配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え、配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501 “保温保冷工事施工基準” の表面温度および表面熱伝達率の算出方法を用いて、配管外表面温度を評価する。

【ケース2】の温度評価条件を表2に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「大破断LOCA+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失(D/Wベント)」を想定する。



注: 実際の伝熱状態は—で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものとし、全ての熱流束が配管外表面側に移行すると評価した。
(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

図3 配管内表面の温度評価 (ケース2のイメージ)

表 2 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース 2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCVより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, Sch40
配管熱流束	7.7W/m ²
配管外表面放射率	0.80 (酸化鉄相当の放射率 ^{*1})
環境温度	120°C

※ 1 : 日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第 5 版

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式 (5)}$$

T : 配管外表面温度 (°C)

q : 配管熱流束 (W/m²)

h_{se} : 配管外表面熱伝達率 (W/ (m² · K))

T_{atm} : 環境温度 (°C)

この式 (5) における q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式 (6)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式 (7)}$$

Q : 単位長さあたりの配管内面での発熱量 (W/m)

S : 単位長さあたりの配管外表面積 (m²)

h_r : 放射による配管外表面熱伝達率 (W/ (m² · K))

h_{cv} : 対流による配管外表面熱伝達率 (W/ (m² · K))

上記の h_r は以下の式で表される。

$$h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{(T-T_{atm})} \right) \quad \dots \text{式 (8)}$$

ε : 配管外表面放射率 (0.80)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10^{-8} (W/ (m² · K⁴)))

h_{cv} については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工基準” 付属書 E (参考) 表面温度および表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusselt の式) 及び水平管 (Wamsler, Hinlein の式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式 (9), (10)) と水平管 (式 (11)) とで得られる h_{cv} を比較し、小さいほうの値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。

$$h_{cv}(\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式 (9)}$$

$$h_{cv}(\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式 (10)}$$

$$h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left(\frac{(T - T_{atm})}{D_0} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式 (11)}$$

D_0 : 配管外径 (m)

これらにより評価した結果、配管外表面温度は約 121℃となる。

以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベントにおける配管の構造健全性に影響を与えることはない。

なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501 において、適用範囲が -180℃～1000℃となっており、適用に対して問題ないことを確認している。また管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質（エアロゾル）の付着量を設定するにあたっては、NUREG/CR-4551を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”^{※1}は、環境拡散評価(MELCOR Accident Consequence Code System: MACCS 計算)についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ $0.001\text{cm}(10\mu\text{m})$ と粒子密度 4g/cm^3 を想定した、PCVより放出される粒子径ごとの沈着速度（図1参照）を用いて配管内面への沈着割合（エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合）を以下のとおり評価した。

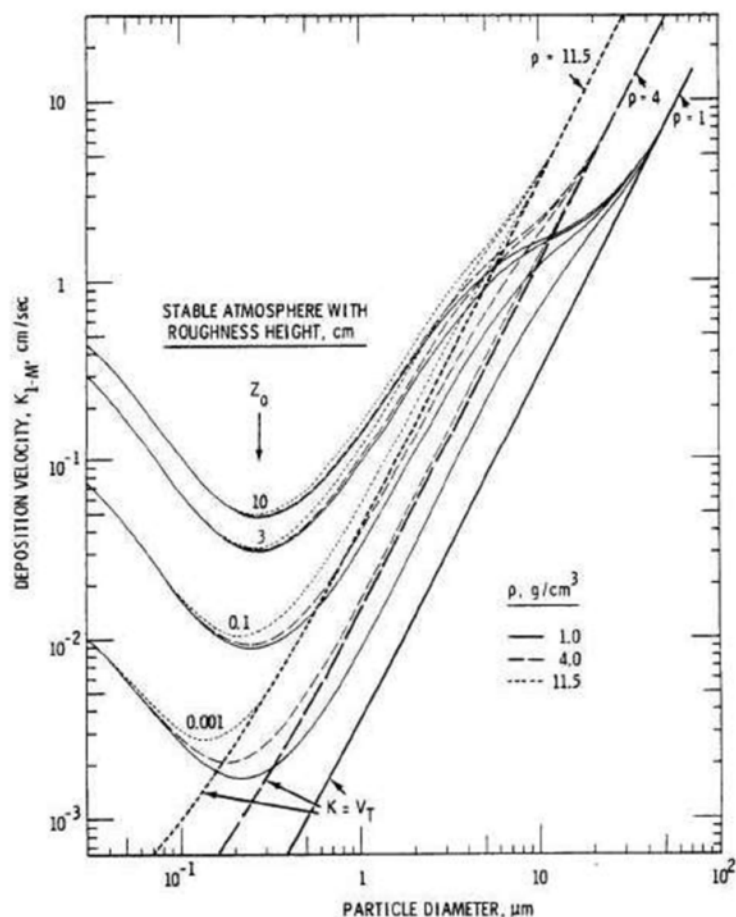


図1 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

評価条件は、島根2号炉を対象として、配管長さ100m、配管内径600mm及び300mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失（ドライウェルベント）」（別紙48（参考1図2））に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。

評価の考え方を図2に、評価結果を表1に示す。

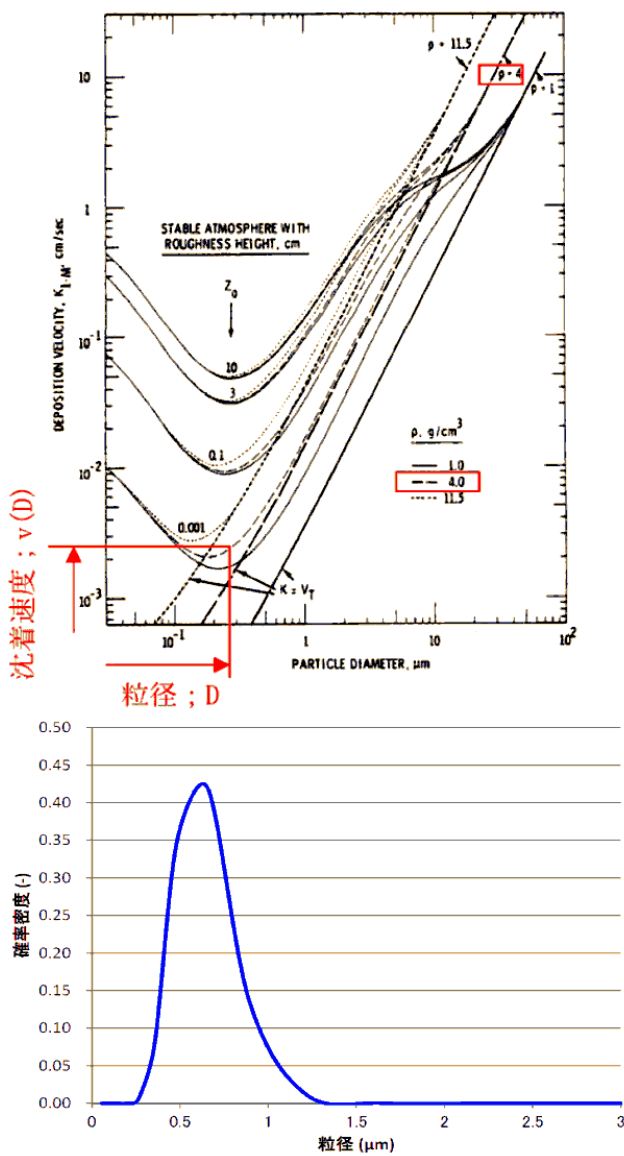
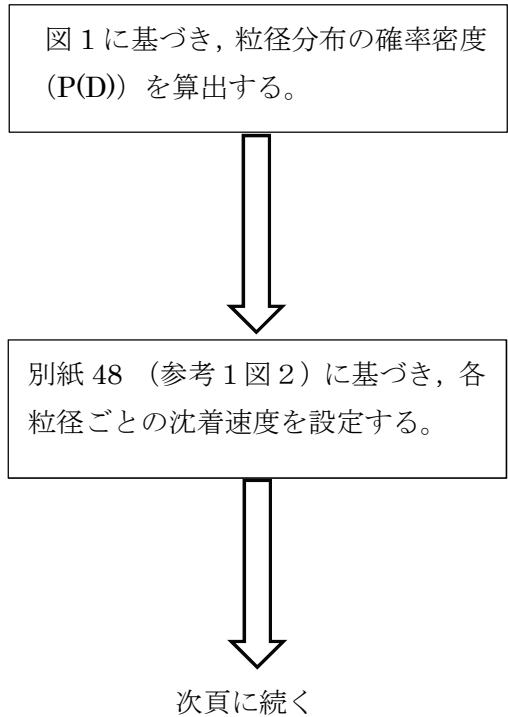
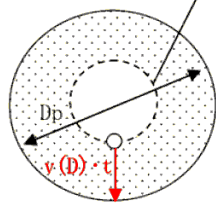


図2 沈着割合評価の考え方(1/2)





沈着量は、100mの配管をベントガスが通過する時間 (t) の分だけ、各粒子が各沈着速度 (v(D)) で移動して壁面に到達できる範囲 $(A = \pi ((Dp/2)^2 - ((Dp/2) - v(D) \cdot t)^2))$ にあるエアロゾル量の総和となる。

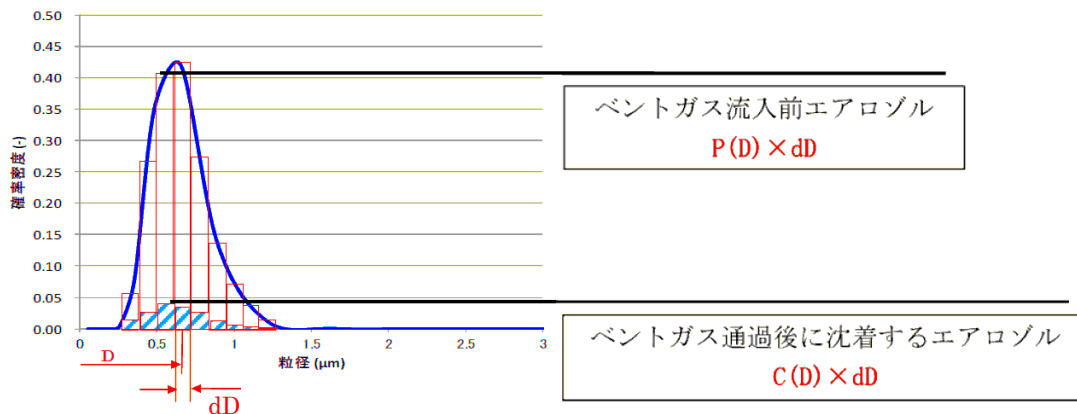


図2 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\sum C(D)}{\sum P(D)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum C(D)}{\sum P(D)} \right) \times 100$$

ここで、C(D) は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left(\left(\frac{Dp}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \left(\left(\frac{Dp}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

表1 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

300A配管部

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.3	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	56.9	42.3
沈着割合		%	0.2	0.3

600A配管部 (PCV出口部)

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	$2 \times 10^{-3} \sim 5 \times 10^{-1}$	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	13.1	10.1
沈着割合		%	0.5	0.6

表1より、最小流量であっても約0.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100mあたり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1: “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

スクラビング水接液部に使用するパッキン類には，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を選定することとしている。

また，スクラバ容器や入口配管等のスクラビング水の接液部については，容器内部に保有しているスクラビング水の通常状態の性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（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。

材料選定にあたって考慮した事項について，以下にまとめた。

(1) ステンレス等構造材の選定根拠について

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，図1に示すように，内部に保有しているスクラビング水の通常状態の性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（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。



図1 フィルタ装置（スクラバ容器）構造図

スクラビング水はpH の強アルカリ性であることから，各材料について，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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 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とんど同一の速度で浸食が進む腐食形態である。オーステナイト系ステンレス鋼は、図2に示すように、pH 2以上では不動態化するため、実機のようなアルカリ環境を維持している環境においては全面腐食に対して十分な抵抗性がある。

系統待機時はpH 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。

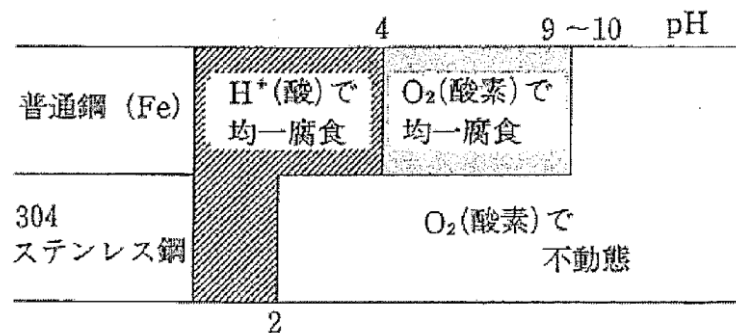


図2 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態とpHの関係（参考図書1）

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皮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。

孔食の過程としてはpHの低下によって生じる脱不動態化現象を想定しており、孔食発生の領域は図3に示すように、SUS304ではpH7と比べpH12のほうが狭く、アルカリ環境においては孔食発生のリスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼であるSUS316L等においても同様の傾向となり、実機のような高アルカリを維持している環境では孔食が起こる可能性は低い。

なお、系統待機時はpH 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。

また、無機よう素については、フィルタ装置（スクラバ容器）に移行するものの、その大部分についてはスクラビング水中に捕集されることから、気相部における無機よう素の濃度は非常に低く、ベントガスにO₂はほとんど含まれないことから、腐食が起こる可能性は低いと考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

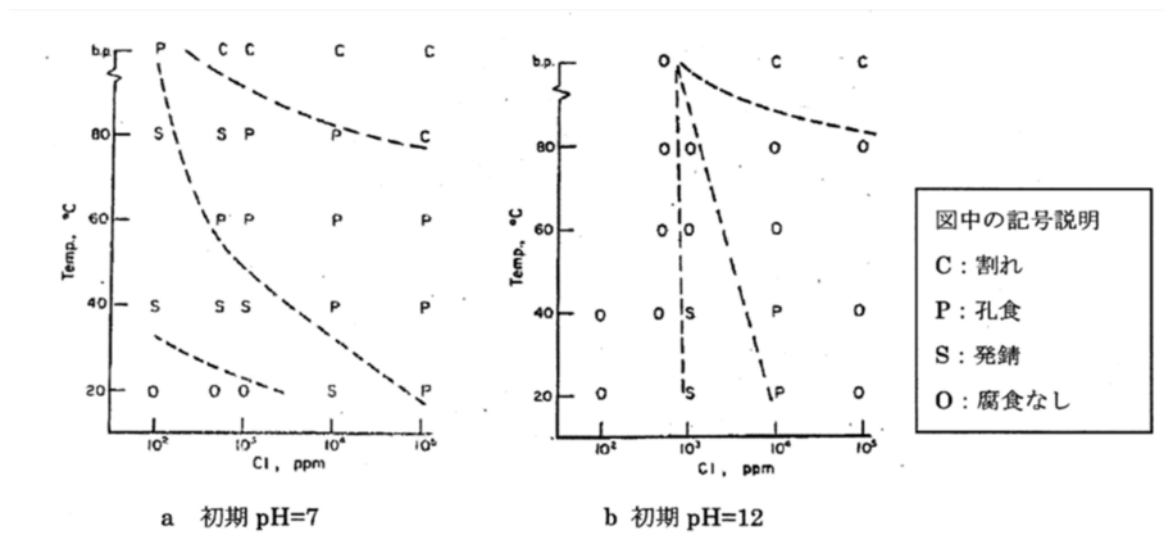


図3 304 ステンレス鋼の NaCl 溶液中における腐食形態に及ぼす塩化物イオン濃度と温度の影響（参考図書2）

c. すきま腐食

ステンレス鋼表面上の異物付着，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4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（参考図書3）。

すきま腐食のすきま部の腐食環境は、孔食の食孔内部の環境に類似しているおり，pH の低下によって生じる脱不動態化現象のために局部的に腐食が進展するが，アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減されることが前述の図3に示されており，実機のような高アルカリを維持している環境ではすきま腐食が起こる可能性は低い。

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。

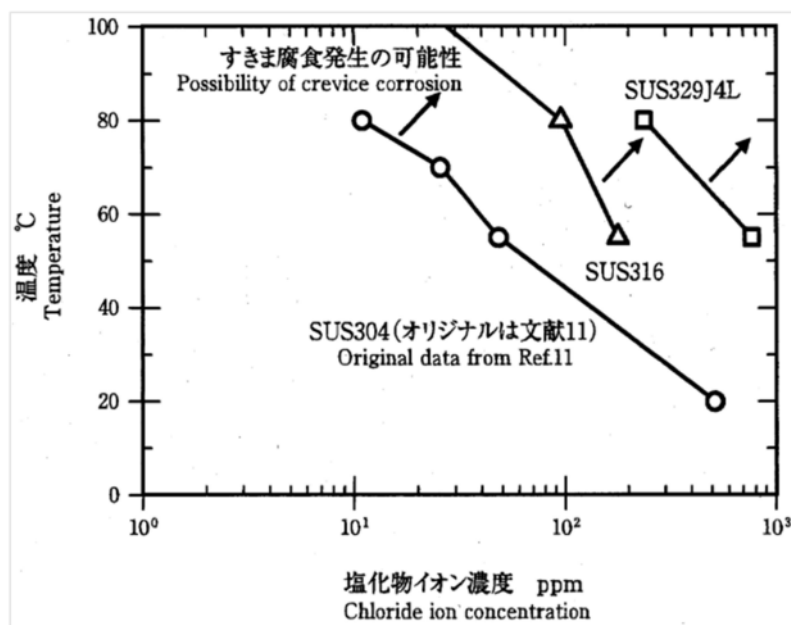


図4 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

d. 応力腐食割れ (SCC)

腐食性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3要因が重畳した場合に発生する現象である。

環境でのステンレス鋼の耐食性の検討は、一般産業の分野で豊富な実績があり、その一例を図5に示す。スクラビング水に添加する であるため、SUS304 及び SUS316 に SCC が発生するとしている領域から大きく外れており、SCC が発生する可能性は低い。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

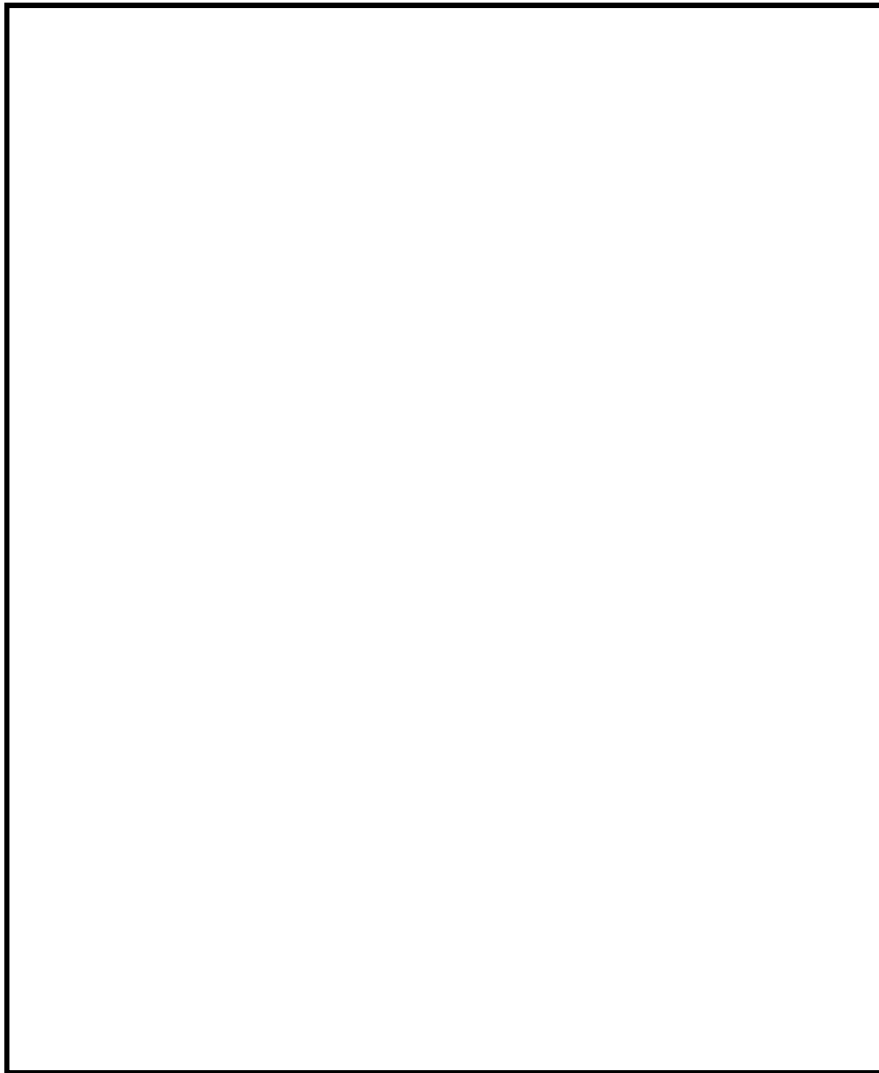


図5 SUS316の [] の耐食性（参考図書4）

また、図6に [] における SUS304 の低ひずみ速度試験（SSRT）結果を示す。本試験における [] である。

この試験で観察された SCC は粒界型応力腐食割れ（IGSCC）であり、鋭敏化していない試験片では IGSCC の発生は認められていない。この IGSCC は鋭敏化による耐食性の低下が原因となって生ずるもので、鋭敏化を起し難い材料の採用によって防止可能である。

実機においては、低炭素ステンレス鋼である SUS316L 等のような鋭敏化し難い材料を使用していることから、 [] で IGSCC が生じる可能性は低い。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

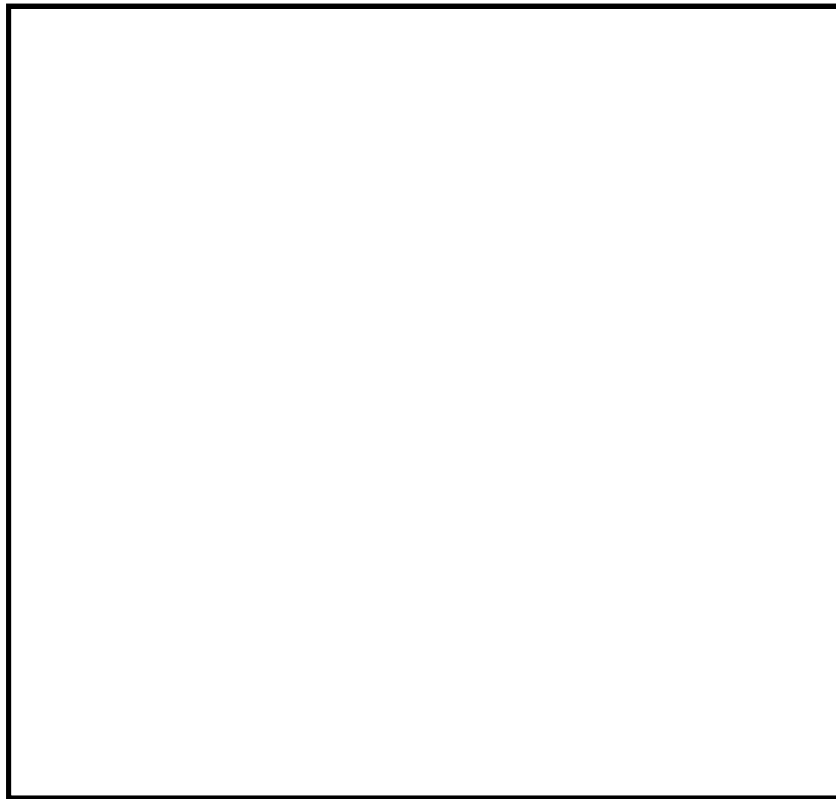


図6 [redacted]における304ステンレス鋼のSSRT結果
(参考図書5)

(3) 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

[redacted]

ベントガスによる影響の有無を確認した。

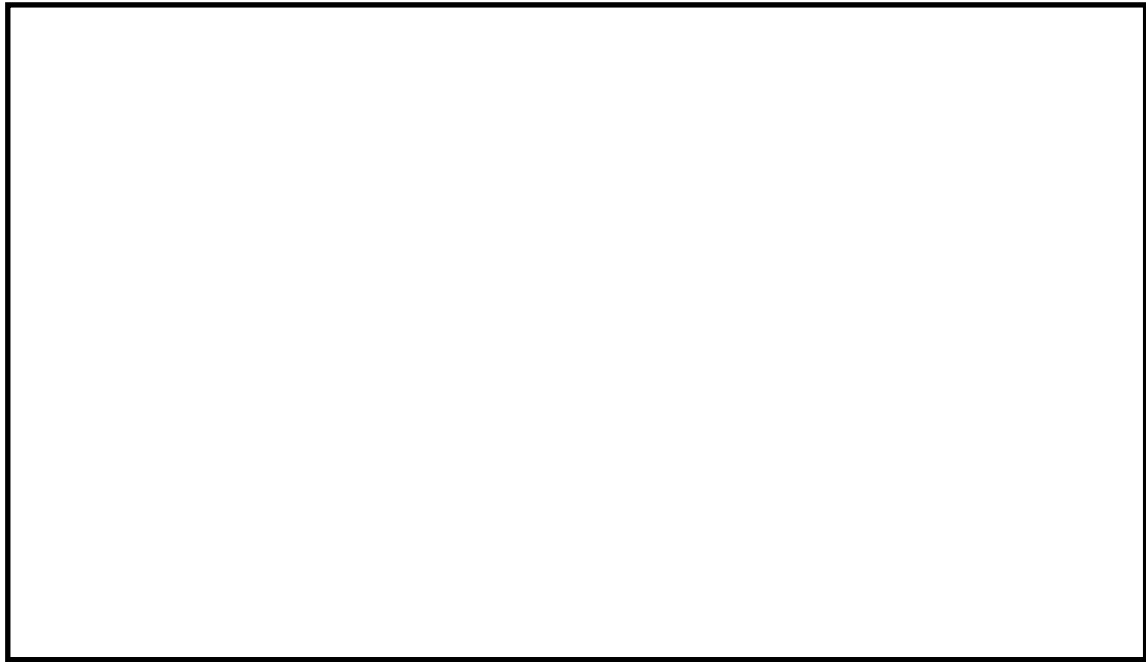


図7 ベンチュリノズル内面観察部位

ベンチュリノズル内面観察部位及び結果を図7，表1に示す。

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，表1に示す [redacted] ものと考えられる。

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実際のベント環境に対して十分な耐性がある。

表1 ベンチュリノズル内面観察結果

部位	未使用品	使用后
①		
②		
③		
④		
⑤		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、

液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。

図8に示すように、ベンチュリノズルは、

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以下の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、島根原子力発電所2号炉の運転範囲における最大値である とした。

(c) 評価結果

ベントガス流速は、で算出した場合は約で算出した場合は約となり、「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」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 を下回っており、液滴衝撃エロージョンの発生は考えられない。



図8 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(4) 黒鉛パッキン類の選定根拠について

格納容器フィルタベント系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。

膨張黒鉛については、有機系（ゴム又は樹脂）シール材に比較して、十分な耐熱性、耐放射線性能、耐アルカリ性の特性を有しており、0.8MGy の放射線照射後による 400℃の熱劣化試験においてもシール性能が確保できる安定性の高いシール材である。

黒鉛パッキン類の選定にあたっては、格納容器フィルタベント系の最高使用温度 200℃、最高使用圧力 853kPa の使用環境に応じ、十分な耐性を有するものを選定することとしている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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、格納容器フィルタベント系を使用する環境は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

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

(1) スクラバ容器水位の設定の考え方

ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保証する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を図 1 に示す。

スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。

系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。

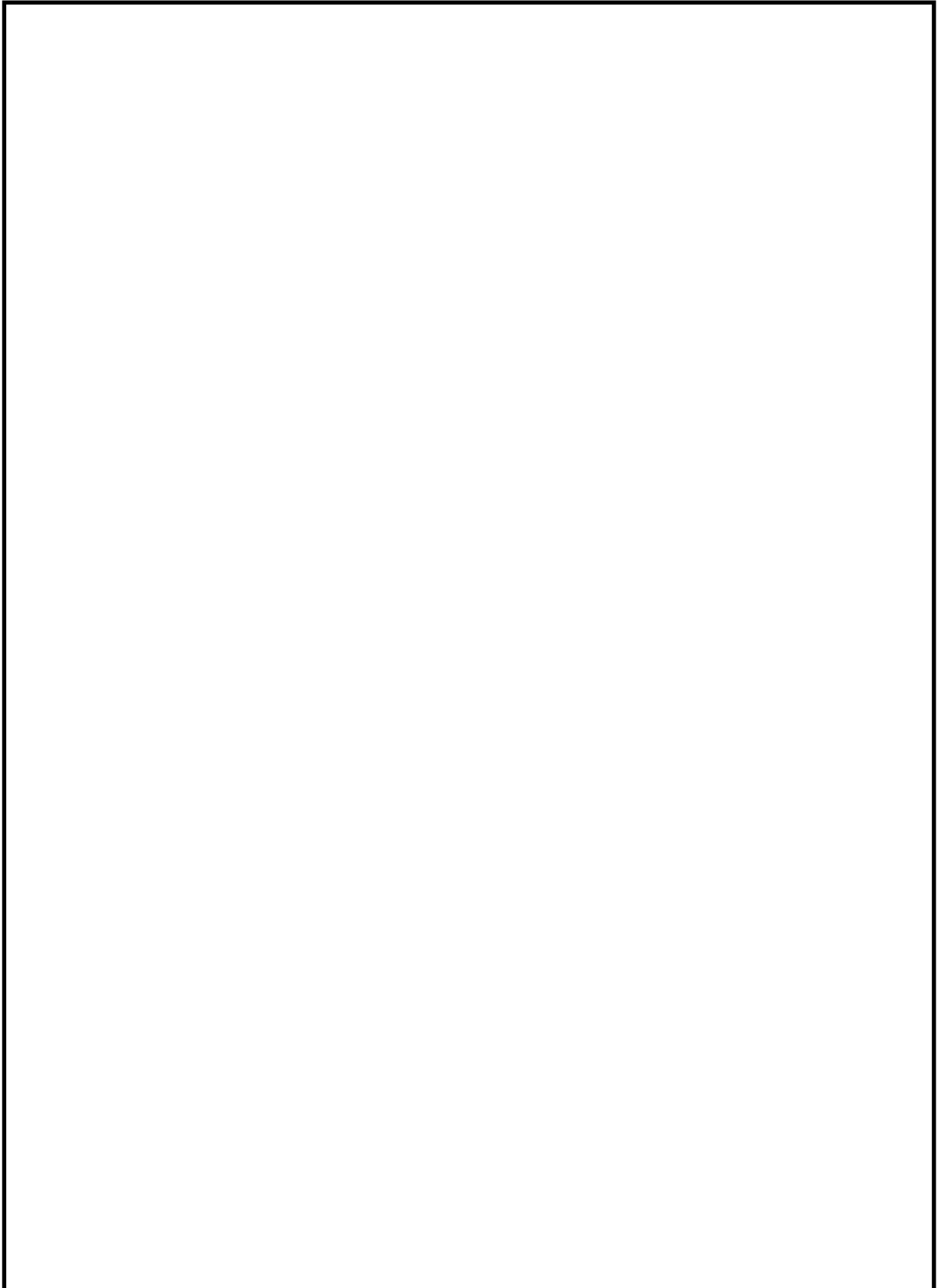
a. 水位高設定値

水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。



b. 水位低設定値

水位低設定値は，系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量（370kW）における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても，下限水位に至らないことを確認し，設定している。



本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

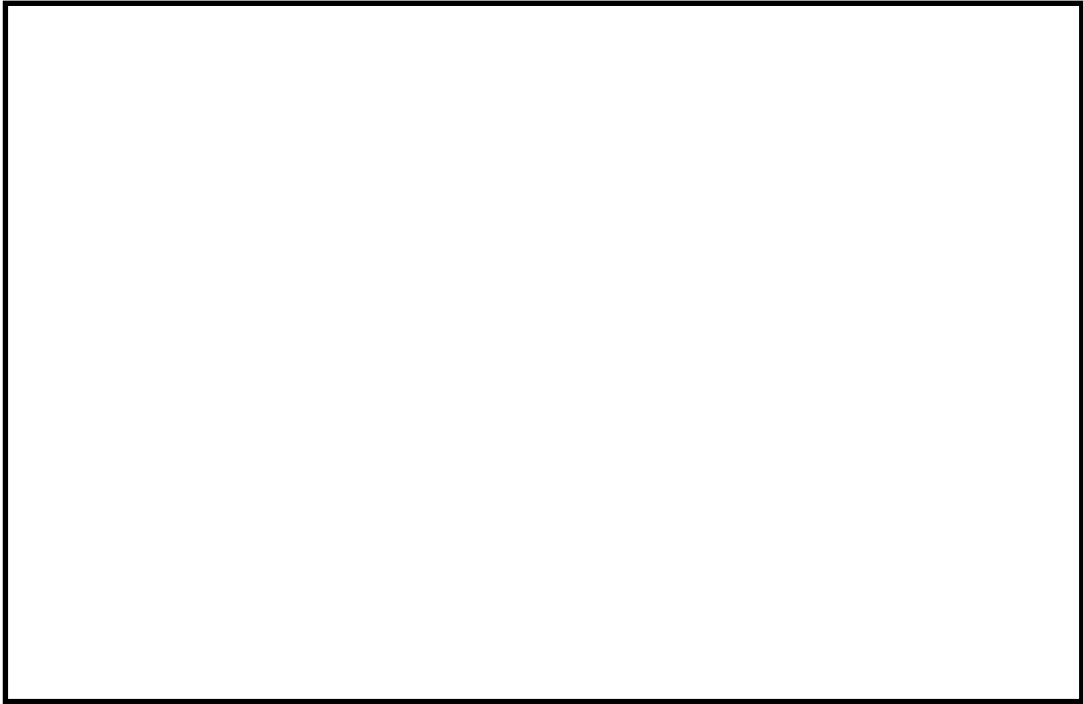


図1 スクラバ容器水位の管理値

(2) ベント運転中の水位挙動（有効性評価ベース）

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

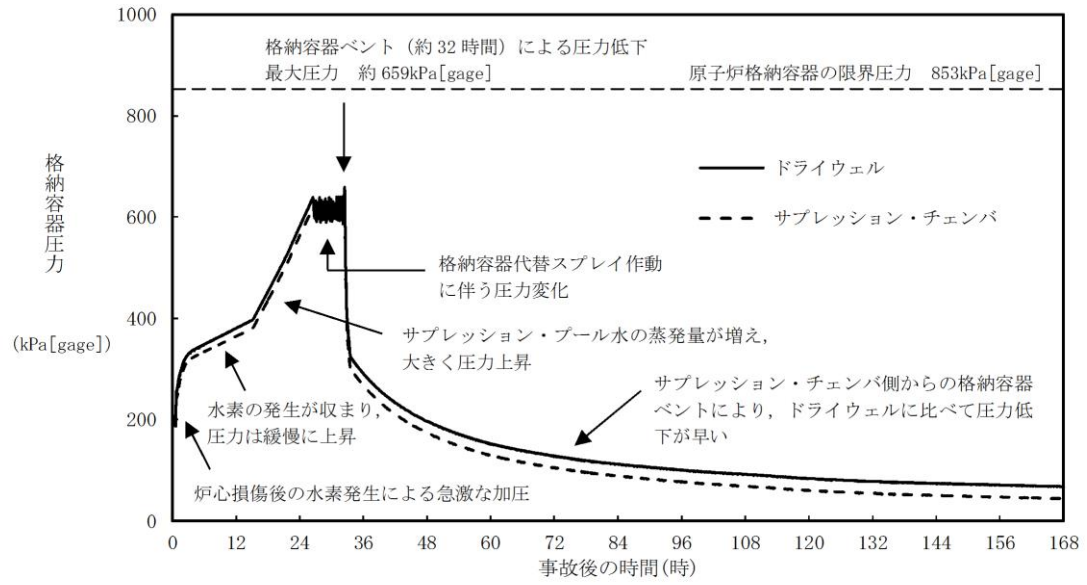


図 2 ベント時の格納容器圧力推移

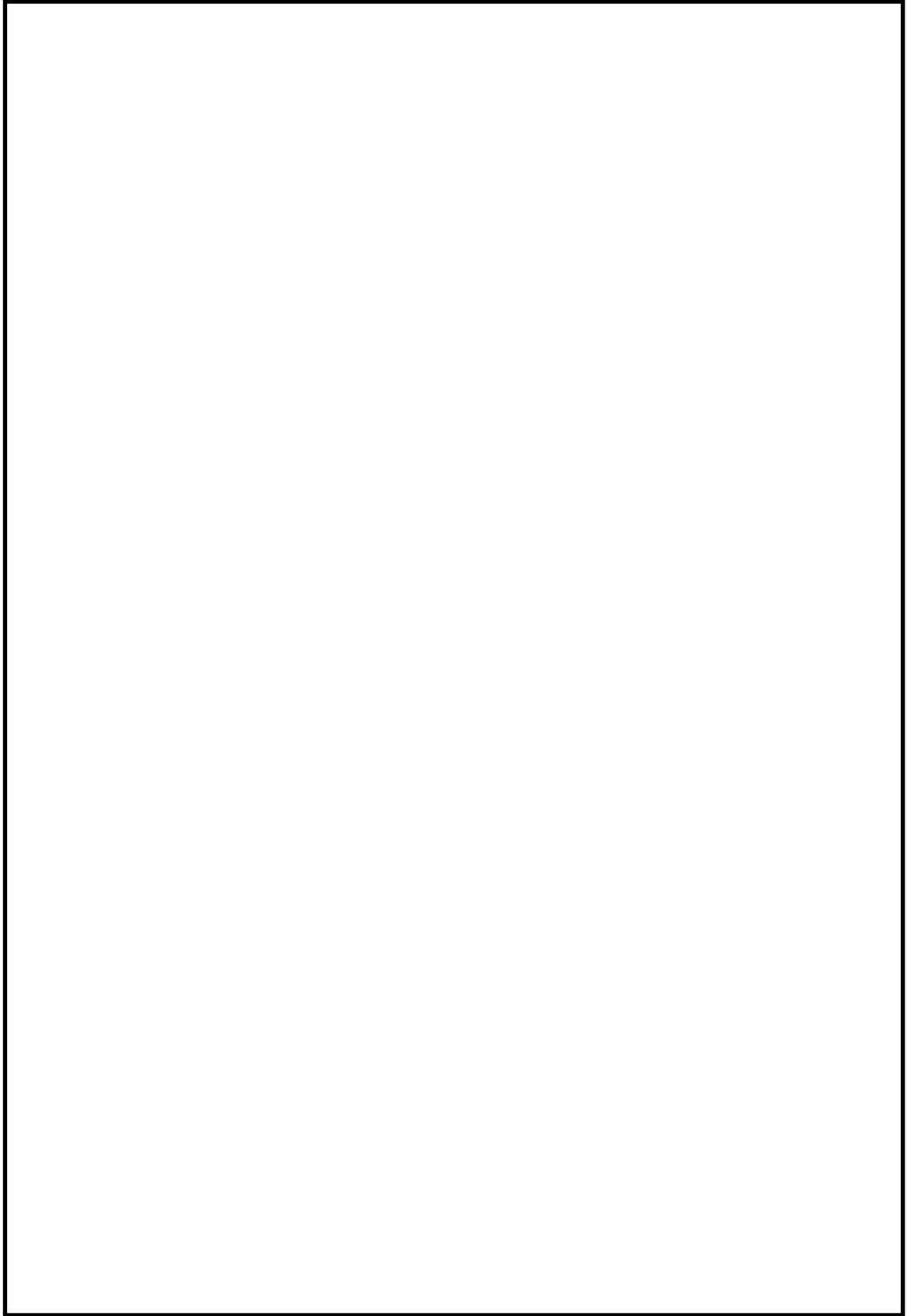


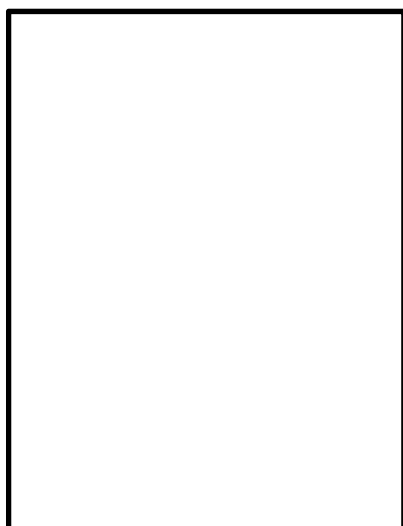
図3 スクラビング水位挙動（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失事象）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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1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

図1 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の結果を図2及び図3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DF1,000以上を十分に確保できている。

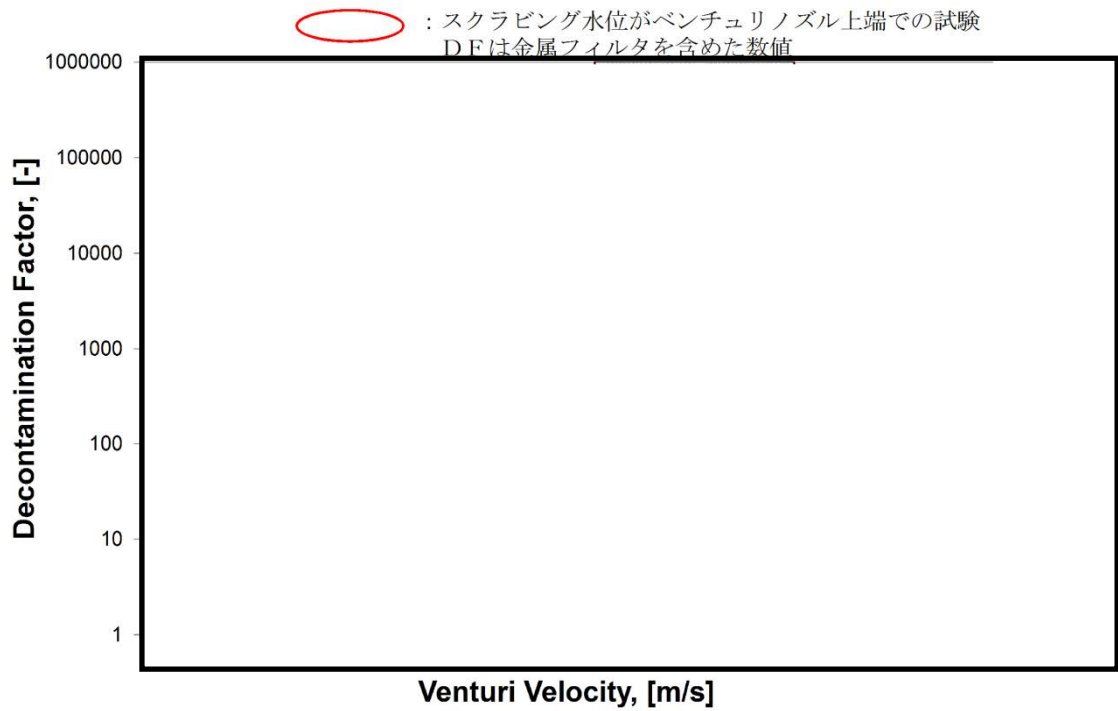


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



図3 エアロゾル粒径に対する除去係数

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- ・ JAVA 試験による無機よう素のDFの結果を図4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DF100以上を確保できている。

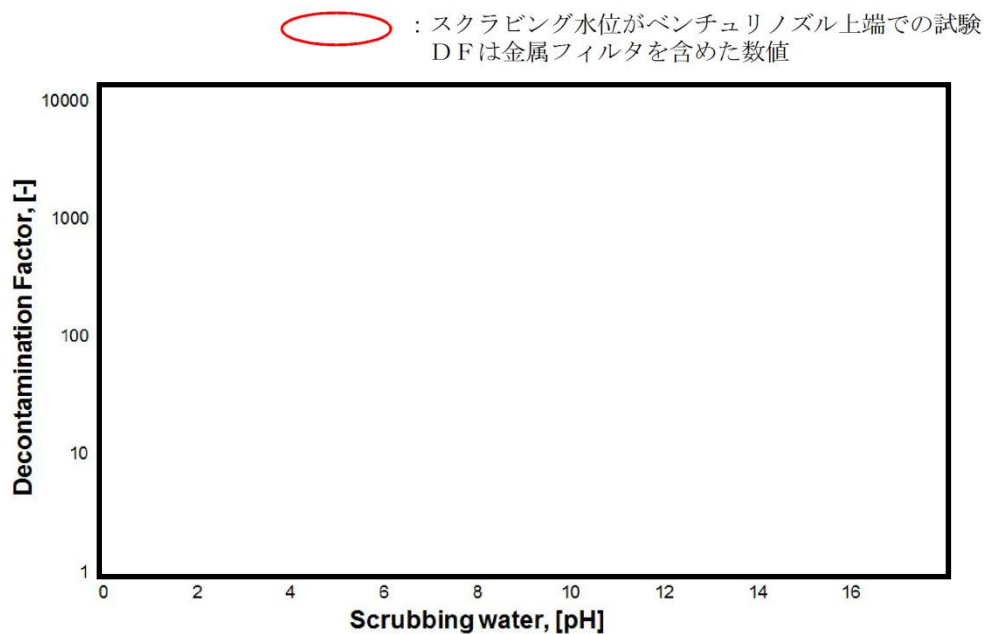


図4 pHに対する無機よう素の除去係数

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（300mm）を十分に上回る1,700mm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800mm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、
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

格納容器フィルタベント系である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。

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

ここで、

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

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

- R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]
- h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]
- g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]
- S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ 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と評価できる。

評価結果を図1に示す。

また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。

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

ここで,

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

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

・ R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

・ h : スクラビング水下限水位 $\boxed{}$ [mm]

・ g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]

・ S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)

ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、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、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。

評価結果を図 2 に示す。



図1 スクラビング水スロッシング評価結果（上限水位）

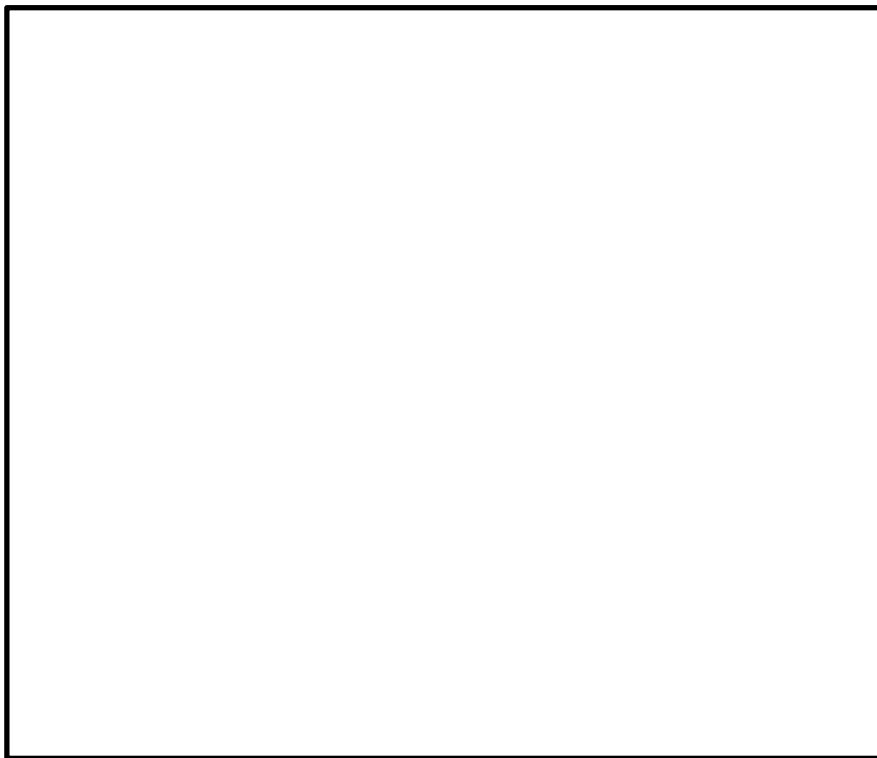


図2 スクラビング水スロッシング評価結果（下限水位）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

フィルタ装置の各構成要素における機能について

フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③銀ゼオライトフィルタの3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図を図1、フィルタ装置の概略構造図を図2に示す。

- ① ベンチュリスクラバ・・・ベンチュリノズル，スクラビング水，多孔板
 - ② 金属フィルタ・・・プレフィルタ，湿分分離機構，メインフィルタ
 - ③ 銀ゼオライトフィルタ・・・銀ゼオライト
- ※ ②，③の間・・・流量制限オリフィス

ベントガスは、ベンチュリスクラバ（①）でまず処理され、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が、スクラビング水中への保持により捕集される。さらに、金属フィルタ（②）では、①では捕集しきれなかったエアロゾルを捕集する。また、①②及び流量制限オリフィスの後段に設置する銀ゼオライトフィルタ（③）では、ガス状放射性よう素を捕集する。①②はスクラバ容器内に格納し、③は銀ゼオライト容器内に格納する。

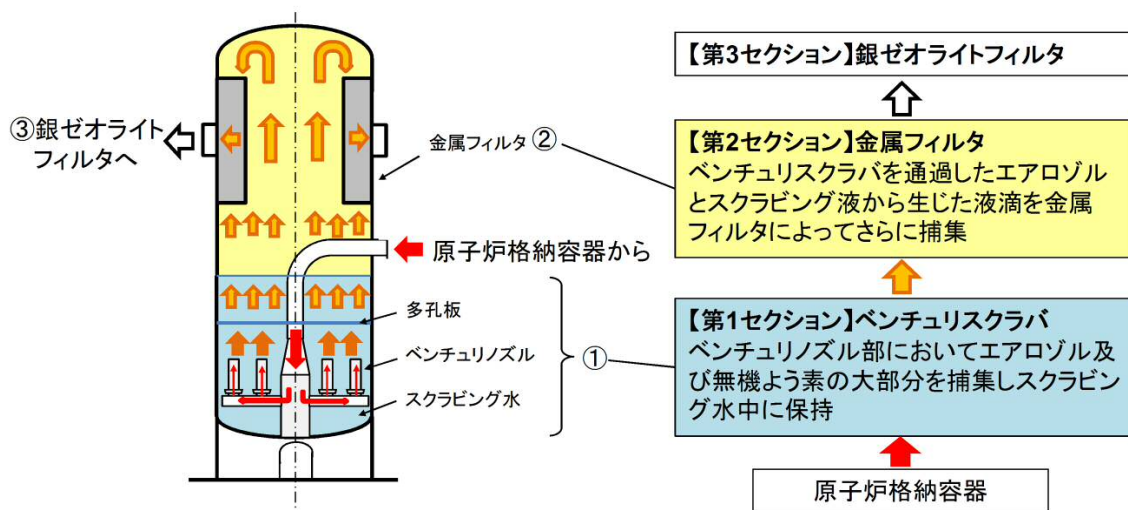


図1 フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図

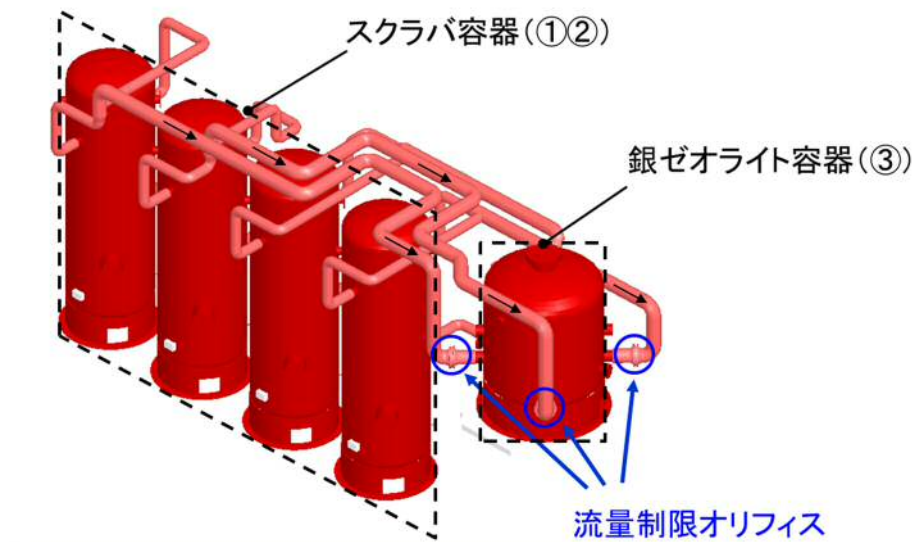
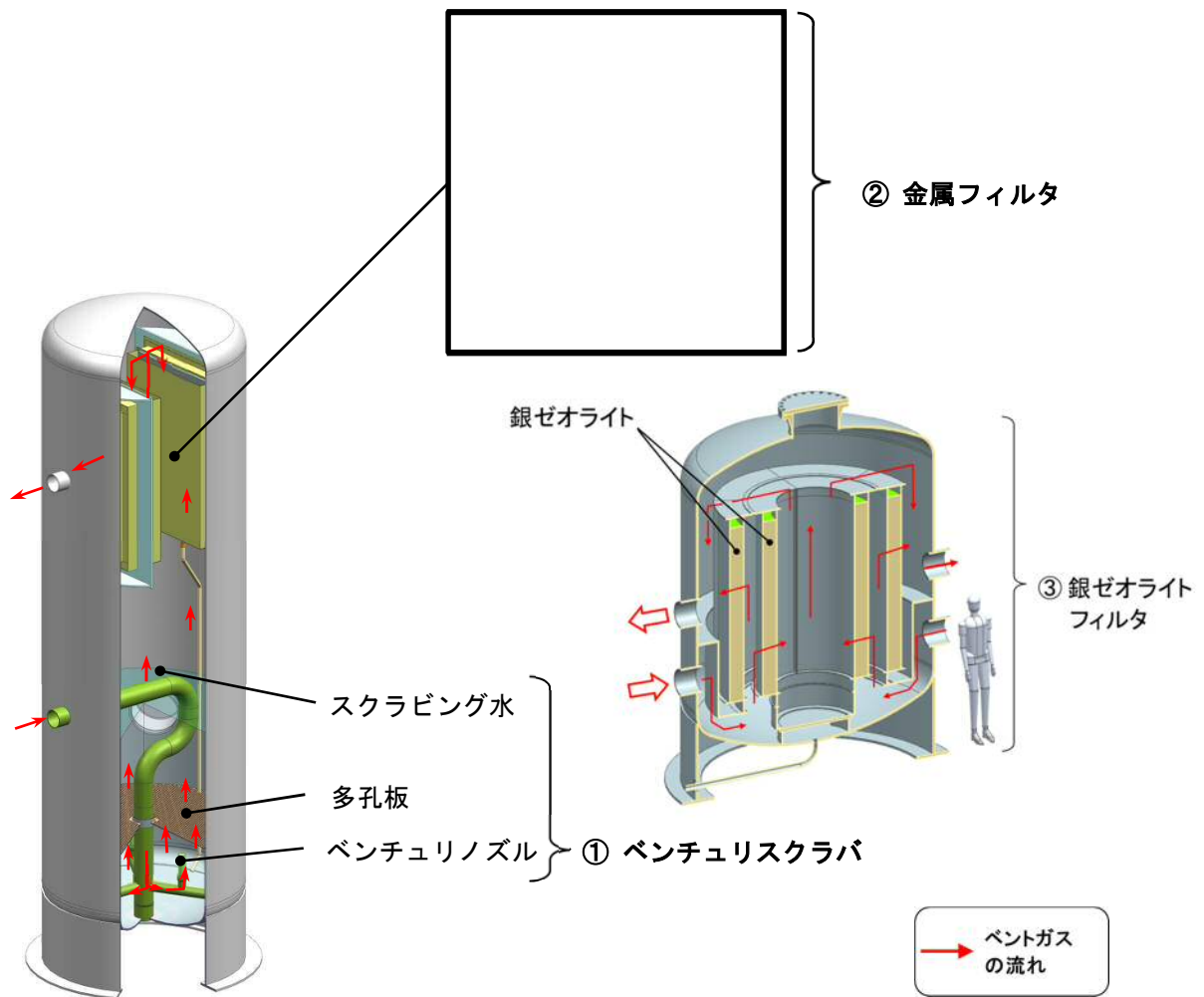


図2 フィルタ装置 概略構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能

1

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル + スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)	流量制限オリフィス	銀ゼオライトフィルタ
-----------------------------------	----------------------------	-----------	------------

ベンチュリスクラバには以下の機能がある。

- > 機能(1)・・・【エアロゾル, 無機よう素の捕集】
ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水(アルカリ性水溶液)を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水をベントガスと高速で接触させることにより、大部分のエアロゾル及び無機よう素(気体)をスクラビング水中に捕集する。
- > 機能(2)・・・【エアロゾル, 無機よう素の保持】
捕集したエアロゾル及び無機よう素をスクラビング水中に保持する。
- > 機能(3)・・・【崩壊熱の除去】
放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】

2

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル + スクラビング水)	金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)	流量制限オリフィス	銀ゼオライトフィルタ
-----------------------------------	----------------------------	-----------	------------

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水がベントガスと高速で接触することにより、大部分のエアロゾルを捕集する。

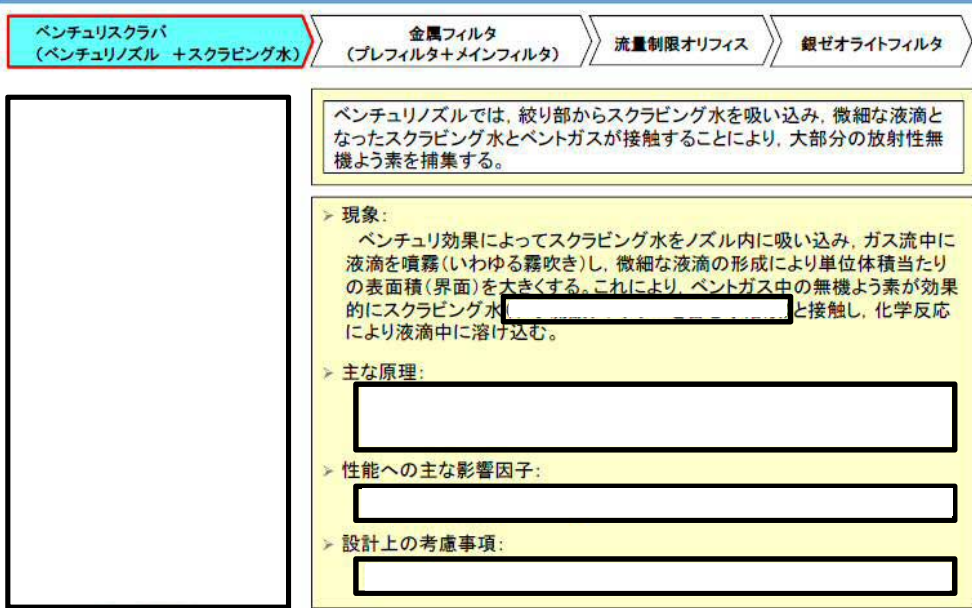
- > 現象:
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴を形成させる。その際に、ベントガスと液滴の速度差により、液滴とベントガス中のエアロゾルが接触し、エアロゾルが液滴内に捕集される。
- > 主な原理:
慣性衝突効果
- > 性能への主な影響因子:
ガス流速, エアロゾル粒径

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

3



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】

4

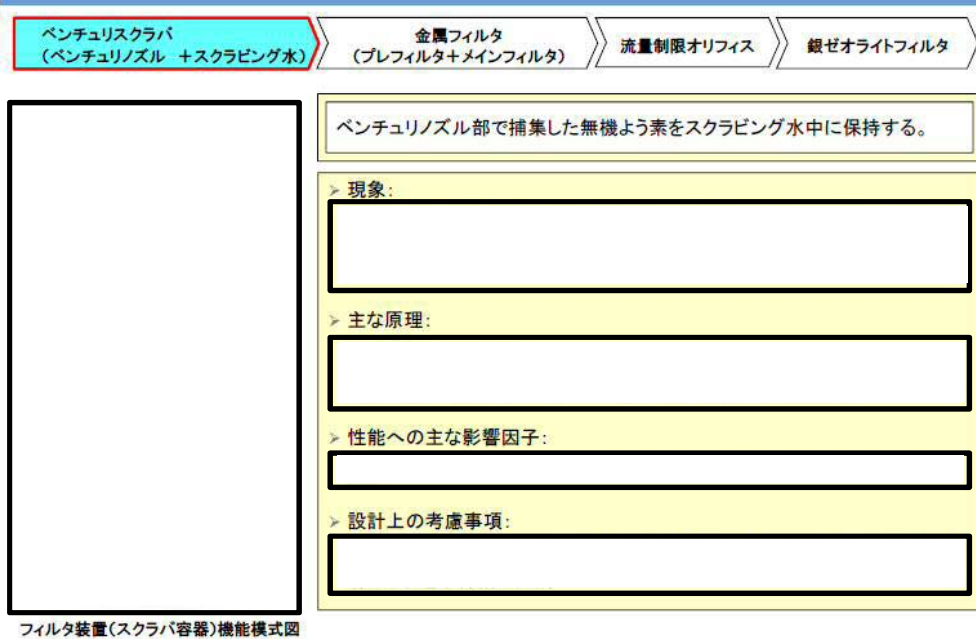


フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

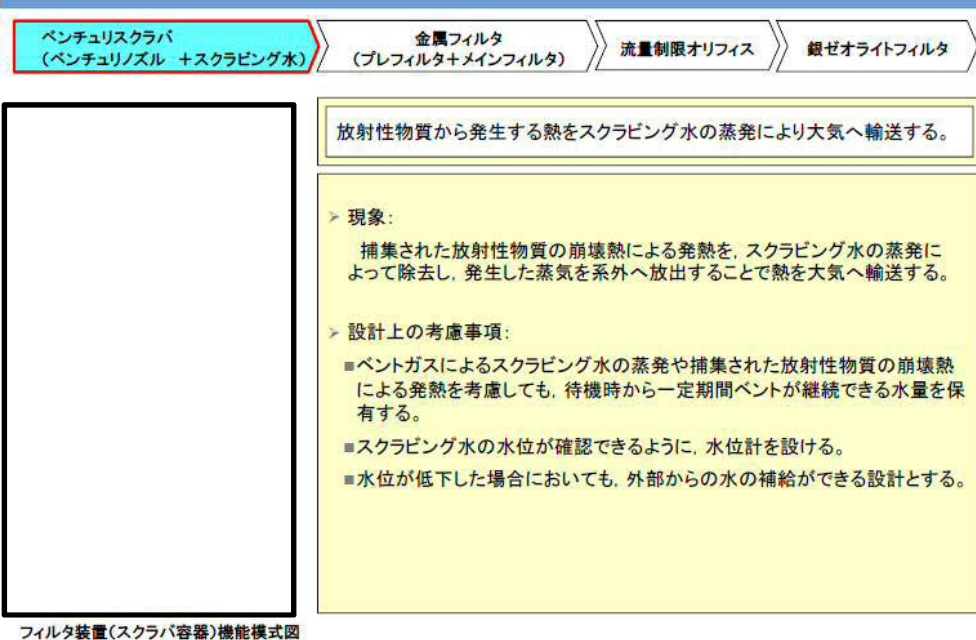
①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】

5



①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】

6



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

多孔板の機能

7

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル + スクラビング水) 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) 流量制限オリフィス 銀ゼオライトフィルタ

多孔板は、ベンチュリノズル以降の流れ全体を整流する。

> 設置目的

> 機構:

> 性能への影響:

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】

8

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル + スクラビング水) 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) 流量制限オリフィス 銀ゼオライトフィルタ

スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気凝縮が考えられる。

> 現象:
スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気が凝縮する。

> 性能への影響:

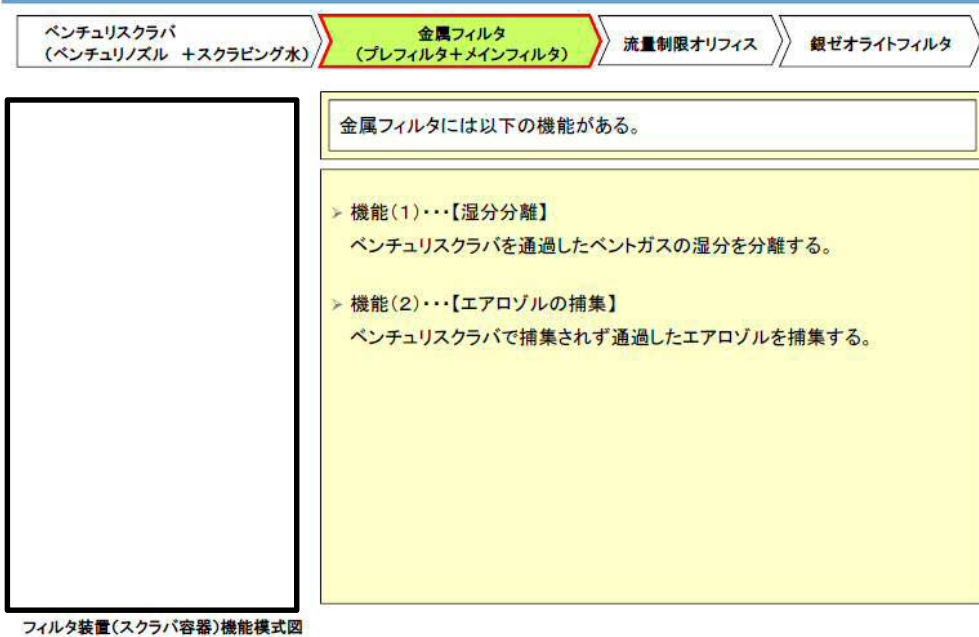
蒸気凝縮効果のイメージ図

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②金属フィルタの機能

9



②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】

10



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

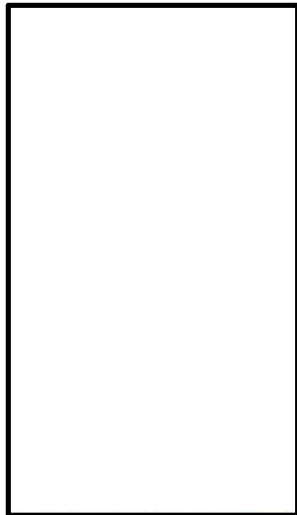
11

ベンチュリスクラバ
(ベンチュリノズル + スクラビング水)

金属フィルタ
(プレフィルタ+メインフィルタ)

流量制限オリフィス

銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

> 現象:

エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで、金属表面に捕集される。

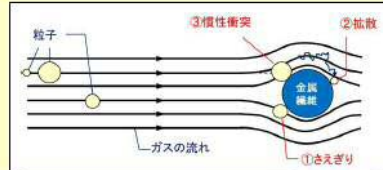
> 主な原理:

- ①さえぎり効果
- ②拡散効果
- ③慣性衝突効果

> 性能への主な影響因子:

ガス流速, エアロゾル粒径

> 設計上の考慮事項:



流量制限オリフィスの機能

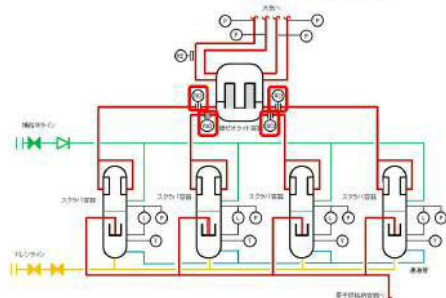
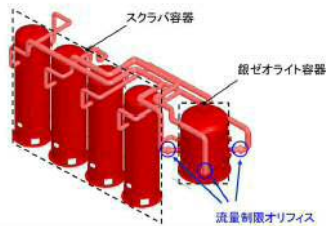
12

ベンチュリスクラバ
(ベンチュリノズル + スクラビング水)

金属フィルタ
(プレフィルタ+メインフィルタ)

流量制限オリフィス

銀ゼオライトフィルタ



フィルタ装置廻り系統概要図

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。

> 現象:

- 流量制限オリフィスの設置により、オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ、ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。

<補足>

格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが、比容積が増加するため、体積流量(=質量流量×比容積)はほぼ一定となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

③ 銀ゼオライトフィルタの機能

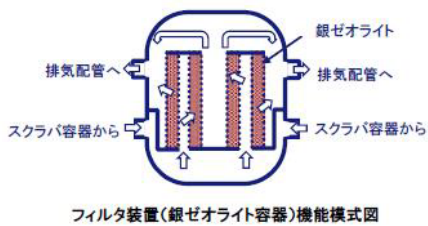
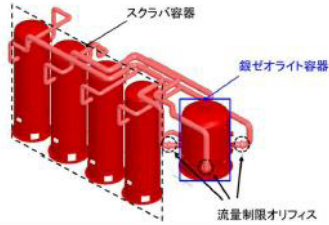
13

ベンチュリスクラバ
(ベンチュリノズル + スクラビング水)

金属フィルタ
(プレフィルタ+メインフィルタ)

流量制限オリフィス

銀ゼオライトフィルタ



銀ゼオライトフィルタでは、ガス状放射性よう素(無機よう素及び有機よう素)を捕集する。

> 現象:

とベントガス中のよう素を反応させて捕集する。

> 主な原理:

> 性能への主な影響因子:

> 設計上の考慮事項:

- ・適切な滞留時間となるように吸着材の充てん量を設定
- ・想定されるよう素量を捕集できるように吸着材の充てん量を設定

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) フィルタ装置におけるエアロゾル除去の物理現象

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し、ベントガスに含まれるエアロゾルを捕集し、保持する。ベントガス中に含まれるエアロゾルは、ガス流速を大きくすることでスロート部に発生する負圧によって吸入されるスクラビング水と慣性衝突させることにより捕集する。ベンチュリノズルの概略を図1に示す。

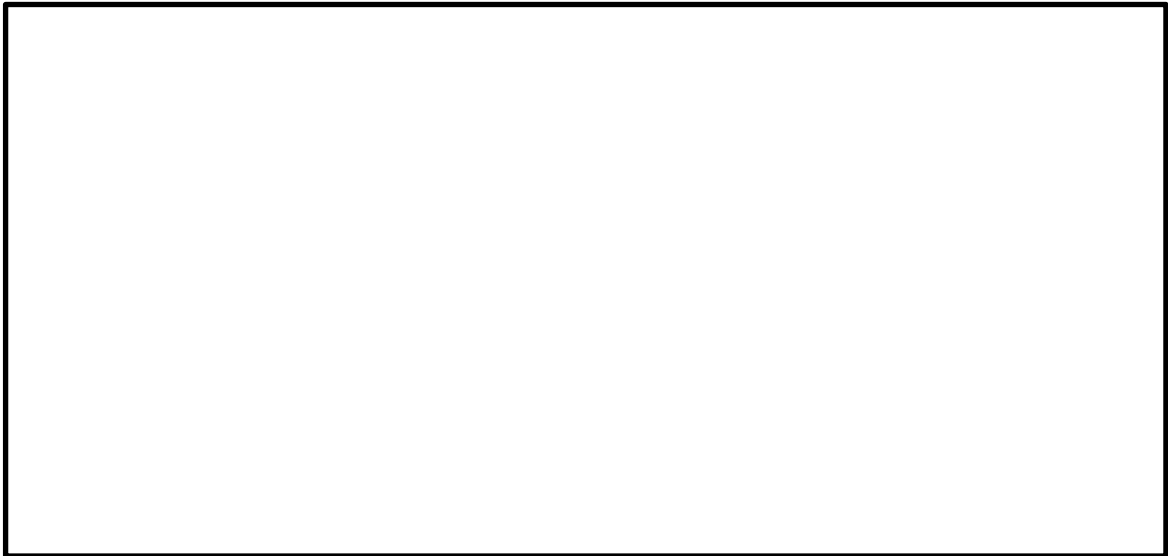


図1 ベンチュリノズルの概略図

エアロゾルの除去係数DFと透過率 P_t は逆数の関係にあり、ベンチュリノズルを通過するエアロゾルの透過率について、以下のように表される。(参考図書1)

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots\dots (式1)$$

ここで、 V^* はベンチュリノズル内に吸い込まれた液滴を通過するガス体積を表し、ベンチュリノズルを通過する時間で積分することにより、以下のとおり求めることができる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K + 0.7)^2} = \frac{1}{\left(1 + 0.7/K\right)^2} \quad \dots \dots \dots \text{(式 3)}$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \dots \dots \text{(式 4)}$$

V^* : 液滴通過ガス体積 τ_p : 緩和時間 V_g : ガス体積
 A_d : 液滴断面積 V_L : 液滴体積 K : 慣性パラメータ
 Q_g : ガス体積流量 C : すべり補正係数 Q_L : 液滴体積流量
 μ : ガス粘性係数 η_d : 捕集効率係数 ρ_p : エアロゾル密度
 u_g : ガス流速 d_p : エアロゾル粒径 u_d : 液滴速度 d_d : 液滴径

式4で表される慣性パラメータKは、図2に示す曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数である。ストークス数が0のとき、エアロゾルは完全に流線に沿って移動し、ストークス数が大きくなるにしたがって、エアロゾルの運動方向を変化させにくくなることから、慣性衝突が起こりやすくなる。式4から、慣性パラメータに影響を与える因子として、エアロゾル密度、エアロゾル粒径、液滴径、ガス粘性係数、ガスと液滴の速度差が挙げられる。

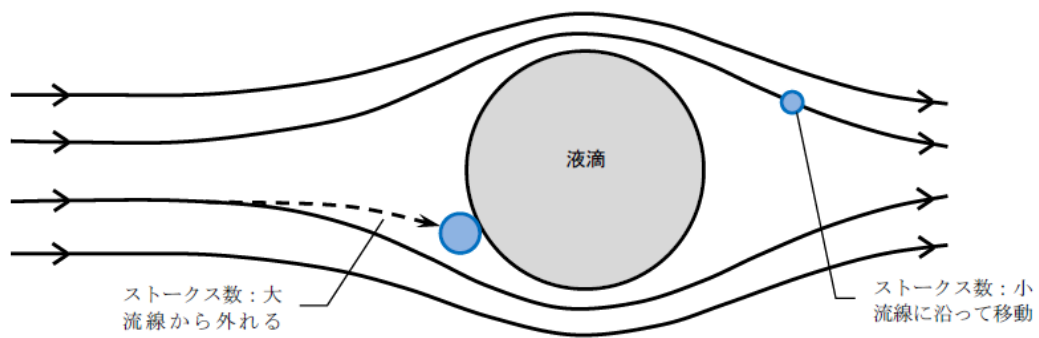


図2 ストークス数とエアロゾルの流れの関係

ベンチュリノズル入口ではガス流速が大きく液滴速度が小さいが、ベンチュリノズル内を通過する過程において次第に液滴速度が増加し、ガス流速を上回る。ベンチュリノズルでは、このガスと液滴の速度差を利用し、ガス中に含まれるエアロゾルと液滴を衝突させることによりエアロゾルを捕集する。

式1より、透過率は V^*/V_L が影響し、補足するエアロゾル量（積算量）は、ベンチュリノズル入口近傍のガスと液滴の速度差の大きい領域において急速に増加し、その後、緩やかに増加していくことがわかる。この関係はベンチュリノズルの形状によって決まり、式4で表される慣性パラメータに影響を与える因子の液滴径、液滴とガスの速度差はガス流速に帰着される。エアロゾル密度、ガス粘性係数については、ベント実施中の変動幅が小さいため、慣性パラメータの変動は小さい。エアロゾル粒径については、粒径が小さくなるにつれて慣性パラメータが小さくなる変動幅が大きいことから、除去効率に与える影響を無視することができない。

したがって、ベンチュリノズルの除去効率に影響を与えるパラメータは、「ガス流速」と「エアロゾル粒径」である。

なお、framatome社（AREVA社）では実機と同一形状のベンチュリノズルを使用してJAVA試験を行っており、実機の運転範囲を包絡するガス流量の範囲で試験を実施した結果から除去性能の評価を行っている。

b. スクラビング水

ベンチュリノズルを通過したベントガスは、気泡としてスクラビング水中を浮上する。気泡に含まれるエアロゾルの挙動を図3に示す。

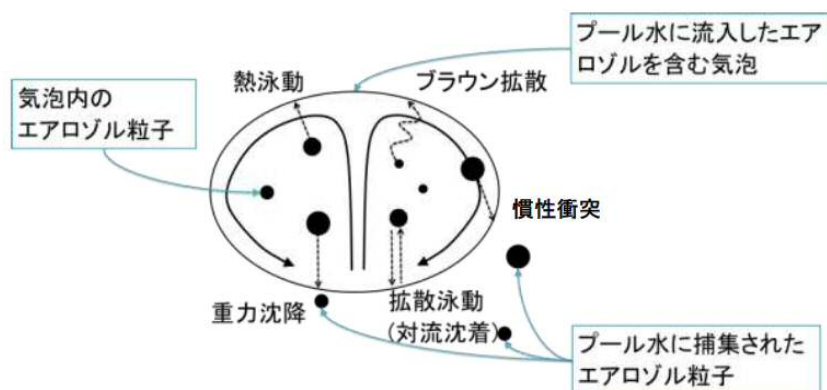


図3 スクラビング水中を浮上する気泡中のエアロゾル

重力沈降，慣性衝突については，粒径の大きいエアロゾルに対して効果的にはたつき，ブラウン拡散については，粒径の小さいエアロゾルに対して効果的にはたつき，拡散泳動（対流沈着），熱泳動については，気泡とスクラビング水の温度勾配が大きいときに効果的にはたらく。



c. 金属フィルタ

金属フィルタは，プレフィルタ，湿分分離機構及びメインフィルタで構成され，
ベンチュリスクラバを通過した気泡がスクラビング水の水面に達した際，細かい飛沫が生成される。この飛沫がベントガスに同伴して金属フィルタへ到達した際，



(a) プレフィルタ

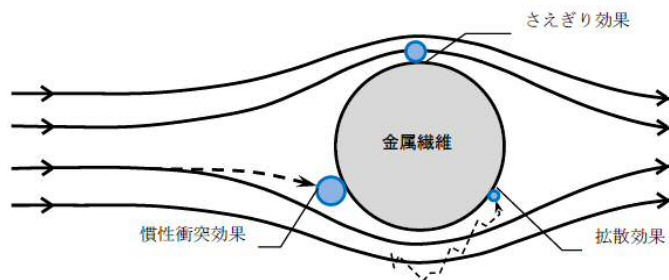
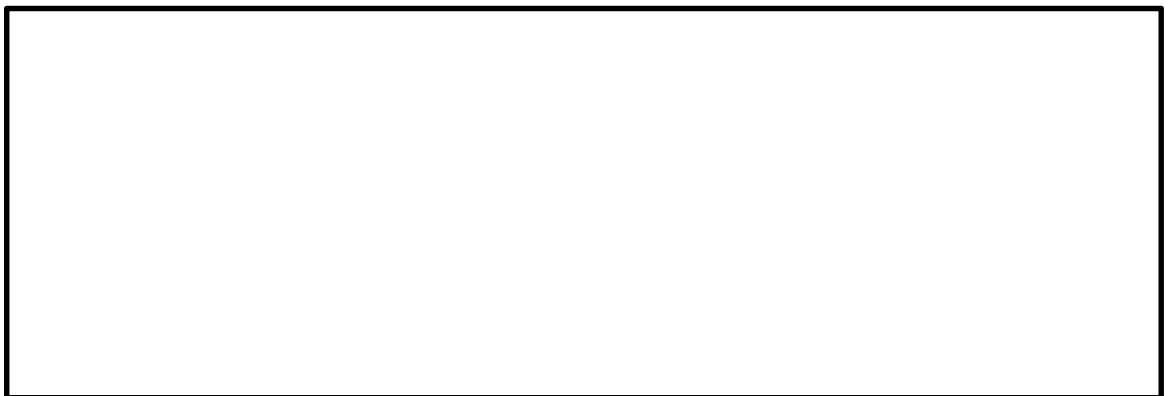


図4 プレフィルタにおける飛沫の分離

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 湿分分離機構

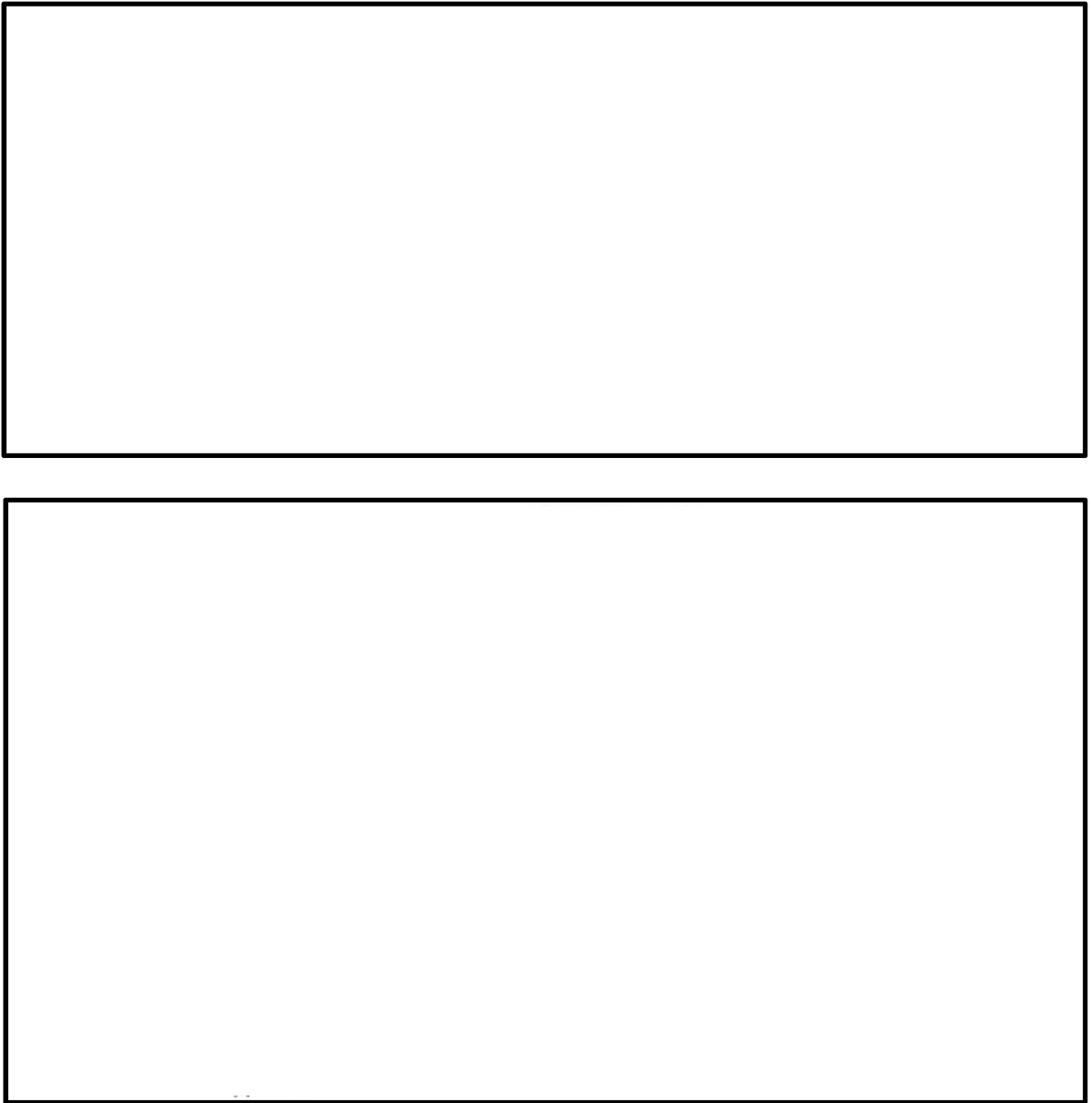
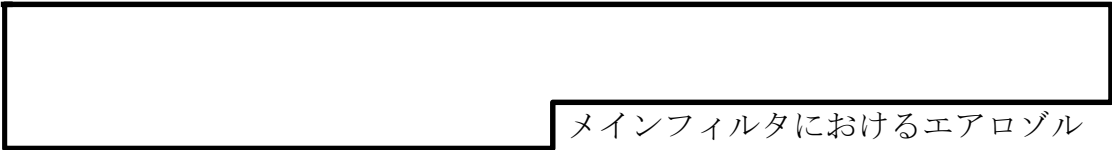


図5 湿分分離機構の概略図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(c) メインフィルタ



メインフィルタにおけるエアロゾルの捕集は図6に示すように、金属繊維表面への衝突と付着によって行われ、除去原理は「さえぎり効果」、「拡散効果」、「慣性衝突効果」によるものが主である。

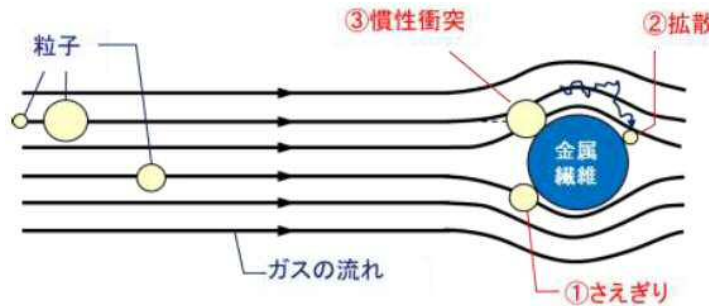


図6 金属フィルタ（メインフィルタ）における除去原理

① さえぎり効果

さえぎりによるエアロゾルの捕集は、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、金属繊維表面から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金属繊維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。

さえぎりによる捕集効率 E_R は、以下のように表すことができる。

(参考図書2)

$$E_R = \frac{1}{2K} \left(2(1+R)\ln(1+R) - (1+R) + \left(\frac{1}{1+R} \right) \right) \quad \dots \dots \dots \text{(式5)}$$

$$R = \frac{d_p}{d_f} \quad \dots \dots \dots \text{(式6)}$$

$$K = -\frac{\ln(\alpha)}{2} - \frac{3}{4} + \alpha - \frac{\alpha^2}{4} \quad \dots \dots \dots \text{(式7)}$$

d_f : 繊維径 d_p : エアロゾル粒径 K : 桑原の因子 α : 充填率

桑原の因子 K は他の繊維が近接していることにより生ずる、ある繊維のまわりの流れの場の変形の影響を含んだ無次元の係数であり、充填率 α のみに依存し、また、繊維径 d_f 及び充填率は固有の定数である。さえぎりによる捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」が挙げられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

② 拡散効果

拡散によるエアロゾルの捕集はエアロゾルが金属繊維をさえぎらない流線上を移動しているときでも、金属繊維近傍を通過する際にブラウン運動によって金属繊維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、金属繊維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金属繊維に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、ガス流速が遅い程大きくなる傾向にある。

拡散による捕集効率 E_D は、以下のように表すことができる。(参考図書2)

$$E_D = 2P_e^{-\frac{2}{3}} = 2\left(\frac{D}{d_f U_0}\right)^{\frac{2}{3}} \quad \dots \dots \dots \text{(式8)}$$

$$D = \frac{kTC_c}{3\pi\eta d_p} \quad \dots \dots \dots \text{(式9)}$$

d_p : エアロゾル粒径 d_f : 繊維径 D : 粒子の拡散係数
 U_0 : ガス流速 k : ボルツマン定数 T : ガス温度
 C_c : すべり補正係数 η : ガス粘性係数

ガス粘性係数 η はガス温度 T と共に上昇し、運転範囲における変動幅が小さく、互いを打ち消す。拡散による捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」, 「ガス流速」, 「ガス粘性係数」が挙げられる。

③ 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、エアロゾルがその慣性のために金属繊維の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切って金属繊維に衝突するとき起こる。エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、金属繊維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、ガス流速が速い程大きくなる傾向にある。

慣性衝突による捕集効率 E_I は、以下のように表すことができる(参考図書2)。

$$E_I = \frac{JS}{2K^2} \quad \dots \dots \dots \text{(式 10)}$$

$$J = (29.6 - 28\alpha^{0.62})R^2 - 27.5R^{2.8} \quad \dots \dots \dots \text{(式 11)}$$

$$S = \frac{\tau U_0}{d_r} = \frac{\rho_p d_p^2 C_c U_0}{18\eta d_f} \quad \dots \dots \dots \text{(式 12)}$$

$$R = \frac{d_p}{d_f} \quad \dots \dots \dots \text{(式 13)}$$

S : ストークス数 K : 桑原の因子 α : 充填率,
 ρ_p : エアロゾル密度 C_c : すべり補正係数 U_0 : ガス流速,
 η : ガス粘性係数 d_p : エアロゾル粒径 d_f : 繊維径

ストークス数Sは、前述のベンチュリノズルにおける除去原理と同様、エアロゾルの流線からの外れやすさを示している。慣性衝突による捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」、「ガス流速」、「エアロゾル密度」、「ガス粘性係数」が挙げられる。

④ まとめ

以上から、さえぎり、拡散、慣性衝突効果では、ガス流速、エアロゾル粒径が主な影響因子であり、金属フィルタの除去効率に影響を与えるパラメータは、「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が挙げられる。

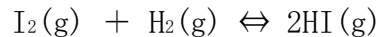
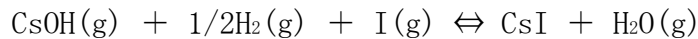
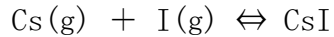
《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. W. C. ハイネズ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院(1985)

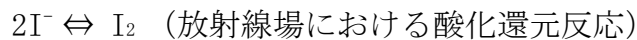
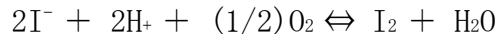
(参考2) 格納容器内におけるよう素の化学形態

a. 格納容器内へ放出されるよう素の挙動

重大事故時に溶融炉心から格納容器内へ放出されるよう素は、以下に示す反応が支配的であるとされている。(参考図書1)



TMI事故以降のソースターム研究では、よう素は上記の反応により、主に粒子状よう素(CsI)の形態で格納容器に移行し、一部が無機よう素(I₂)及びよう化水素(HI)の形態で格納容器に移行すると考えられる。また、粒子状よう素のCsIは可溶性であり、格納容器内で発生する蒸気移行に伴い、サプレッション・プール水中によう素イオン(I⁻)として溶存する。サプレッション・プール水中に溶存したよう素イオン(I⁻)は、以下に示す反応により、無機よう素(I₂)となる。(参考図書1)



b. 有機よう素の発生メカニズム

上記の反応により生成された無機よう素(I₂)は、サプレッション・プール水中で有機不純物と反応し、気相に移行した無機よう素(I₂)は格納容器内表面の有機物を含む塗装材と反応することで、有機よう素が生成されたと考えられている。(参考図書1)

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2007)1 “STATE OF THE ART REPORT ON IODINE CHEMISTRY “, 23-Feb-2007

スクラビング水の pH について

スクラビング水の pH が低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられることから、スクラビング水の薬液として [] を初期添加することにより、薬剤の補給が不要な設計としている。

スクラビング水の pH を低下させる要因として、重大事故時に格納容器内において発生する酸性物質を含むベントガスのスクラバ容器への流入が挙げられる。

主な酸性物質としては、塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解による塩化水素、窒素が溶存するサプレッション・プール水の放射線分解による硝酸等が既往知見により知られている。原子炉圧力容器が破損した場合においては、熔融炉心による加熱でペDESTAL内のケーブルが熱分解することによる塩化水素の発生、MCCI によるコンクリート骨材からの炭酸ガスの発生が考えられる (NUREG/CR-5950)。

また、スクラビング水量の変動に伴う希釈も pH 低下の要因となる。

以下に、[] の初期添加量の算定に資する酸性物質、希釈量についての評価を示す。

1. 格納容器内で発生する酸性物質生成量

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

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

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

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失)」において、ベント時 (事象発生から 32 時間後) には約 [] [mol], 7 日後 (168 時間後) では約 [] [mol], 60 日後 (1440 時間後) では約 [] [mol] の酸性物質が格納容器内で生成されると試算した。

放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図 1 に示す。

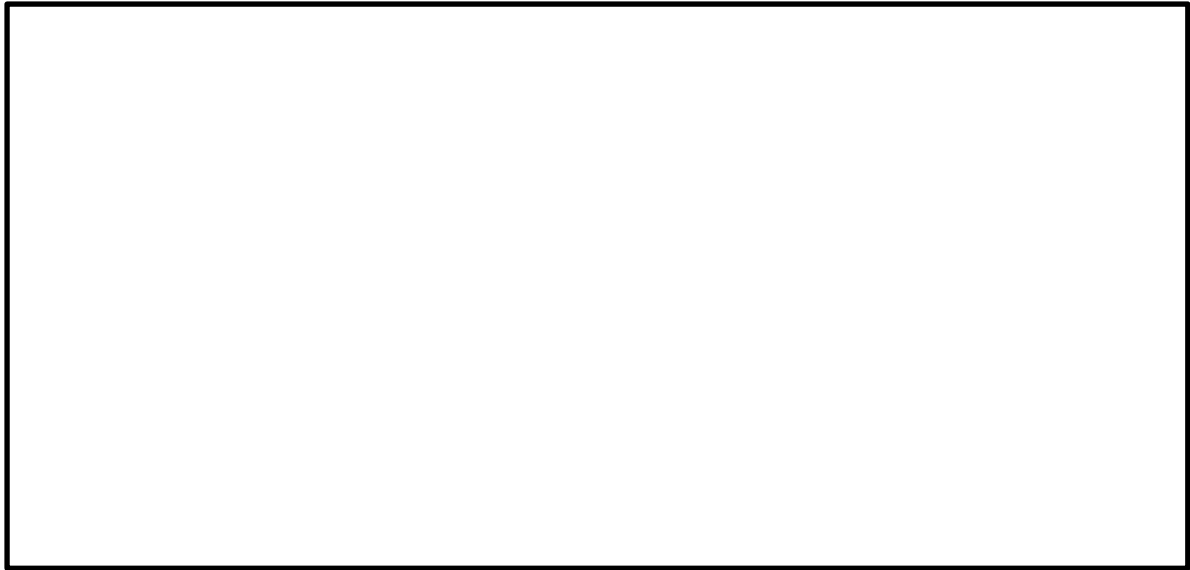


図1 放射線分解で生成する酸性物質の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）」においては、熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。

原子炉圧力容器破損を想定した場合は、熔融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ちペDESTAL内には存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じるMCCIにより発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。なお、ペDESTAL内のケーブル量は、保守的にペDESTAL内に接続されるケーブルの全長（ペDESTAL外も含む）を集計した。

原子炉圧力容器破損が想定する際に、約 [] [mol] の酸性物質が熱分解により生成されると試算した。

- ・ペDESTAL内ケーブルの熱分解による塩化水素生成量：約 [] [mol]
(約 [] kg)

(3) [] の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に初期添加している [] は、酸素が存在する環境下において、以下の反応により分解して塩基性物質を消費することが知られている。

[]

ベント直後を除きスクラバ容器に流入するガスはほぼ100%蒸気であるため、この影響は小さいと考えられるが、仮に全量の [] が酸化分解されると想定して消費される塩基性物質は約 [] [mol] となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. スクラバ容器での塩基の消費量

重大事故時に格納容器内で発生した酸性物質は、スクラバ容器へ移行する前に格納容器内の自然沈着、格納容器スプレー及びサプレッション・プールのスクラビング等の除去効果を受けるため、移行量は減少する。また塩酸や硝酸については格納容器内の液相への溶解も考えられる。

以上の事象影響を無視し、格納容器内で生成した酸性物質が保守的に全量移行したとすると、スクラバ容器の塩基の消費量は、7日後（168時間）において約 [] [mol]、60日後（1440時間）において約 [] [mol]との試算となる。

【7日後（168時間）の塩基の消費量（約 [] [mol]）内訳】

- ・放射線分解による酸性物質生成量：約 [] [mol]
- ・熱分解による酸性物質生成量：約 [] [mol]
- ・ [] の分解により消費される塩基：約 [] mol

【60日後（1440時間）の塩基の消費量（約 [] [mol]）内訳】

- ・放射線分解による酸性物質生成量：約 [] [mol]
- ・熱分解による酸性物質生成量：約 [] [mol]
- ・ [] の分解により消費される塩基：約 [] mol

3. 水位変動によるスクラビング水の希釈について

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

4. スクラビング水のpH影響評価

スクラバ容器は無機よう素 (I_2) を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素は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（1440時間後）の塩基の消費量（約 [] [mol]）を考慮する。

スクラバ容器においては、上記にさらに余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位（約 [] t）において約 [] とすることとしている。

[]
通常水位における [] 濃度が [] のとき、酸性物質の移行量を考慮し、且つベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の [] 濃度は、

[]
となり、十分にアルカリ性を維持できる。

なお、放射性物質により 水溶液が放射線分解しても pH はほとんど変化しない。(参考図書 3)

事故後のスクラビング水の pH 挙動評価を図 2 に示す。



図 2 事故後スクラビング水の pH 挙動評価

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

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



核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、格納容器壁面の塗料等の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。

上記をさらに保守的に考慮した場合でも、薬液タンクから薬剤を追加することで、ベント後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

5. 薬液の劣化・濃度均一性

スクラビング水に添加する の水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図1の通り示されている。図1より、スクラビング水の添加濃度である [wt%] では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。スクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の待機中に 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、格納容器フィルタベント系の待機中、スクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、格納容器フィルタベント系待機中において、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。

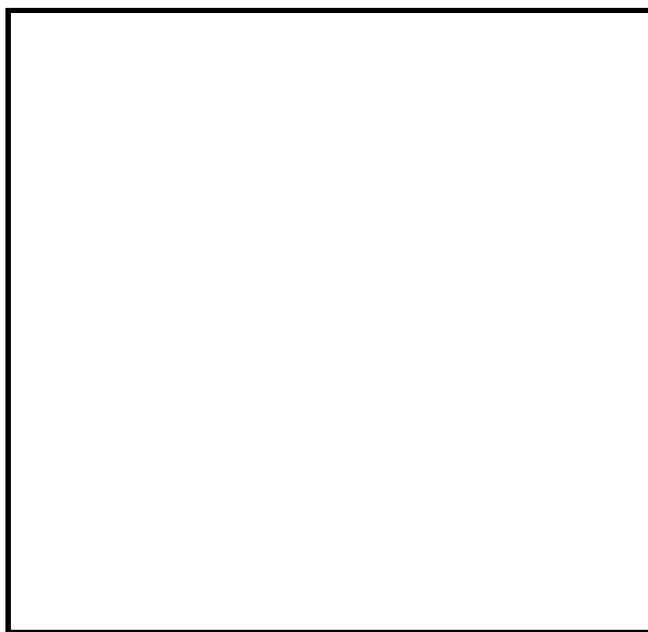


図3 の水系相平衡図

6. スクラビング水の管理について

4.に記載したとおり、スクラビング水は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格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。

a. 系統待機時の管理

- ・施設定期検査時に [] の濃度が [] であり、 [] 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。
- ・スクラビング水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、スクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送した後、薬剤の補給を行う。

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

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

<参考図書>

1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992
2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992
3. 堂前 雅史等 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果, 2016年3月（日本原子力学会 2016年春の大会）

(参考) 島根原子力発電所2号炉 格納容器内ケーブル量調査

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

[格納容器内のケーブル量調査フロー]

①建設記録よりケーブル量を調査・集計
(線種, サイズ毎に本数と長さを集計)

↓

②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映

↓

③格納容器ペDESTAL内限定したケーブル量の調査・集計
(ペDESTAL内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)

↓

④ケーブル被覆材毎に表面積, 塩化水素含有量を算出
(今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表1に示す。

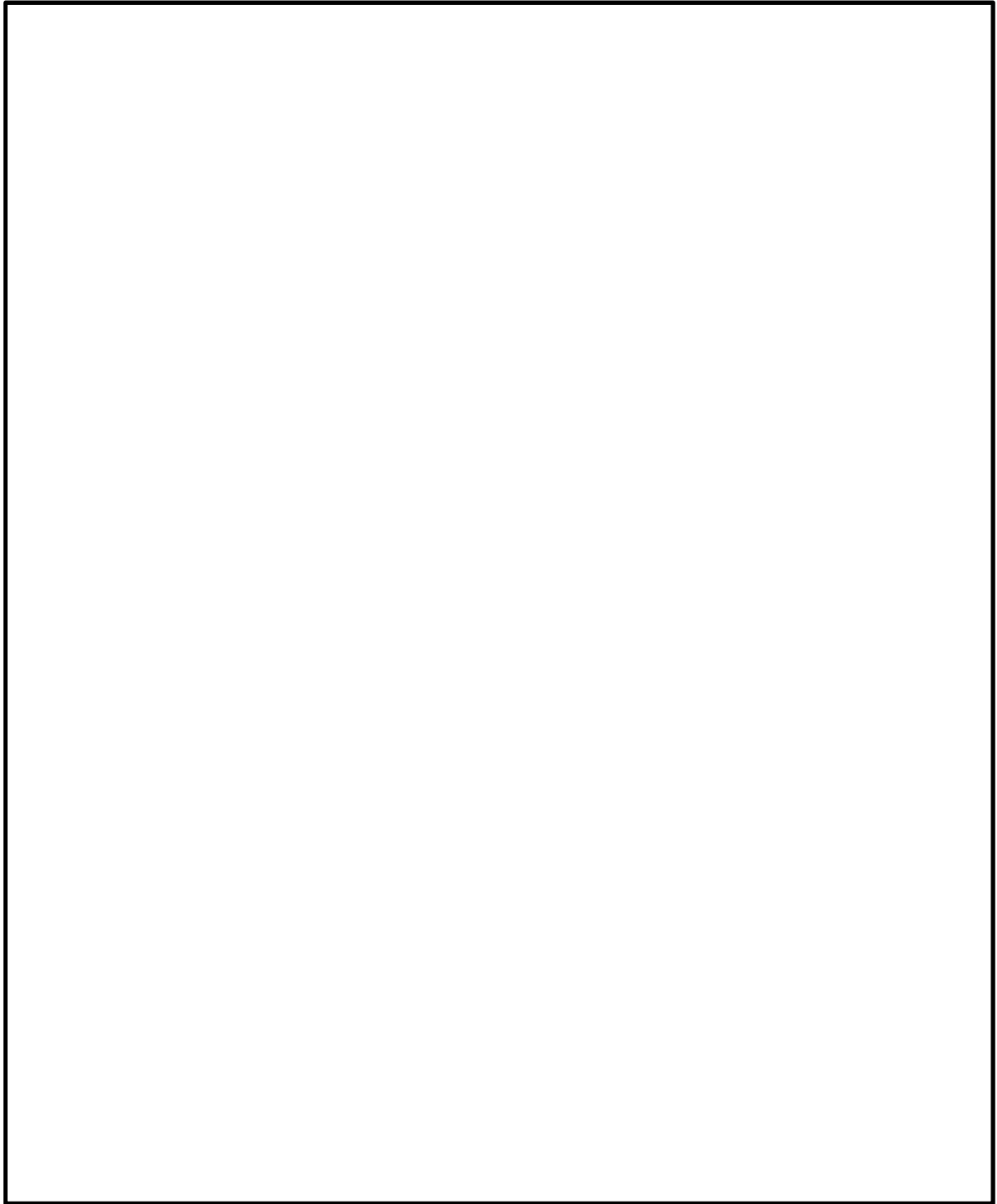
表1 格納容器内のケーブル量調査結果

--

(次頁に続く)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(前頁の続き)



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について

金属フィルタは、

金属フィルタの外形図を図1，主要仕様を表1に示す。

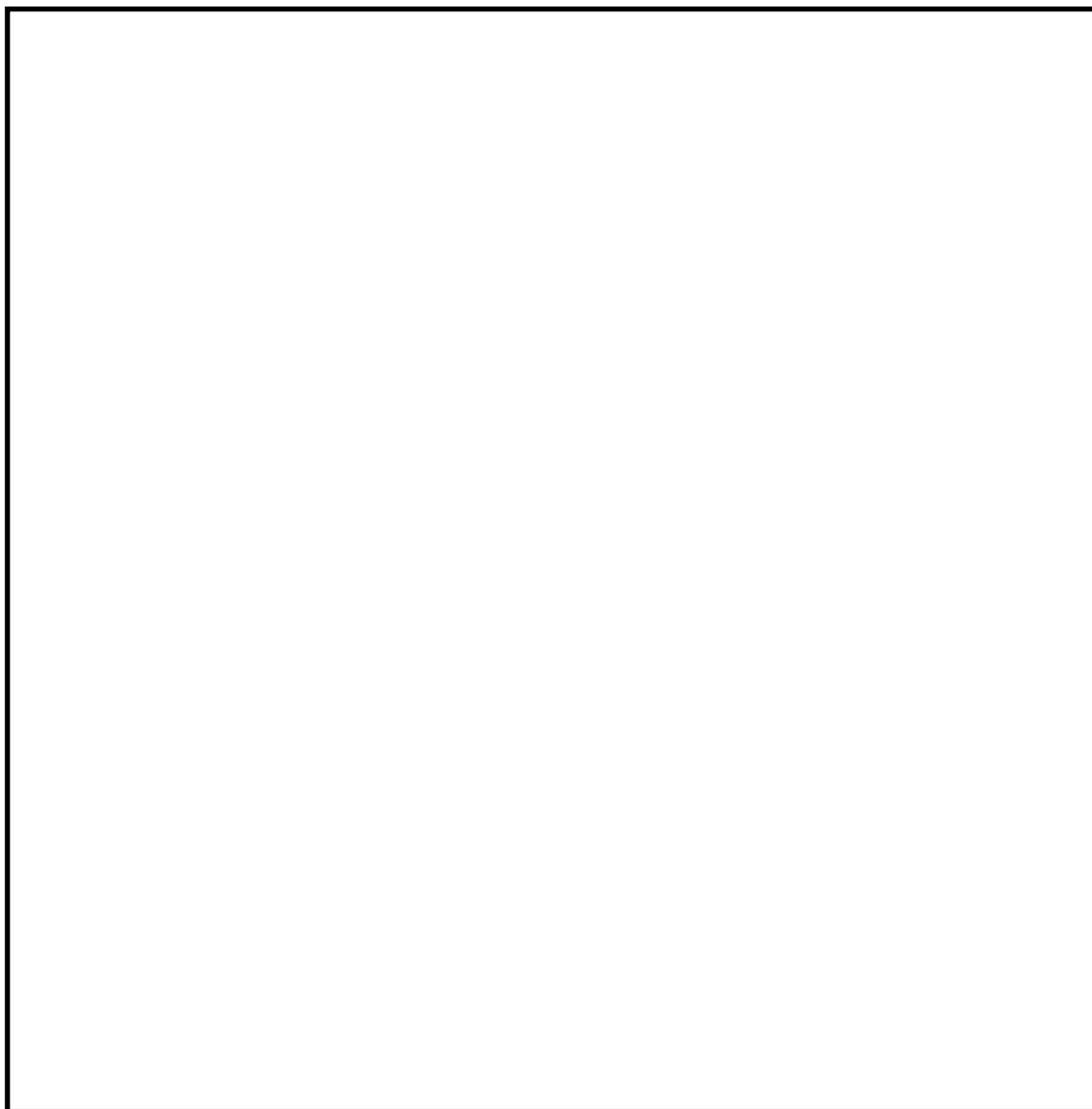


図1 金属フィルタの外形図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 金属フィルタの主要仕様

種類	金属繊維型フィルタ
材料	
外径寸法	
線径	
フィルタ面積	
個数	

金属フィルタでは、メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガス中の湿分を

湿分分離機構の概略

構造図を図2，ドレン配管接続部の概略図を図3に示す。



図2 湿分分離機構の概略構造図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図3 ドレン配管接続部の概略図

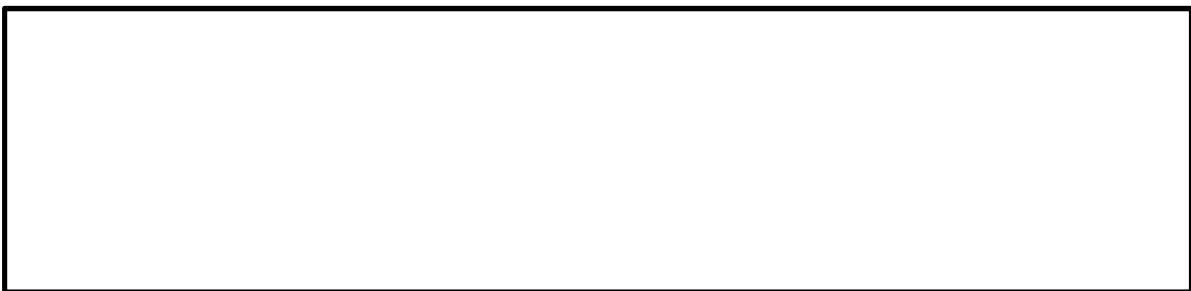
ここで、金属フィルタのドレン配管において閉塞及び逆流が発生した場合、金属フィルタの機能に影響を与える可能性があることから、ドレン配管における閉塞及び逆流について評価した結果を示す。

(1) ドレン配管における閉塞

金属フィルタのドレン配管の口径は [] であり、これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は [] で極めて小さく、また、ドレンが排出できる十分な配管口径であることから、ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。

(2) ドレン配管における逆流

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、ドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタ部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、ドレン配管における逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。

なお、スクラバ容器水位は、水位計により監視できる設計としている。スクラバ容器水位計の測定範囲を図4に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

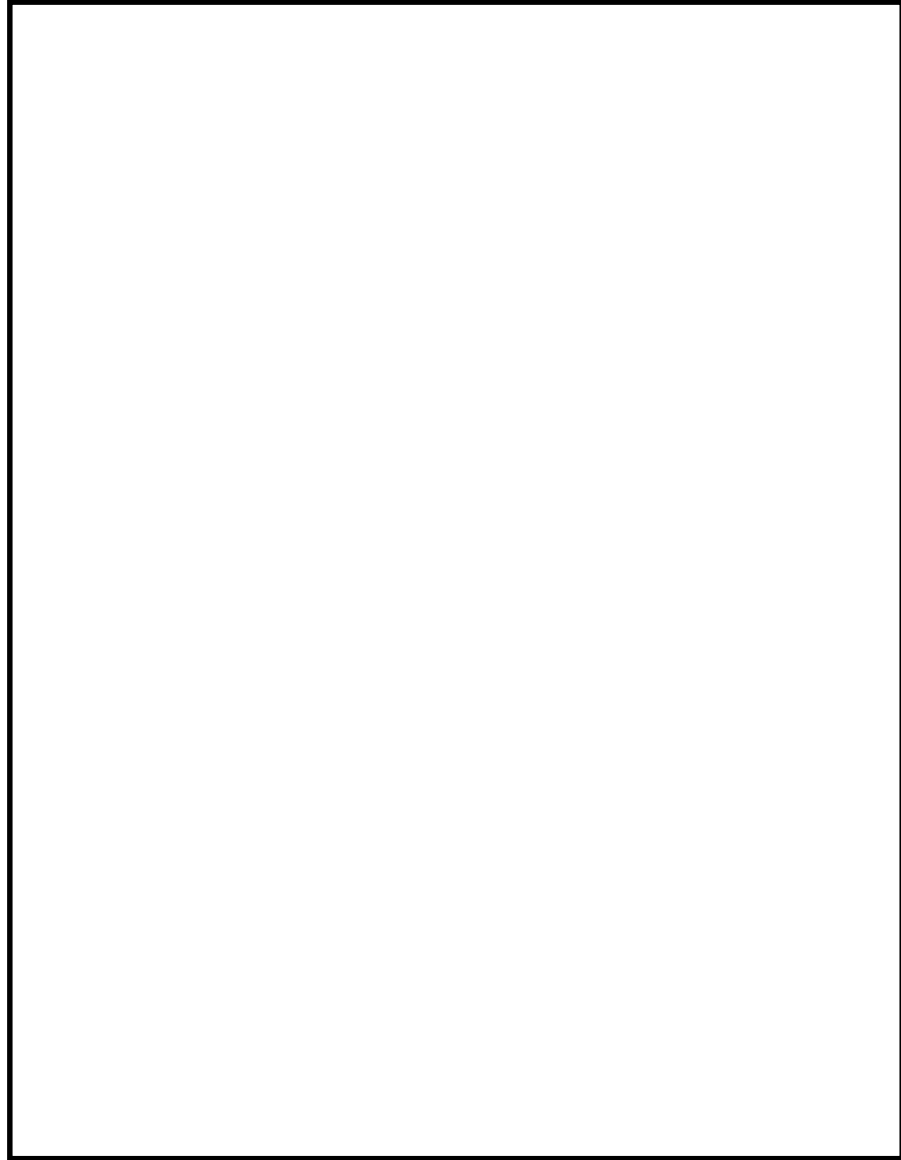


図4 スクラバ容器水位計の測定範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

流量制限オリフィスの設定方法について

格納容器フィルタベント系は、格納容器の過圧破損を防止するため、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。

格納容器フィルタベント系では、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、スクラバ容器の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。

1. 流量制限オリフィスの設計手順

格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力 427 kPa[gage] (1Pd) において、原子炉定格熱出力の 1% (原子炉停止後 2～3 時間相当) の蒸気発生量を排出できるよう以下のとおり設定する。

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



図 1 1 Pd ベント時の圧力勾配概念図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 流量制限オリフィスの圧力損失計算

(1) オリフィス上流側(格納容器からフィルタ装置(スクラバ容器))圧力損失計算

a. オリフィス上流側の計算式

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 計算結果

流量制限オリフィス入口圧力（上流側） P_i の計算結果を表 1 に示す。

表 1 流量制限オリフィス入口圧力

--

(2) オリフィス下流側圧力損失計算

--

a. オリフィス下流側圧力の計算式

--

b. 計算結果

流量制限オリフィス下流側圧力 P_a の計算結果を表 2 に示す。

表 2 流量制限オリフィス出口圧力

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

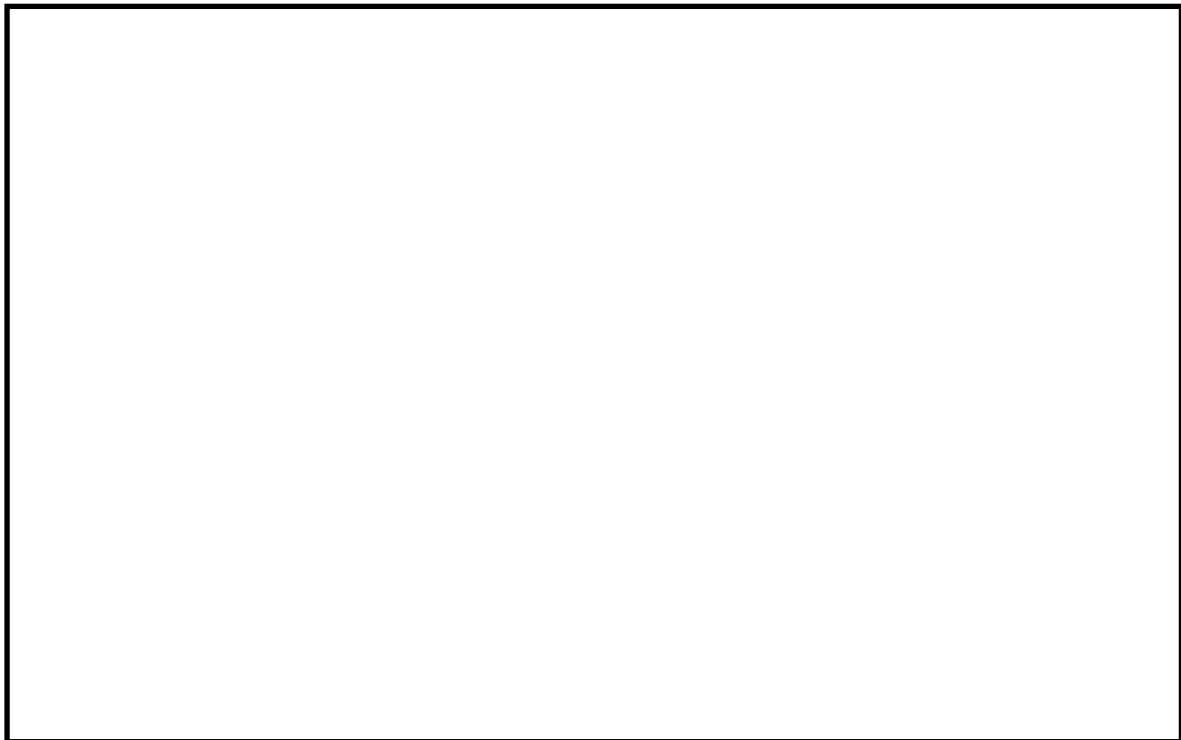
(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定

上記より、格納容器圧力が 1 Pd 時に格納容器フィルタベント系で原子炉定格熱出力 1 %相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流側の圧力は ，オリフィス下流側の圧力は である。

そこで、流量制限オリフィスは、上記のオリフィス上流及び下流側の圧力条件で、原子炉定格熱出力 1 %相当の蒸気が排出できるようにオリフィスの断面積を設定する。

ここで、オリフィス上流側圧力と下流側圧力の関係から、
 必要な断面積の評価は以下の式に基づいて実施する。

図 1 に上記設計手順により算出される圧力損失結果から導かれる圧力勾配の概念図を示す。



以上の手順でオリフィスの断面積を算出 し、設定することにより、格納容器フィルタベント系によるベント開始時の格納容器圧力が 1 Pd の状態においても設計流量が確実に排気できるように設計している。

3. 格納容器圧力の変動に対する体積流量

(1) 格納容器圧力毎の圧力損失

格納容器フィルタベント系は格納容器圧力が 1 Pd～ 2 Pd (427～ 853kPa[gage]) の場合において使用を開始し、格納容器圧力はベント後に圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態 (約 100kPa[gage]) に至る。格納容器フィルタベント系は格納容器圧力 1 Pd (427kPa[gage]) において、設計流量 9.8kg/s (原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

相当の蒸気量)を排出できるよう、流量制限オリフィスの流出断面積を設定し、系統の圧力損失を計算している。

格納容器フィルタベント系の格納容器圧力に対する圧力損失等を表3、ベント時の圧力勾配概要を図2に示す。

なお、格納容器フィルタベント系ではフィルタ装置(スクラバ容器)のスクラビング水位に相当する水頭圧(約30kPa)以上であれば格納容器内のガスを排気できる。

表3 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	オリフィス上流 圧力損失 (kPa)	オリフィス下 流圧力損 失 (kPa)	質量流量 (kg/s) (相対比) ※1	体積流量 (m ³ /s) (相対比) ※1
853				
427				
100				

※1 格納容器圧力 1 Pd の時の圧力を基準とした値

(2) 設計の意図

格納容器フィルタベント系は、フィルタ性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてベントガス流速(体積流量)が挙げられるため、システム設計の観点からは、想定する圧力変動範囲で出来るだけ体積流量を一定にし、安定したベントガス流速となるよう設計上の配慮を行っている。具体的には、スクラバ容器下流に流量制限オリフィスを設け、オリフィス下流の排気経路は出来るだけ圧損が小さくなるようなルート選定を行っている。

格納容器圧力 1 Pd (427kPa[gage]) 時にオリフィス部の流れが臨界流となることを配管設計上の目安としている。

格納容器フィルタベント系の流量特性を図3に示す。格納容器圧力の変動(約100kPa[gage]~約853kPa[gage])に伴う体積流量は、とほぼ一定の値となる。

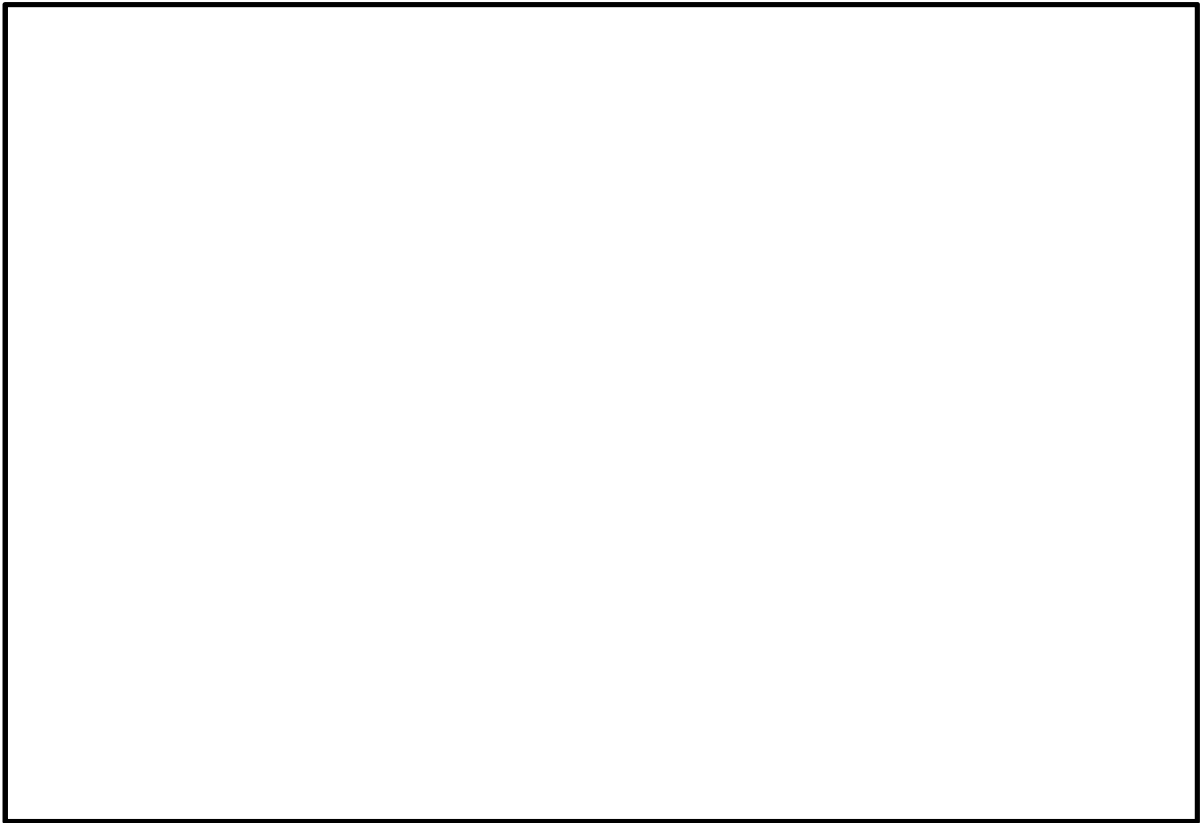


図 2 圧力勾配概要

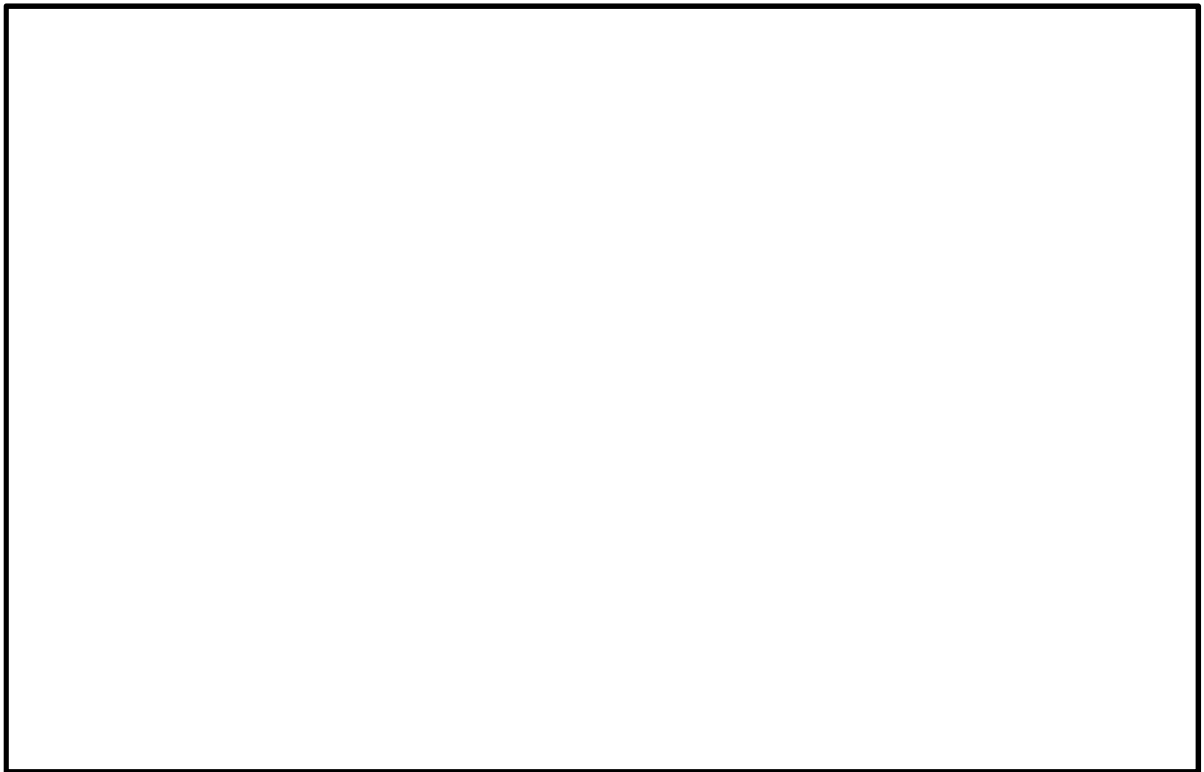


図 3 格納容器フィルタベント系の流量特性

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) ベント時の蒸気流量の算出方法について

格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力1%相当（スクラム後2～3時間）の蒸気流量は以下のとおり算出している。

$$W_{vent} = 2436 \times 10^3 \times 0.01 / (h_s - h_w) \approx 9.8 \text{ (kg/s)}$$

h_s : 2750.55 (kJ/kg) : 飽和蒸気の比エンタルピ (427kPa [gage]条件)

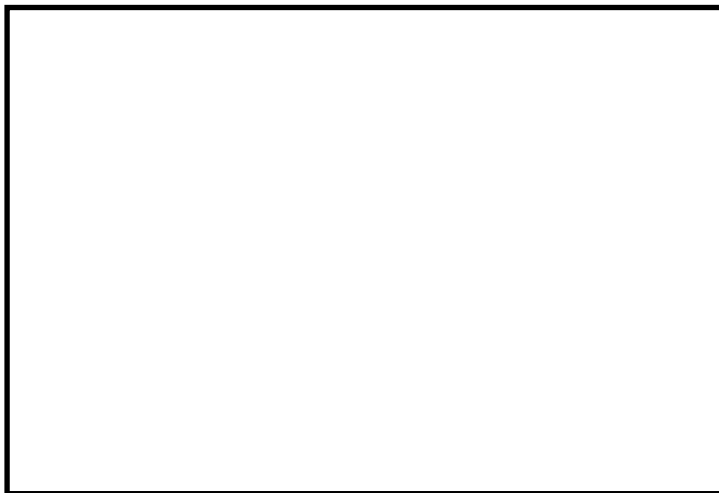
h_w : 251.15 (kJ/kg) : 飽和水の比エンタルピ (60°C条件)

ここで h_s については、格納容器最高使用圧力 1 Pd (=427kPa [gage]) とし、 h_w については外部水源の水溫に余裕をみて 60°C と設定した。また、比エンタルピは「1999 日本機械学会蒸気表」の記載値を用いた。

流量制限オリフィスの流出断面積は、格納容器圧力 1 Pd (=427kPa [gage]) において、9.8kg/s の蒸気流量が排出できるものを設定している。

設定した流出断面積のオリフィスを用いた場合における運転範囲（格納容器圧力 100kPa [gage] ~ 853kPa [gage]）の体積流量は、以下の式 1 ~ 4 により計算できる。

○体積流量の計算式



..... (式1)

..... (式2)

..... (式3)

..... (式4)

$$V[m^3/s] = m_{システム}[kg/s] \times \sigma[m^3/kg]$$

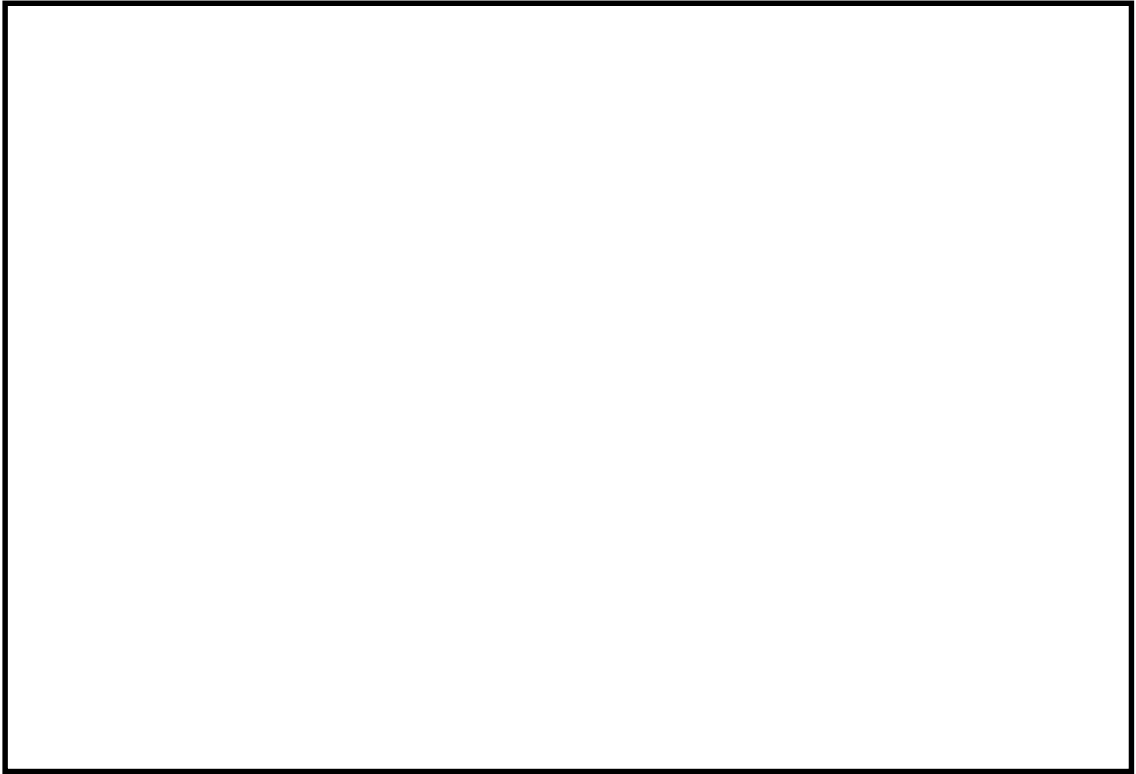
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ここで,

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



(参考2) 有効性評価と実機モデルの圧損計算の違いについて

有効性評価 (MAAP 解析モデル) では、格納容器と放出口 (オリフィス) のモデルで評価している。一方、実機の圧力損失計算においては、オリフィス以外にも、配管、容器等のベントラインの機器を想定して評価している。

MAAP 解析モデルと実機設計に用いた圧力損失計算モデル (実機モデル) の比較を図1に示す。

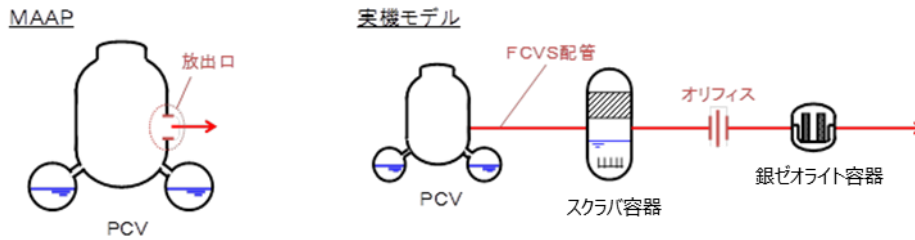


図1 MAAP 解析モデルと実機モデルの比較

いずれのモデルにおいても、「原子炉格納容器圧力 1 Pd においてベントガス流量 9.8kg/s がベント可能」となるようにオリフィス穴径等を設定している。このため、MAAP 解析モデルでは、放出口 (オリフィス) において格納容器フィルタベント系の系統圧損も考慮するため、オリフィス穴径の大きさは実機モデルに比べて小さくしている。MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量を表1に示す。

表1 MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量

格納容器圧力	ベントガス流量	
	MAAP 解析モデル	実機モデル
1 Pd (427kPa[gage])	9.8kg/s	9.8kg/s
2 Pd (853kPa[gage])		

以上により、有効性評価の解析においては、原子炉格納容器の圧力が 1 Pd においてベントガス流量が 9.8kg/s となるよう放出口 (オリフィス) の穴径を設定することで、表1に示すとおり、2 Pd でベントする場合のベントガス流量についても実機モデルと同等となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について

格納容器フィルタベント系の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。

- ①格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。
- ②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。

(1) 確認すべき項目について

格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを表 1 に示す。(「2.8.1 計装設備」の記載内容の一部再掲)

a. 系統待機時の状態

待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、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ことで把握できる。

系統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。(別紙 21)

また、スクラバ水 pH 計にて、pH がアルカリ性の状態 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ことで把握できる。(別紙 23)

(b) 系統不活性状態の確認

フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力 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ことで把握できる。

b. 系統運転時の状態

運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置（スクラバ容器）へ導かれていることの確認

スクラバ容器圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により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、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ことで把握できる。

また、スクラバ容器温度計にて、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、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ことで把握できる。さらに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇することを計測することにより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（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認

スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント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ことで把握できる。

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。（別紙 21）

(c) ベントガスが放出されていることの確認

第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、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ことで把握できる。

c. 事故収束時の状態

事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。

(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認

第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計にて、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ことで把握できる。

(b) フィルタ装置（スクラバ容器）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、スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く）、スクラバ容器温度計にて温度の異常な上昇がないこと及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。（別紙 17）

d. フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整時の確認

格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の水位調整の確認

スクラバ容器水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。

(b) フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の水質管理

スクラバ容器水位計にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する

際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。

また、スクラバ水 pH 計にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水の pH を把握できる。

e. 想定される機能障害の把握

格納容器フィルタベント系の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。

(a) フィルタ装置（スクラバ容器）の閉塞

- ・スクラバ容器圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。
- ・スクラバ容器温度計にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、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ことにより把握できる。
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタが初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(b) 金属フィルタの閉塞

- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタにて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及びスクラバ容器圧力計が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。

(c) フィルタ装置（スクラバ容器）入口配管の破断

- ・スクラバ容器圧力計にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。

(d) フィルタ装置（スクラバ容器）スクラビング水の漏えい

- ・スクラバ容器水位計にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。
- ・漏えい検知器により、第1ベントフィルタ格納槽に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。（別紙18）

(2) 計測範囲について

格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表2に示す。

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認	① スクラバ容器水位 ② スクラバ水 pH	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(b) 系統不活性状態の確認	① フィルタ装置出口配管圧力 ② スクラバ容器圧力	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(a) 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	① スクラバ容器圧力 ② スクラバ容器温度 ③ 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
b. 系統運転時	(b) フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認	① スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(c) ペントガスが放出されていることの確認	① 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①は多重性あり
	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認	① 第1ペントフィルタ装置出口水素濃度	①は多重性あり
c. 事故収束時	(b) フィルタ装置 (スクラバ容器) の状態確認	① スクラバ容器水位 ② スクラバ容器温度 ③ 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の水位調整の確認	① スクラバ容器水位	①は多重性あり
	(b) フィルタ装置 (スクラバ容器) スクラビング水の 水質管理	① スクラバ容器水位 ② スクラバ水 pH	①②で多様性あり ①②は多重性あり
d. フィルタ装置 (スクラバ容器) の水位調整時	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の閉塞	① スクラバ容器圧力 ② スクラバ容器温度 ③ 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
	(b) 金属フィルタの閉塞	① スクラバ容器圧力 ② 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
	(c) フィルタ装置 (スクラバ容器) 入口配管の破断	① スクラバ容器圧力 ② 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ	①②で多様性あり ①②は多重性あり
e. 想定される機能障害	(d) フィルタ装置 (スクラバ容器) スクラビング水の漏えい	① スクラバ容器水位 ② 漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

表1 格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について

監視パラメータ※1	測定範囲	計測範囲の根拠
①スクラバ容器水位		系統待機時における水位の範囲 [] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を計測可能な範囲とする。
②スクラバ容器圧力	0～1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である0.853MPa [gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③スクラバ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	0～20vol%/0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	高レンジ： 10^{-2} ～ 10^5 Sv/h	系統運転時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 3×10^5 Sv/h) を計測可能な範囲とする。
	低レンジ： 10^{-3} ～ 10^1 mSv/h	系統運転時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。
⑦スクラバ水pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水のpH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第2.8.1-2図の○数字に対応する。

表2 格納容器フィルタベント系 計装設備の計測範囲の網羅性について

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図1「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

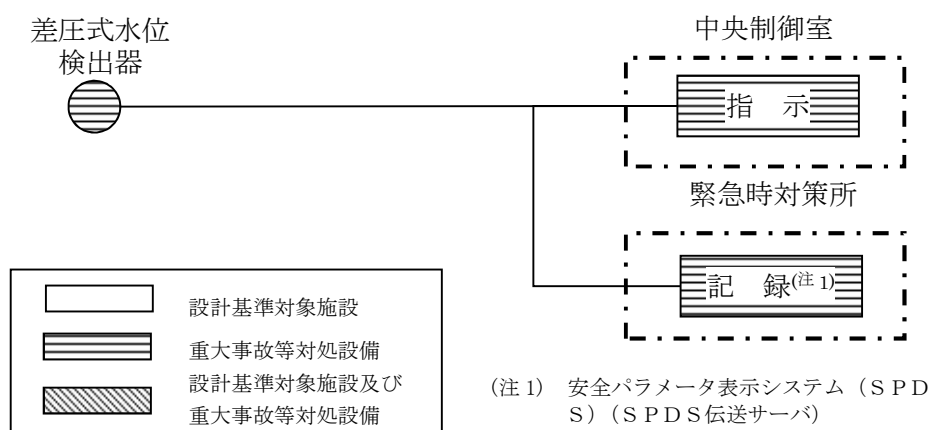


図1 スクラバ容器水位の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図2「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。)

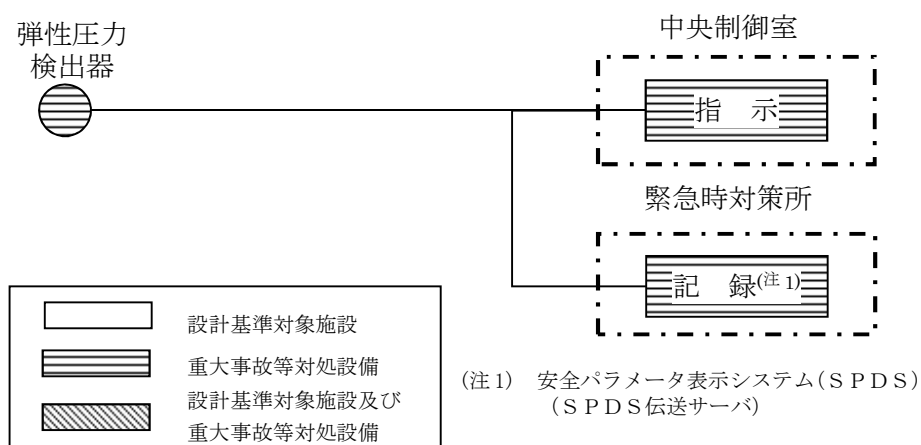


図2 スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図3「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

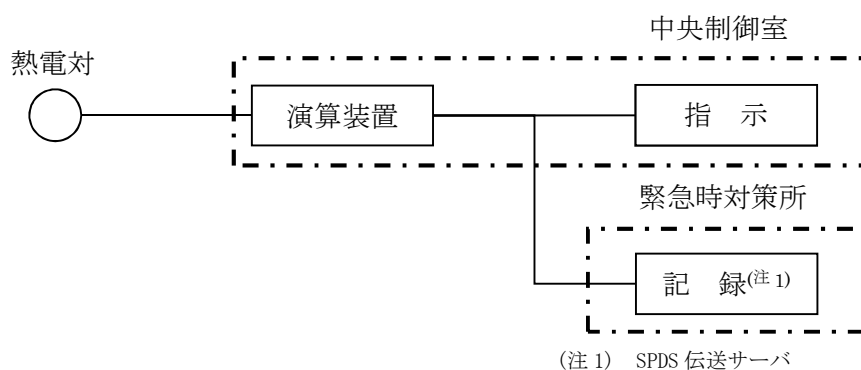


図3 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図4「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）

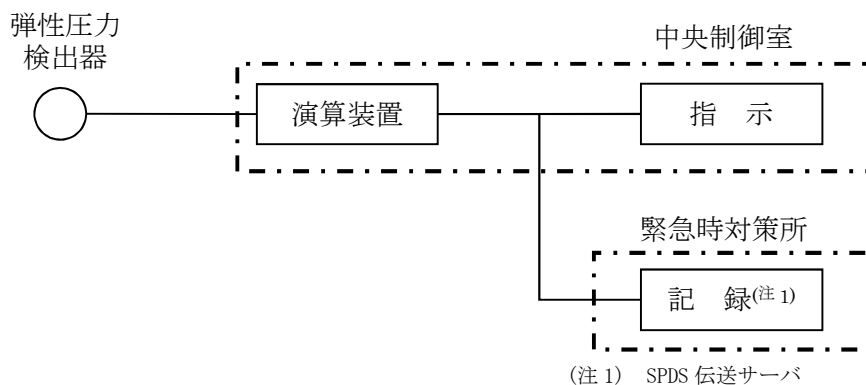


図4 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、重大事故対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図5「第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図」参照。）

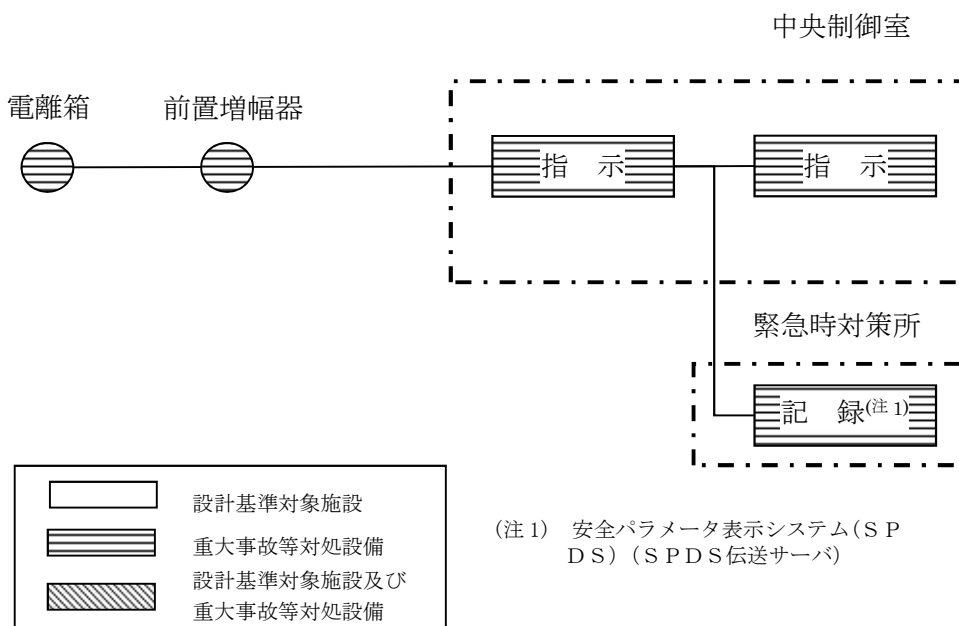


図5 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」、図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図及び図8「第1ベントフィルタ出口分析車の構成図」参照。)

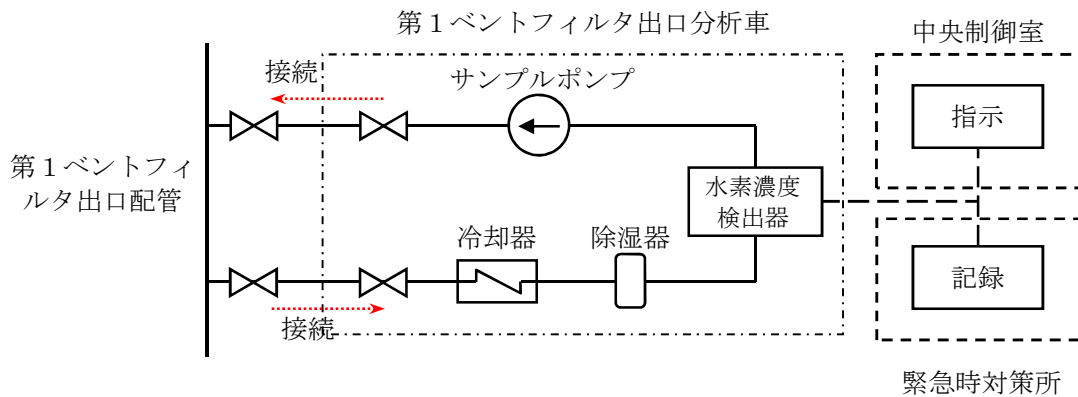


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

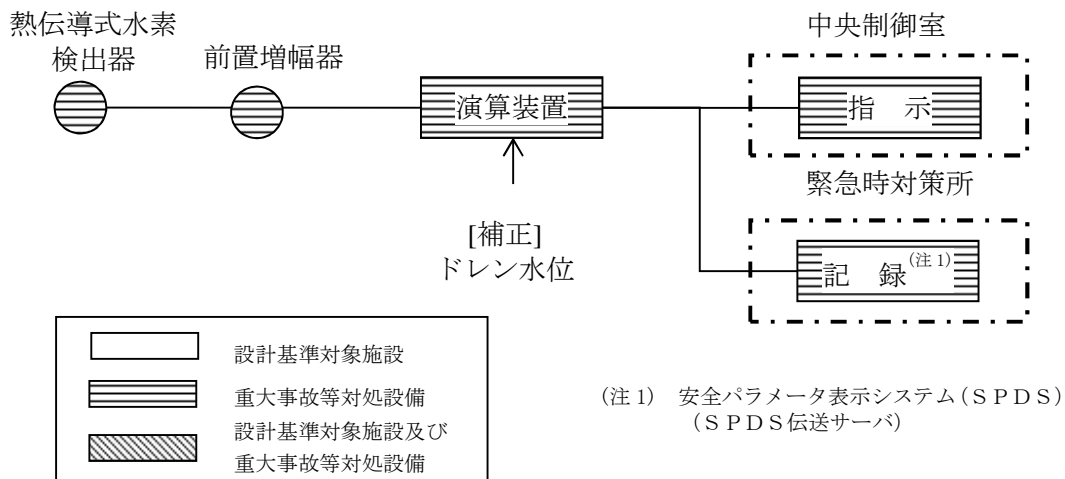


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

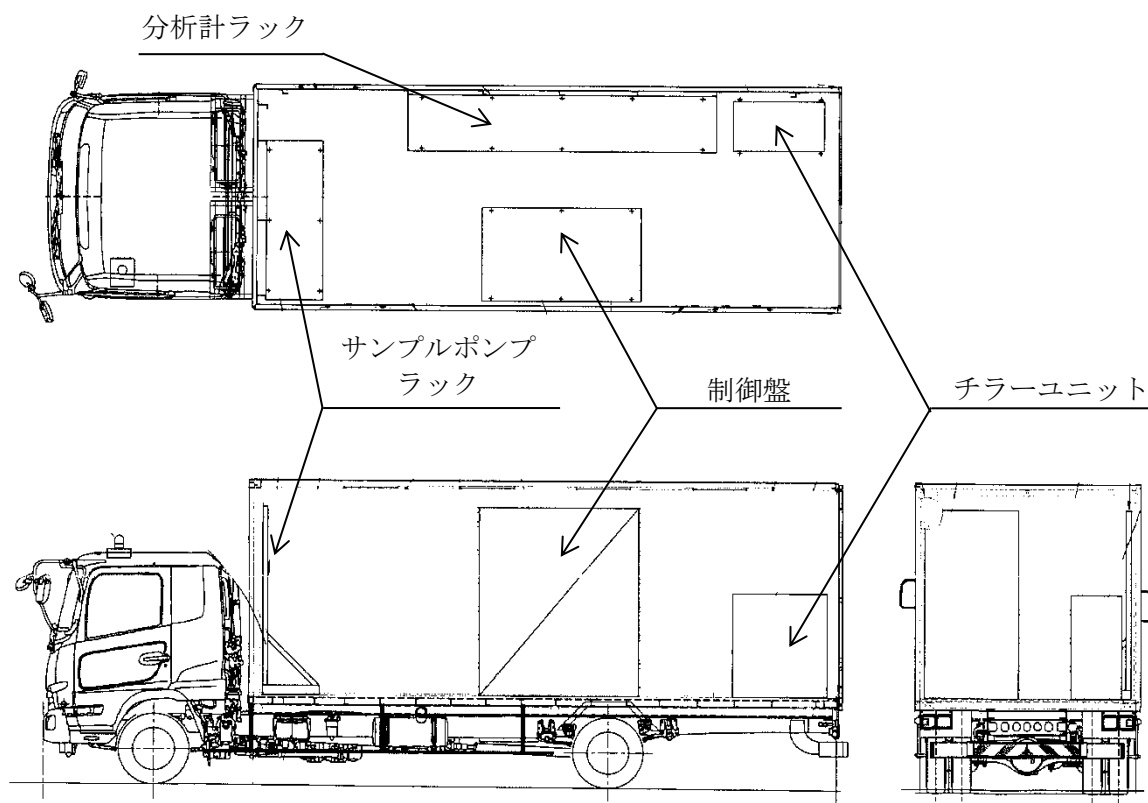


図8 第1ベントフィルタ出口分析車の構造図

(7) スクラバ水 pH

スクラバ水 pHは、スクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH検出器により計測する。

スクラバ水 pHは、（自主対策設備）の検出信号は、pH検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてpH信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水 pHを中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図9「スクラバ水 pH システム概要図」及び図10「スクラバ水 pHの概略構成図」参照。）

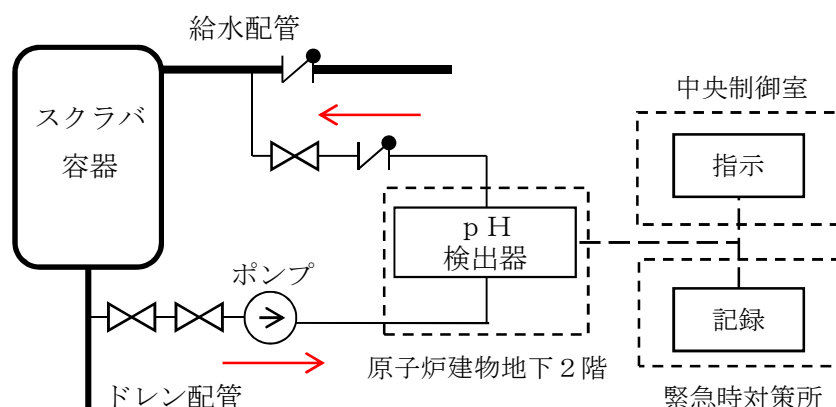


図9 スクラバ水 pHシステム概要図

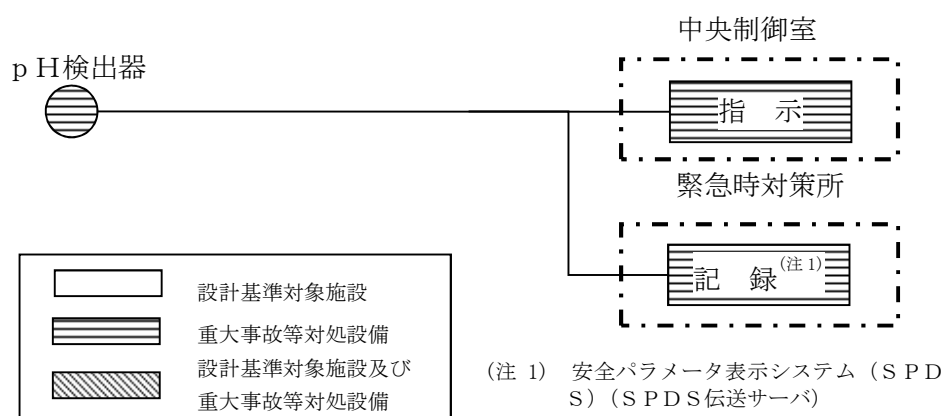


図10 スクラバ水 pHの概略構成図

参考 格納容器フィルタベント系 計装設備の機器配置図

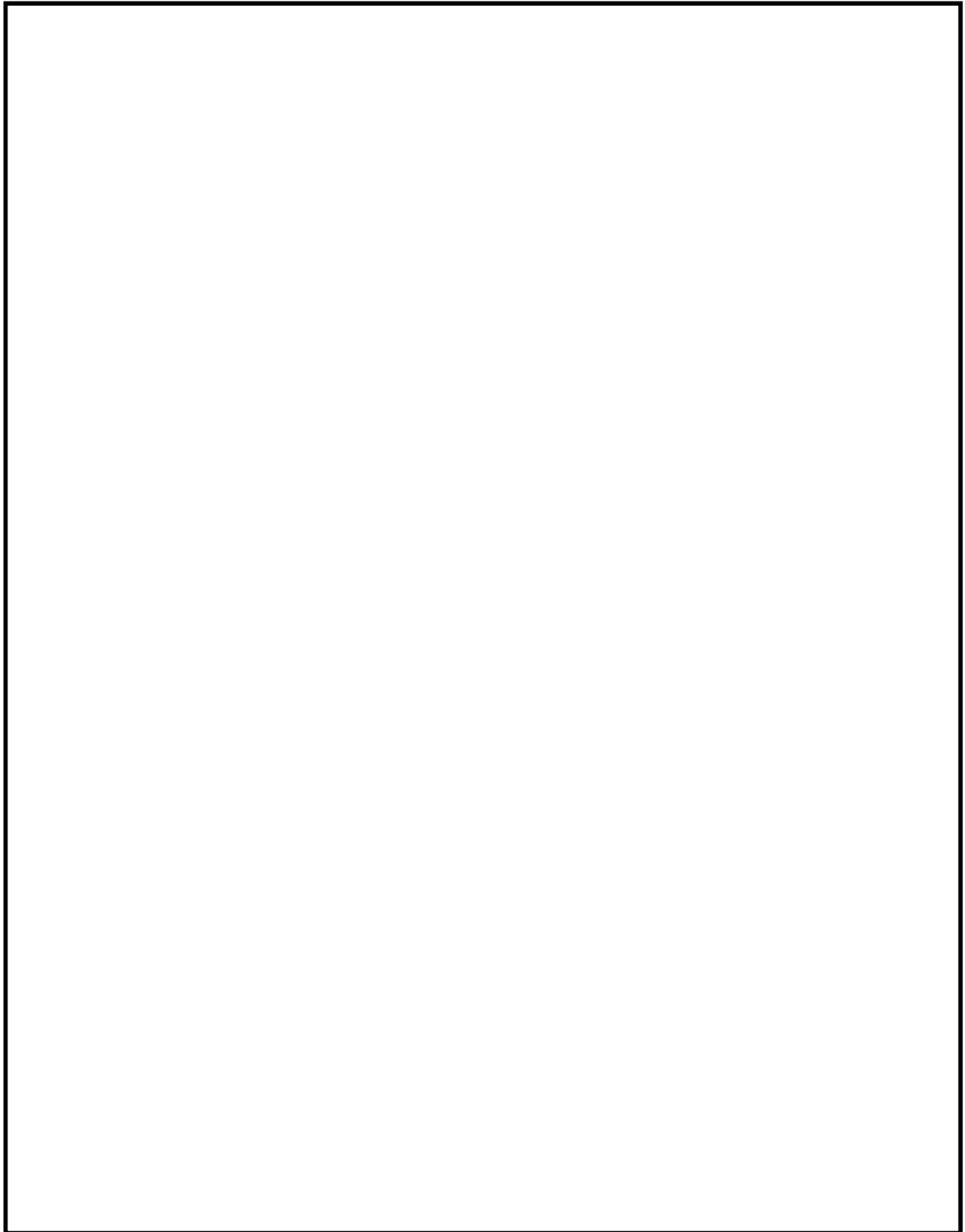


図 11 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

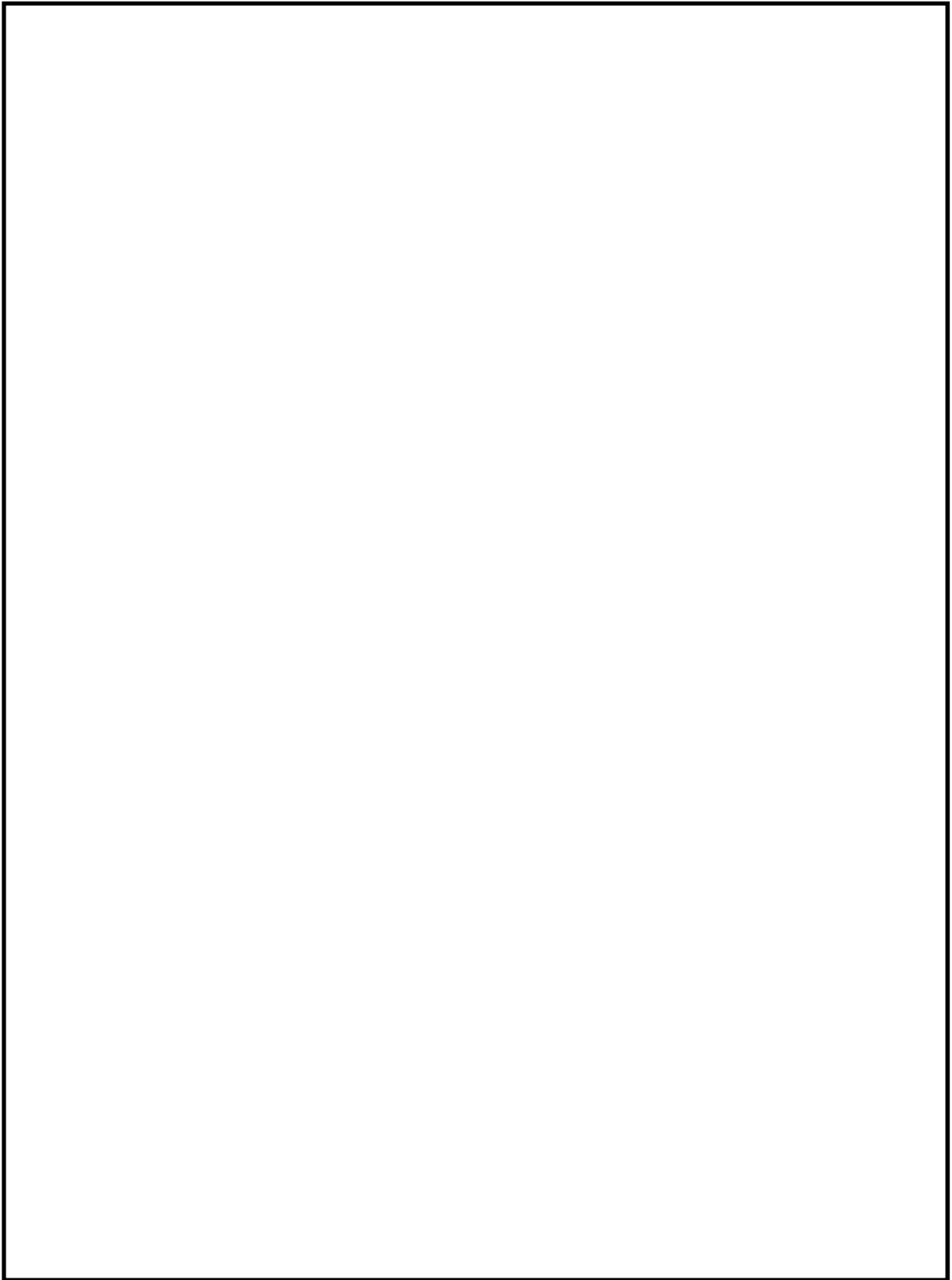


図 12 機器配置図（第 1 ベントフィルタ格納槽）（1/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

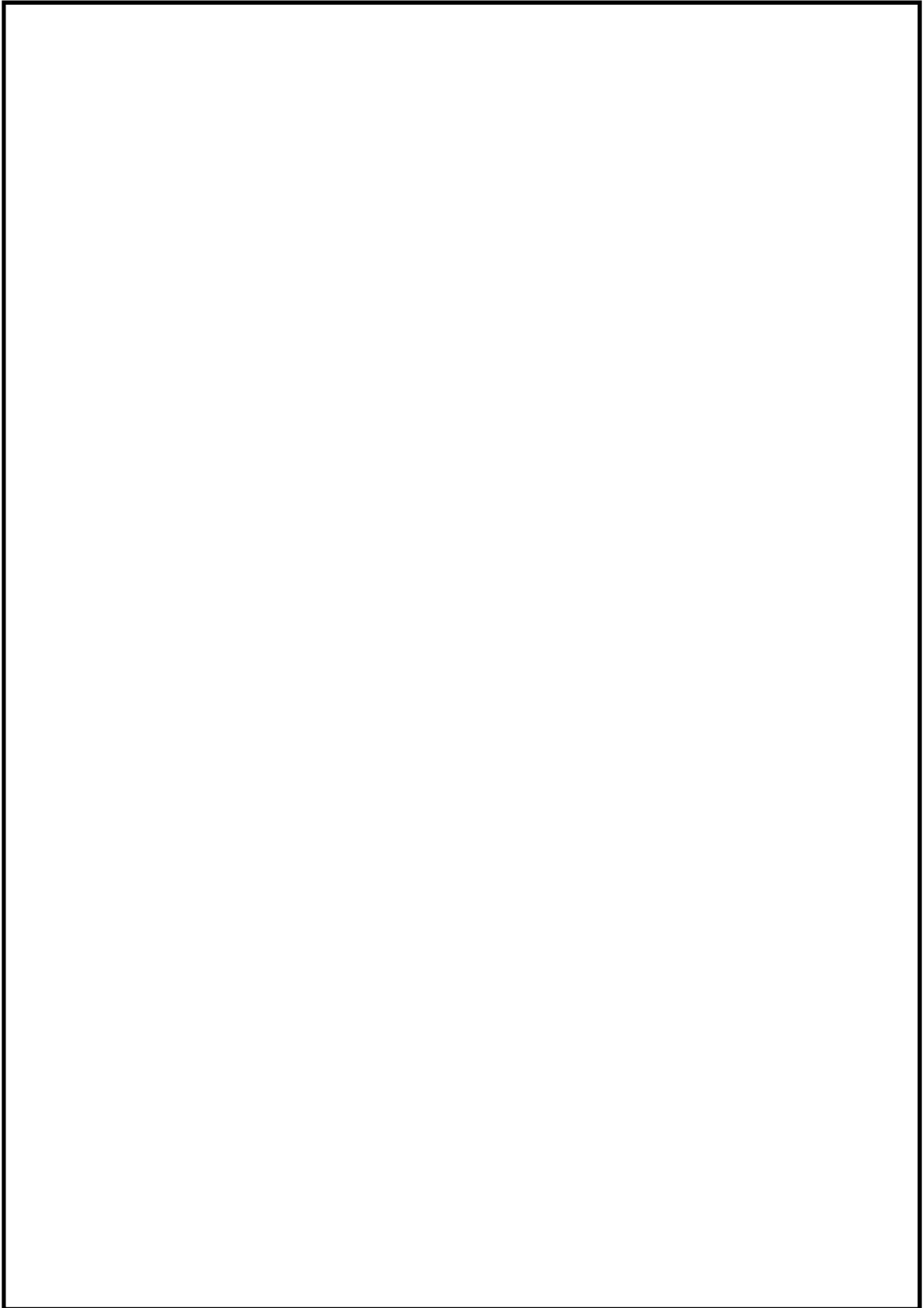


図 13 機器配置図（第 1 ベントフィルタ格納槽）（2/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別紙27-9

1251

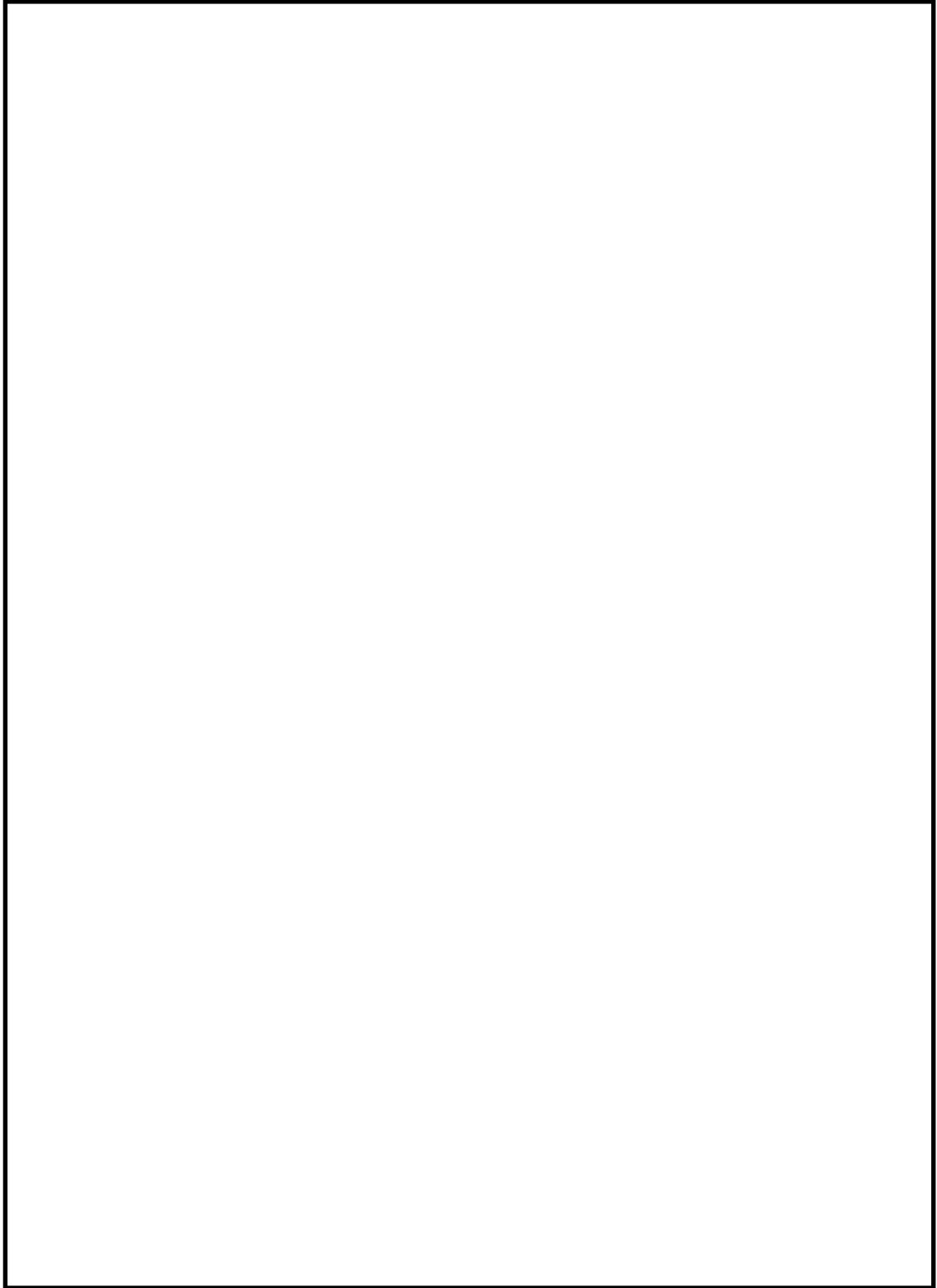


図 14 機器配置図 (屋外)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1 ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて

第1 ベントフィルタ出口水素濃度は、格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、第1 ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器フィルタベント系の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

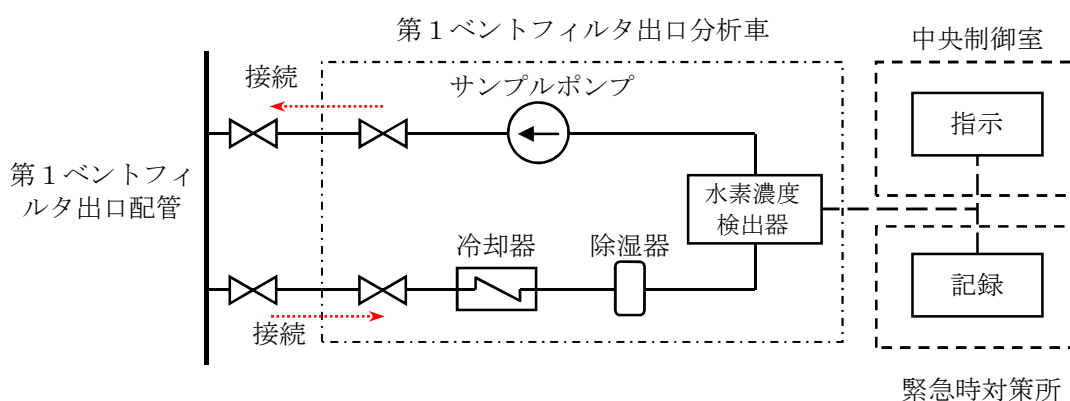


図1 第1 ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

なお、第1 ベントフィルタ出口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置出口配管の集合部であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約46m
- ・サンプリング配管の内容積： $11.25 \times 10^{-3} \text{ m}^3$
- ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min（約 $1 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{min}$ ）
- ・時間遅れ（配管内容積÷流量）：約11.25 min

なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa [abs]）として算出。

表1 第1 ベントフィルタ出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約12分
------	------

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導度式であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子(サーミスタ)及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が変化する。

この検知素子の抵抗の変化によりブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

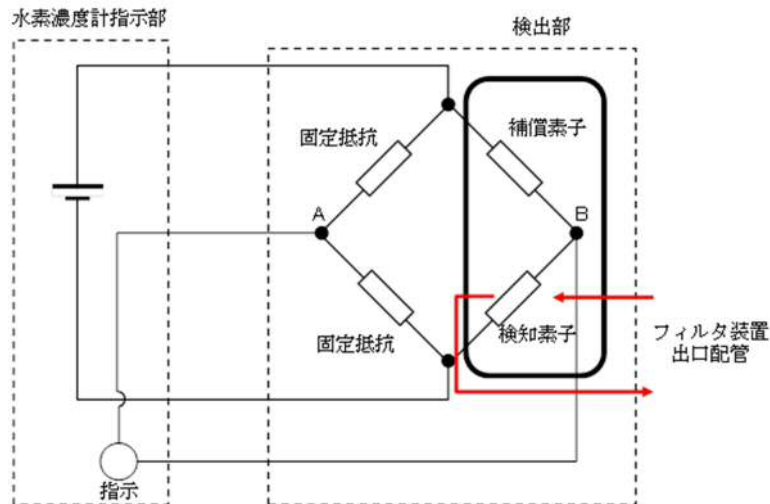


図1 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約 $0.18\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C である一方、酸素、窒素は、約 $0.02\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ at 27°C と水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定システムの構成

第1ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

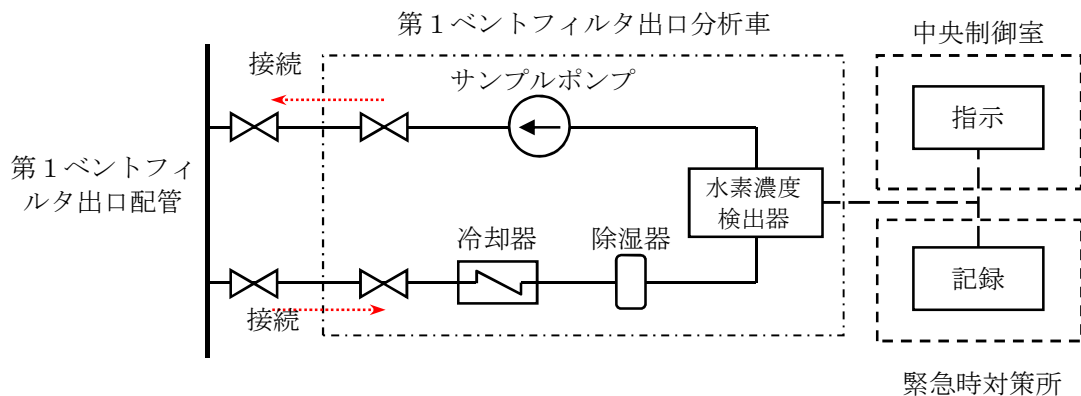


図2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

d. 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	0~20vol%/0~100vol%
個数	1(予備1)
設置場所	屋外

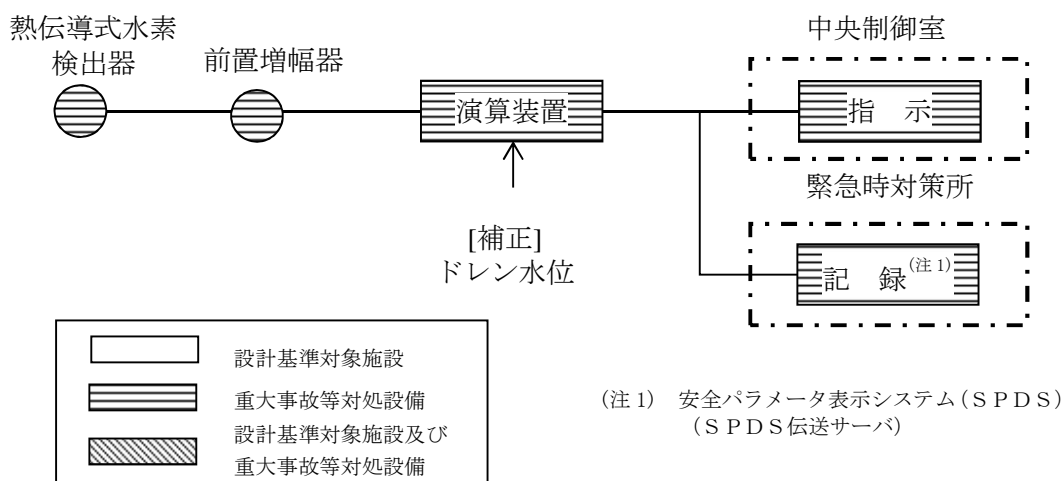


図3 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±3.0vol%の誤差を、計測範囲0~20vol%に切り替えた場合は±0.6vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

計装設備が計測不能になった場合の推定方法，監視場所について

(1) 計装設備の個数の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては，計器を多重化する設計としている。

多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。

- ・スクラバ容器水位
- ・スクラバ容器圧力
- ・スクラバ容器温度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）

(2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表1に，計装設備概略構成図を図1に示す。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

格納容器フィルタベント系の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるように緊急時対策所においても監視可能とする。なお，スクラバ容器水位は，スクラビング水の補給・移送操作時に現場でも確認できるように，現場計器も設置する。

表 1 格納容器フィルタベント系の代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ ※1	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① スクラバ容器水位	8	中央制御室 緊急時対策所 現場		スクラバ容器性能維持のための水位監視	① スクラバ容器水位	① スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器水位により測定する。
② スクラバ容器圧力	4	中央制御室 緊急時対策所	0~1MPa[gage]	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	① スクラバ容器圧力 ② ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	① スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器圧力により測定する。 ② ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
③ スクラバ容器温度	4	中央制御室 緊急時対策所	0~300℃	スクラバ容器の温度監視	① スクラバ容器温度	① スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器温度により推定する。
④ フィルタ装置 出口配管圧力 ※3	2	中央制御室 緊急時対策所	0~100kPa[gage]	系統待機時の蓋素封入による不活性状態の確認	—※4	—※4
⑤ 第1ベント フィルタ装置 出口水素濃度	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所	0~20vol%/ 0~100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度 (予備) ② 格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	① 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ② 原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
⑥ 第1ベント フィルタ出口 放射線モニタ	2 1	中央制御室 緊急時対策所	高レンジ： 10 ⁻² ~10 ⁰ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ ~10 ⁻⁶ mSv/h	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	① 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ※2 ② モニタリング・ポスト又は可搬式モニタリング・ポスト	① 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの第1ベントフィルタ出口放射線モニタにより測定する。 ② 第1ベントフィルタ出口の放射能は系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬式モニタリング・ポストから放射線線量率を推定する。
⑦ スクラバ水 pH ※3	2	中央制御室 緊急時対策所	pH 0~14	スクラバ容器性能維持のためのpH監視	—※4	—※4

※1：監視パラメータの数字は図1の○数字に対応する。

※2：第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) のみ多チャンネルにより計測する。

※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

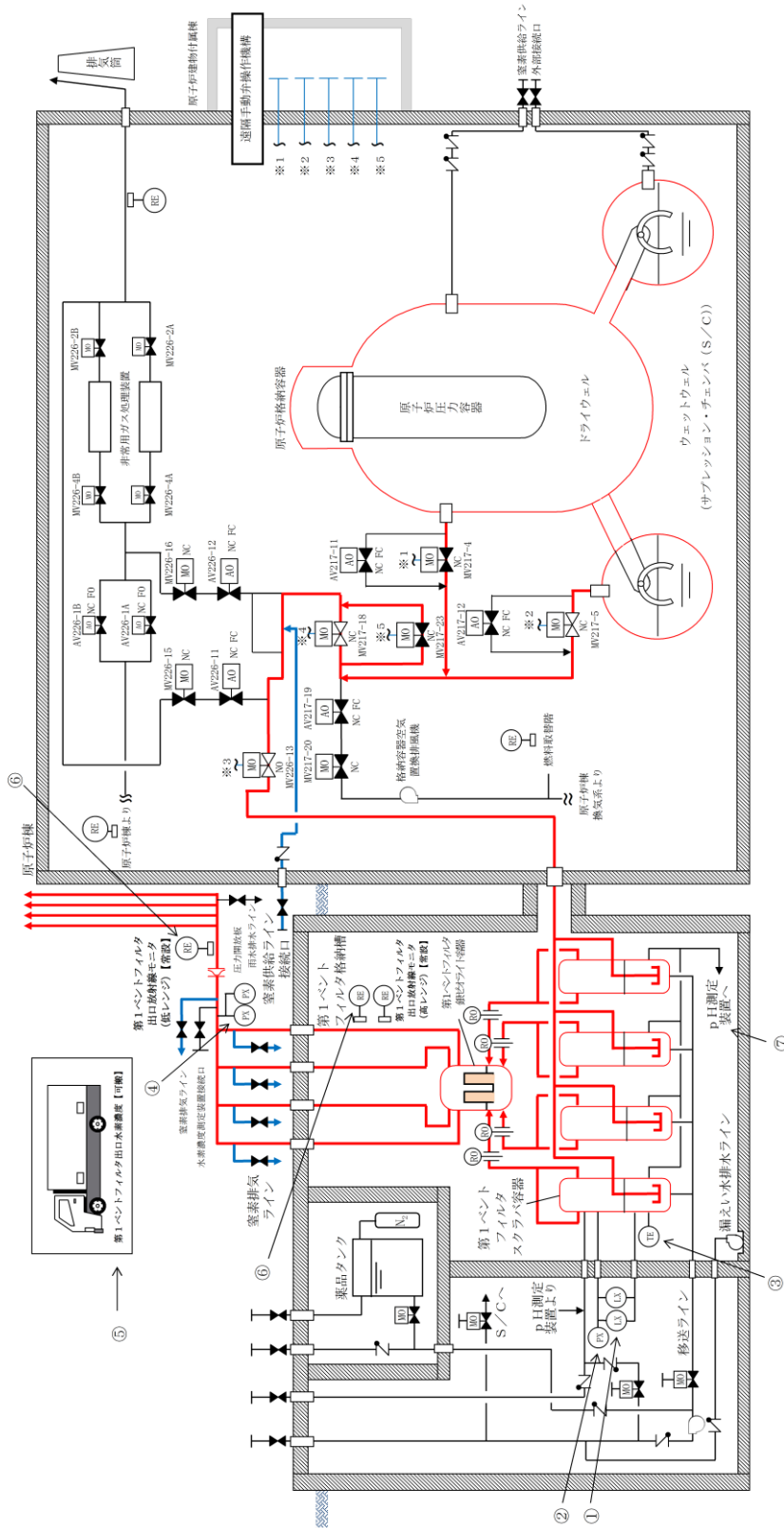


図1 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

ベント実施時の放射線監視測定のお考え方について

(1) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲

第1ベントフィルタ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、表1のとおりである。

表1 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定の考え方
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim$ 10^5Sv/h	第1ベントフィルタ格納槽内	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。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3}\text{mSv/h}\sim$ 10^4mSv/h	屋外	

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表2に示す。また、表2の評価条件に基づく評価結果を表3に示す。第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の計測範囲の上限値である $1.0\times 10^5\text{Sv/h}$ は、ベント実施時に想定される最大線量率 $1.6\times 10^1\text{Sv/h}$ に対し、余裕があり、計測可能である。

表2 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
炉心から格納容器への移行割合(希ガス)	100%	M A A P 解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器フィルタベント系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	図1のとおり	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)の設置位置(図2)をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可(添十)と同じ

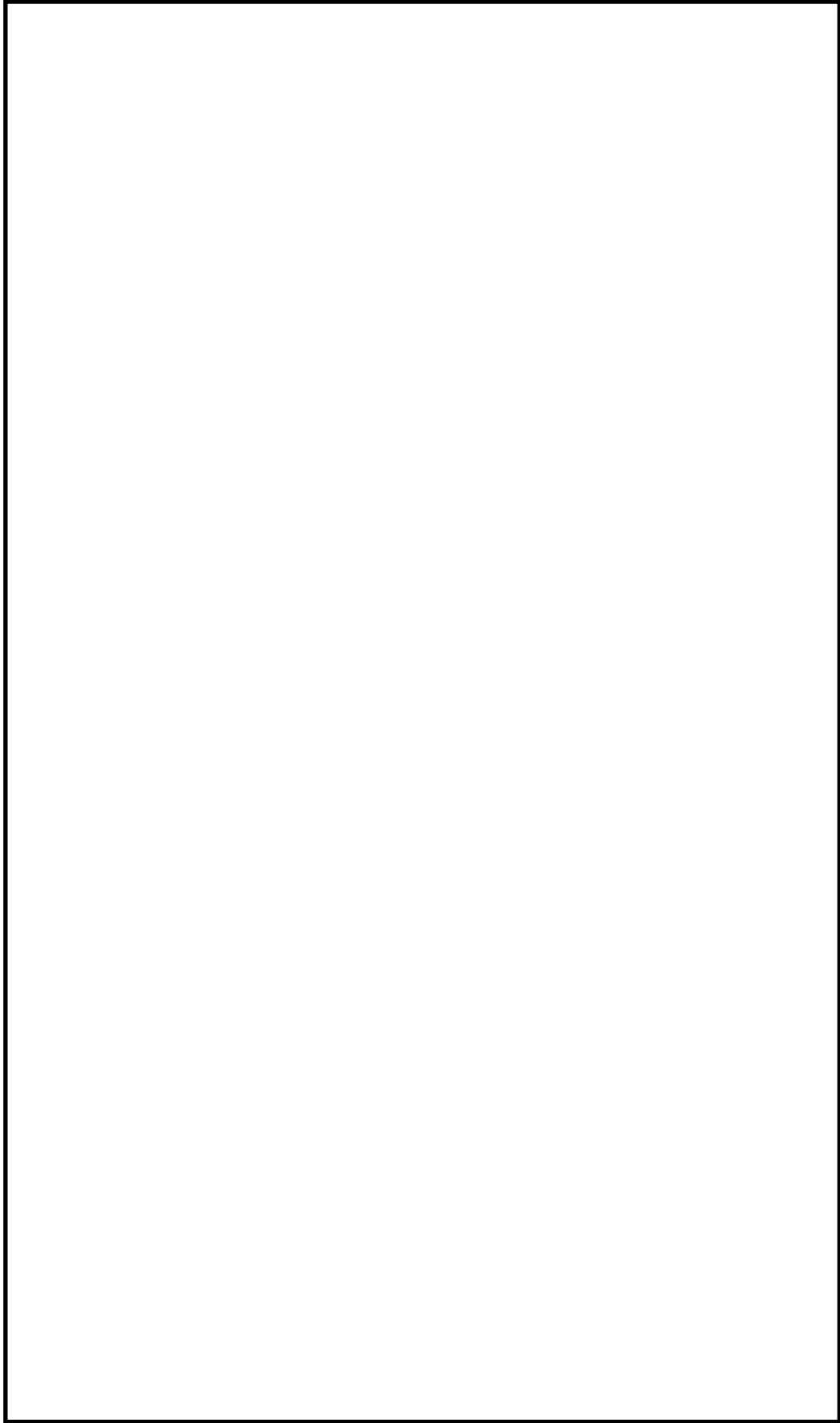


図1 評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

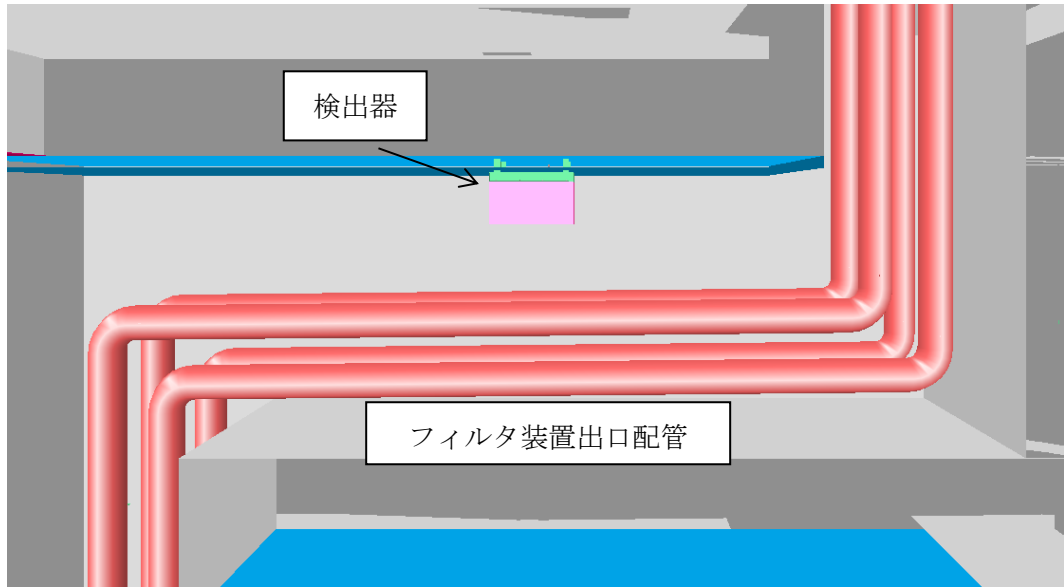


図2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

表3 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1.9E-19
Kr-85m	6.0E-01
Kr-85	4.4E-04
Kr-87	2.1E+00
Kr-88	8.7E+00
Xe-131m	4.3E-04
Xe-133m	1.9E-02
Xe-133	1.6E-01
Xe-135m	1.4E+00
Xe-135	2.1E+00
Xe-138	8.8E-01
合計	1.6E+01

b. 評価対象核種の考え方

格納容器フィルタベント系を通じて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。

表4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、表5のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて60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。

表4 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去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
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

項目	評価条件	評価条件の考え方
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	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・プール水でのスクラビングによる除去係数：5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{※3} に基づき設定
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。

表4 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 32 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	図1のとおり	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の設置位置（図2）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

表5 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 32 時間後	1.4×10^0	2.2×10^{-2}	6.4×10^1

- (2) フィルタを通過した放射性物質が第1ベントフィルタ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

第1ベントフィルタ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。

表4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100m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、9.6mSv/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

第1ベントフィルタ出口放射線モニタでの計測値（ガンマ線強度）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、事故時の第1ベントフィルタ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。

表4の評価条件において評価した第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）の換算係数を表6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（12,600m³）から核種ごとの希ガス量を除し、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線線源強度と図1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。

表6 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	32 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))
1.6×10 ¹⁹	5.7×10 ¹⁸	4.5×10 ⁸	1.4×10 ⁰	3.3×10 ⁸

表6の換算係数は、原子炉停止から32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図3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、建屋外の第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（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、第1ベントフィルタ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。

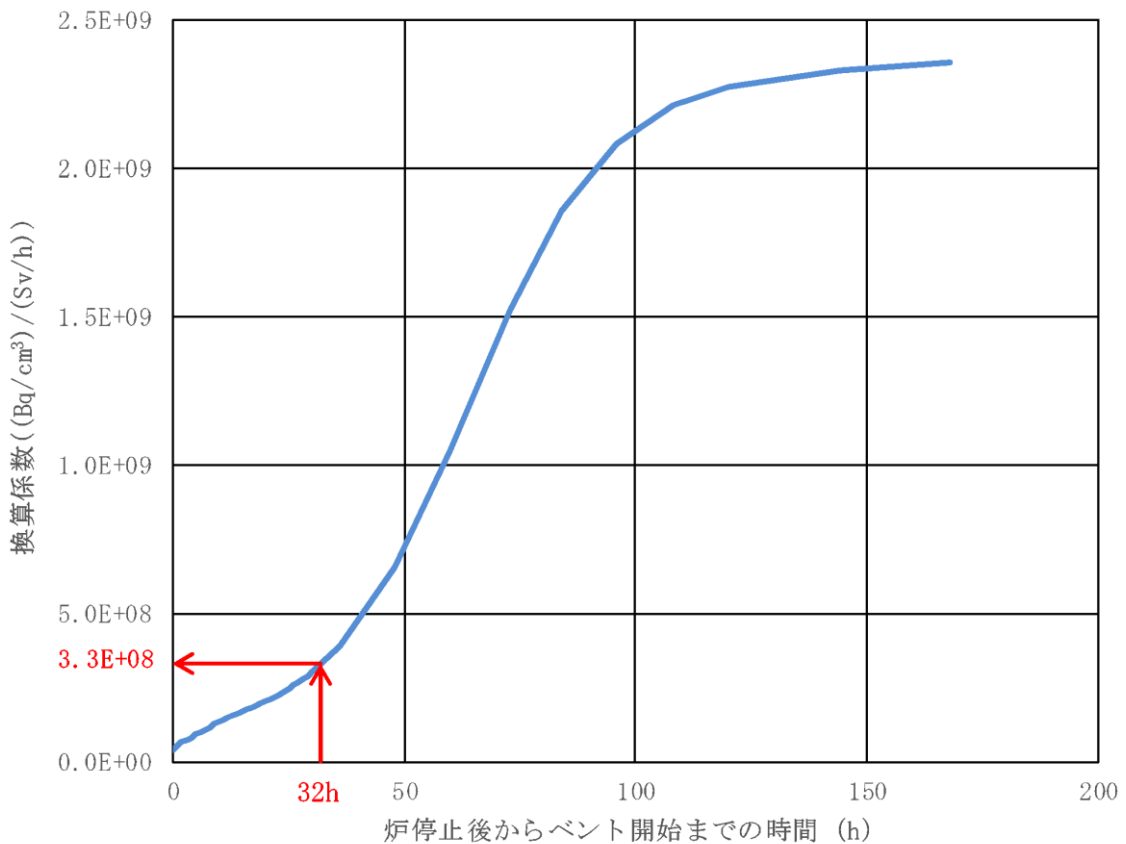


図3 換算係数の時間推移

(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、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。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。

○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 MAAP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。

○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）」を基に、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）に格納容器フィルタベント系、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、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、格納容器フィルタベント系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. 第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法

第1ベントフィルタ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。以下に第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法を示す。

○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。

○放射性物質の推定方法

- ① 第1ベントフィルタ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。

電源構成の考え方について

(1) 電源系統の構成

格納容器フィルタベント系の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。

a. 常設代替交流電源設備

常設代替交流電源設備として、ガスタービン機関及び発電機を搭載したガスタービン発電機を設置する。本設備は、ガスタービン発電機の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。

b. 可搬型代替交流電源設備

可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した高圧発電機車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び南側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなないようにする。

c. 常設代替直流電源設備

常設代替直流電源設備として、S A用 115V 系蓄電池を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、所内常設蓄電式直流電源設備とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器フィルタベント系の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。

d. 可搬型直流電源設備

可搬型直流電源設備として、高圧発電機車及び常設充電器を配備し電源を給電する。

(2) 電源種別ごとの電源給電範囲

a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲

常設代替交流電源設備により、ベント弁（第 1 弁：MV217-4，第 1 弁：MV271-5，第 2 弁：MV217-18，第 2 弁：MV217-23，第 3 弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ 1 次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，フィルタ装置周り計装設備，第 1 ベントフィルタ出口水素濃度，スクラバ水 pH 及び第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

電源給電範囲を図 1～図 2 に，負荷一覧を表 1 に示す。

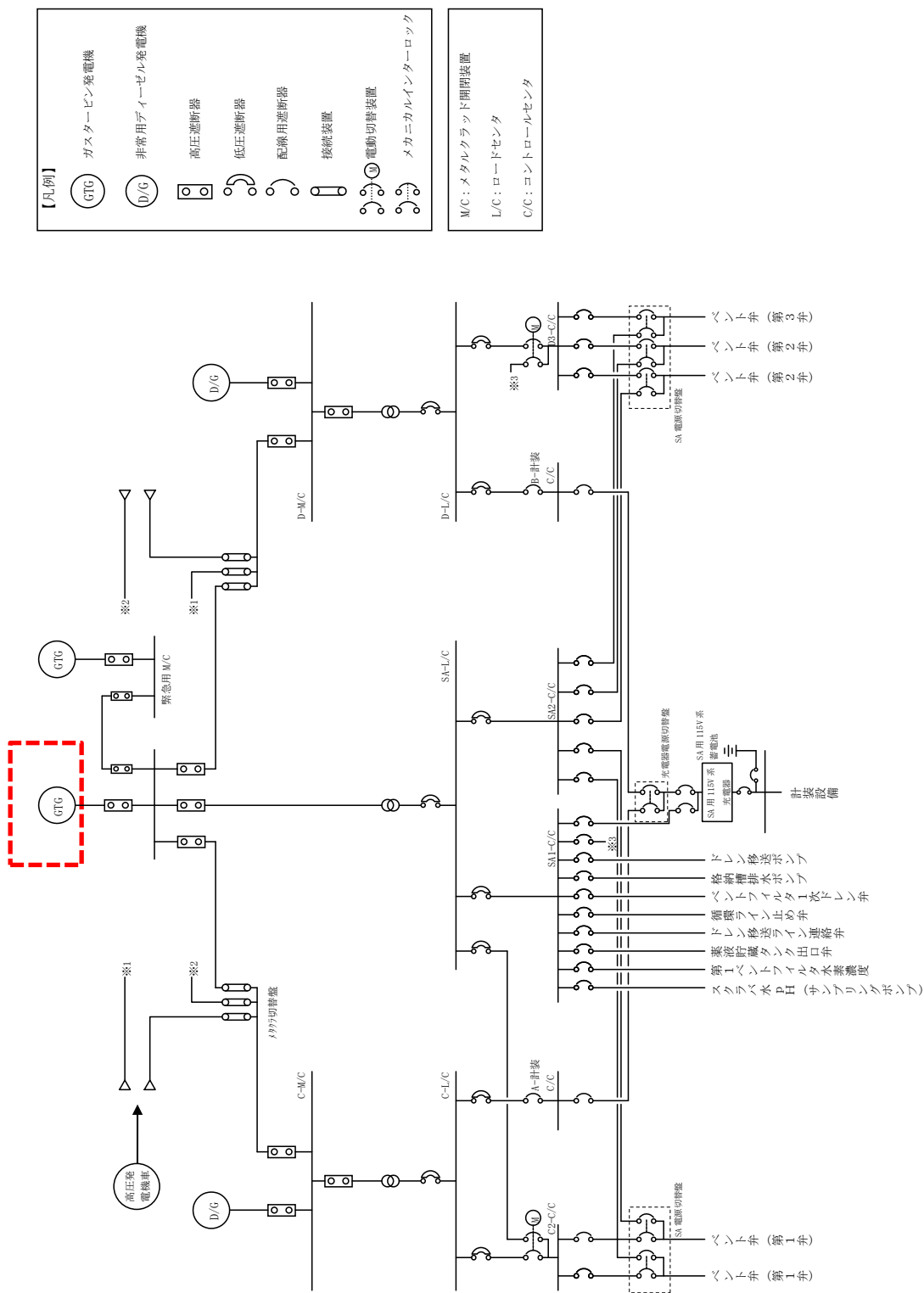


図1 常設代替交流電源設備による電源給電範囲（交流電源）

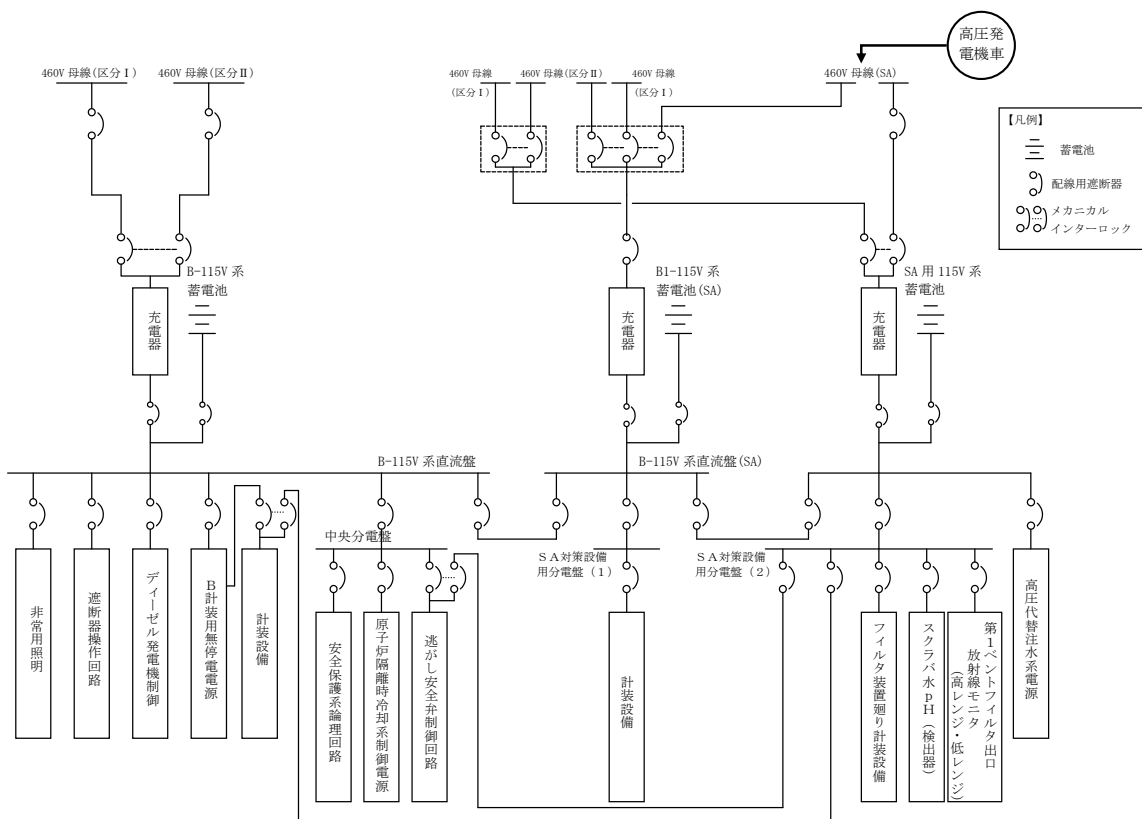


図2 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

表1 常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁 : MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁 : MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁 : MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁 : MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁 : MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水 pH	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 0.2kW	
合計		約 95kW ^{※1}	

※1 常設代替交流電源設備の設備容量は 4,800kW (6,000kVA) とし、負荷容量約 95kW に対して必要十分な容量とする。

b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲

可搬型代替交流電源設備により、ベント弁 (第1弁 : MV217-4, 第1弁 : MV271-5, 第2弁 : MV217-18, 第2弁 : MV217-23, 第3弁 : MV226-13), ドレン移送ポンプ, 格納槽排水ポンプ, ベントフィルタ 1次ドレン弁, 循環ライン止め弁, ドレン移送ライン連絡弁, 薬液貯蔵タンク出口弁, フィルタ装置周り計装設備, 第1ベントフィルタ出口水素濃度, スクラバ水 pH 及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) に給電が可能である。

電源給電範囲を図3～図4に、負荷一覧を表2に示す。

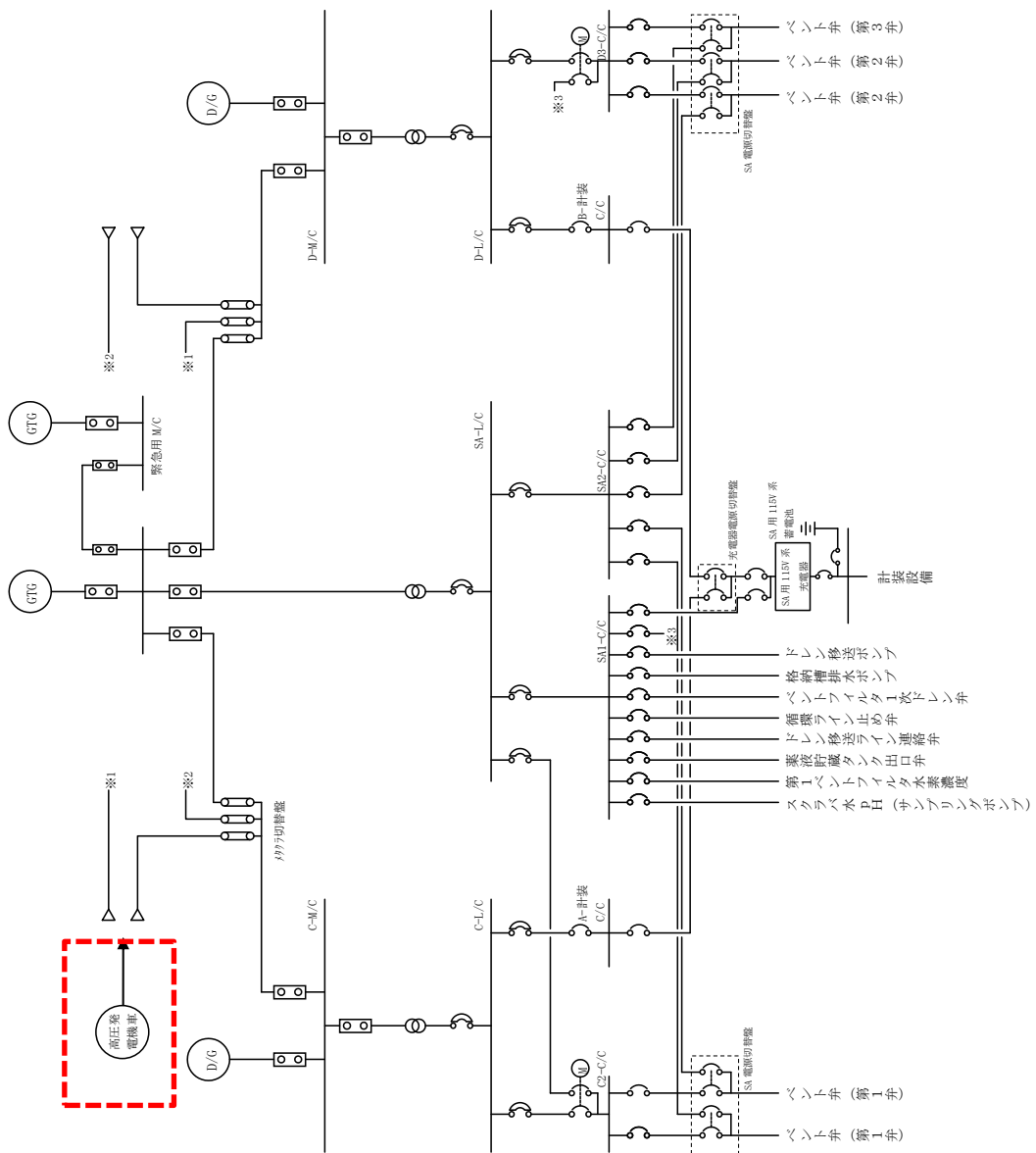
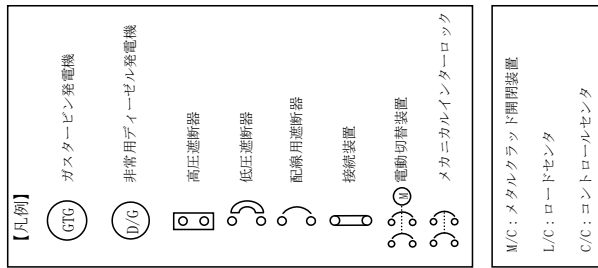


図3 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

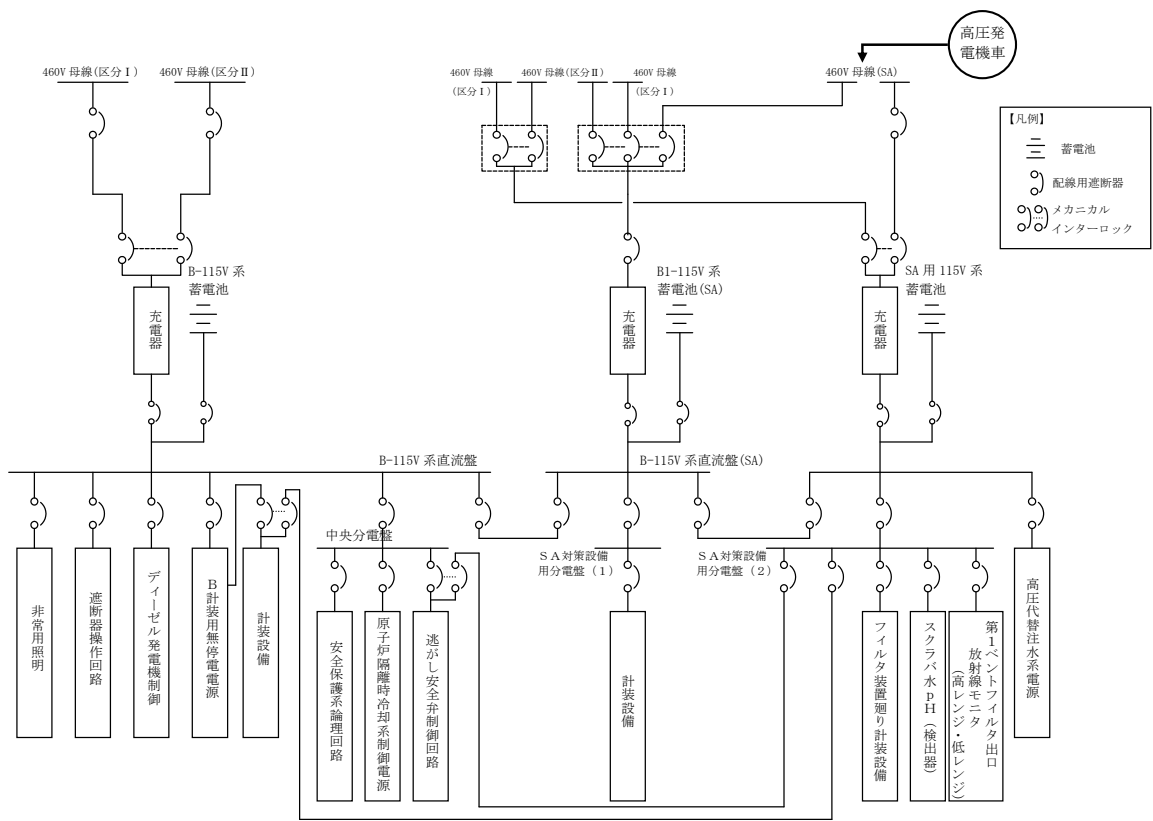


図4 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

表2 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁 : MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁 : MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁 : MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁 : MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁 : MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水 pH	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 0.2kW	
合 計		約 95kW ^{※1}	

※1 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、高圧発電機車3台分の1,200kW (1,500kVA)とし、負荷容量約95kWに対して必要十分な容量とする。

c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

常設代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

ベント弁（第1弁：MV217-4，第1弁：MV271-5，第2弁：MV217-18，第2弁：MV217-23，第3弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ1次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，第1ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水pHについては交流機器であり，常設代替直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ，排水ポンプ及び第1ベントフィルタ出口水素濃度については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また，スクラバ水pHについては，系統待機時及び事故収束時に使用すること，ベント弁（第1弁：MV217-4，第1弁：MV271-5，第2弁：MV217-18，第2弁：MV217-23，第3弁：MV226-13）については，遠隔手動弁操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図5に，負荷一覧を表3に示す。

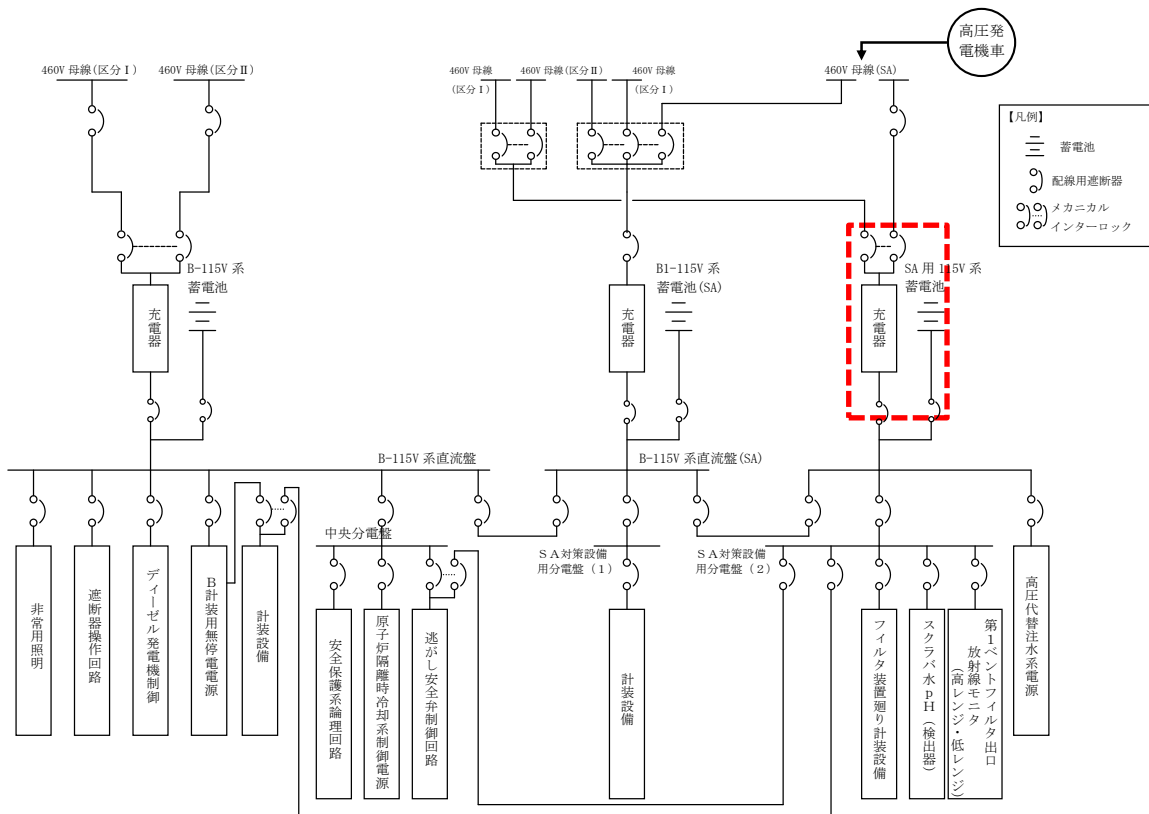


図5 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

表3 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁 : MV217-4)	—	
2	ベント弁 (第1弁 : MV217-5)	—	
3	ベント弁 (第2弁 : MV217-18)	—	
4	ベント弁 (第2弁 : MV217-23)	—	
5	ベント弁 (第3弁 : MV226-13)	—	
6	ドレン移送ポンプ	—	
7	格納槽排水ポンプ	—	
8	ベントフィルタ1次ドレン弁	—	
9	循環ライン止め弁	—	
10	ドレン移送ライン連絡弁	—	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	—	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約1A	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	—	
14	スクラバ水pH	—	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約2A	
合 計		約3A	約90Ah ^{※1}

※1 24時間使用した場合の容量

常設代替直流電源設備の設備容量は1,500Ahとし、負荷容量90Ahに対して必要十分な容量とする。

d. 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

可搬型直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。

ベント弁（第1弁：MV217-4，第1弁：MV271-5，第2弁：MV217-18，第2弁：MV217-23，第3弁：MV226-13），ドレン移送ポンプ，格納槽排水ポンプ，ベントフィルタ1次ドレン弁，循環ライン止め弁，ドレン移送ライン連絡弁，薬液貯蔵タンク出口弁，第1ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水pHについては交流機器であり，可搬型代替直流電源設備から給電はできない。

なお，ドレン移送ポンプ，排水ポンプ及び第1ベントフィルタ出口水素濃度については，使用時期は事故収束時となり，時間的余裕があることから，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また，スクラバ水pHについては，系統待機時及び事故収束時に使用すること，ベント弁（第1弁：MV217-4，第1弁：MV271-5，第2弁：MV217-18，第2弁：MV217-23，第3弁：MV226-13）については，遠隔手動弁操作機構が付いており，手動での開閉操作が可能である。

電源給電範囲を図6に，負荷一覧を表4に示す。

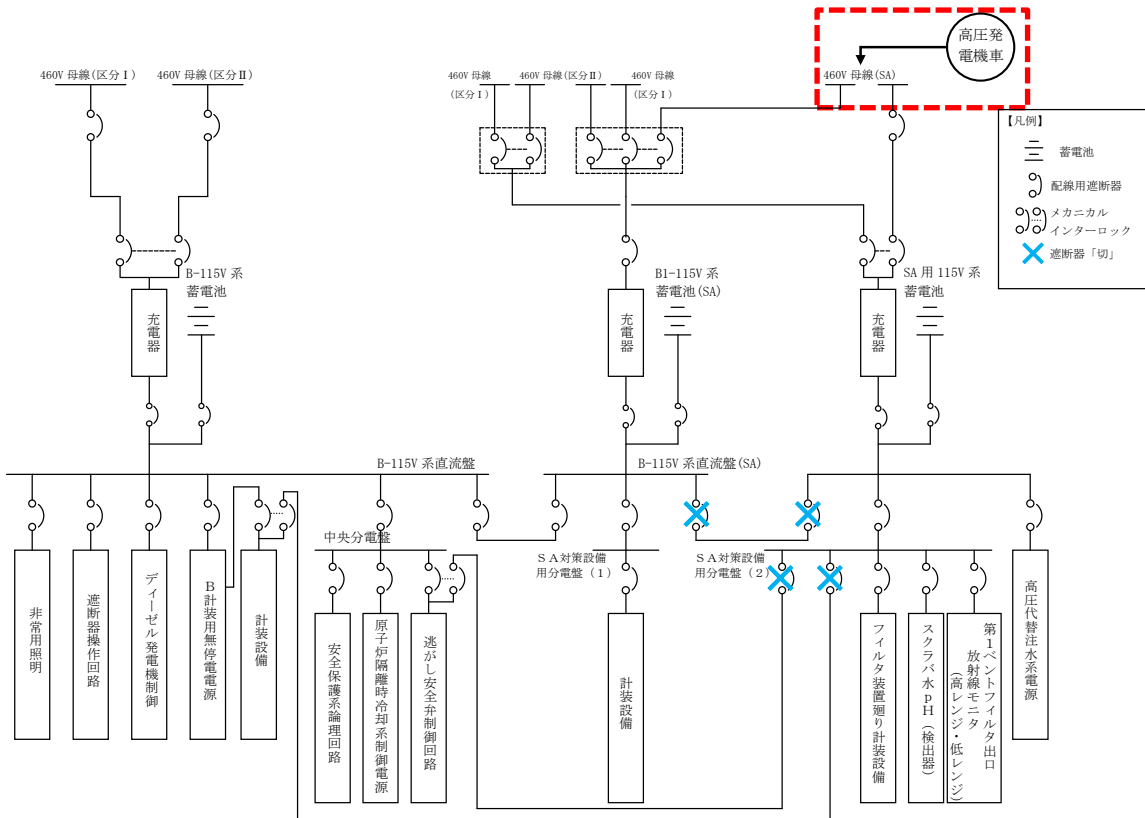


図6 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

表 4 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁 : MV217-4)	—	
2	ベント弁 (第1弁 : MV217-5)	—	
3	ベント弁 (第2弁 : MV217-18)	—	
4	ベント弁 (第2弁 : MV217-23)	—	
5	ベント弁 (第3弁 : MV226-13)	—	
6	ドレン移送ポンプ	—	
7	格納槽排水ポンプ	—	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	—	
9	循環ライン止め弁	—	
10	ドレン移送ライン連絡弁	—	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	—	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 1 A	
13	第1 ベントフィルタ出口水素濃度	—	
14	スクラバ水 pH	—	サンプリングポンプ含む
15	第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 2 A	
合 計		約 3 A	約 90Ah ^{※1}

※1 可搬型直流電源設備の設備容量は、常設充電器の定格出力 200A とし、負荷容量 3 A に対して必要十分な容量とする。

(3) 可搬型代替電源設備のアクセス性について

可搬型代替電源設備である高圧発電機車のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から使用箇所まで1つの独立したルートを確認している。

高圧発電機車については、1ルートが使用できない場合においても、もう一方の保管場所に配置している高圧発電機車を使用し、別ルートにより使用箇所までアクセスを可能とする。

常設設備との接続部についても、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋西側並びに南側の異なる場所に分散配置している。

(4) 電気設備の地絡・短絡対策

電気設備には、ベントに必要な隔離弁及び計測設備とは別の負荷にて地絡又は短絡が発生した場合にも、その影響がベントに必要な隔離弁及び計測設備へ波及しないように保護継電器を設け、地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。

高压発電機車を使用している場合に、短絡・地絡や過負荷による過電流が発生した時は、高压発電機車に設置している地絡過電圧継電器により検知・遮断する設計としている。

保護継電器は、接続先である所内電気設備と保護協調を図った設計としている。

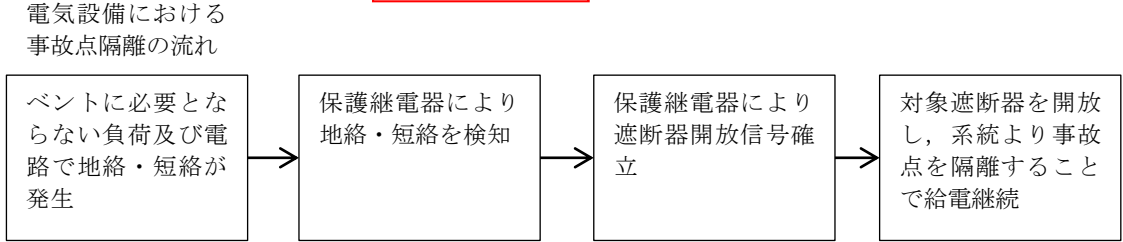
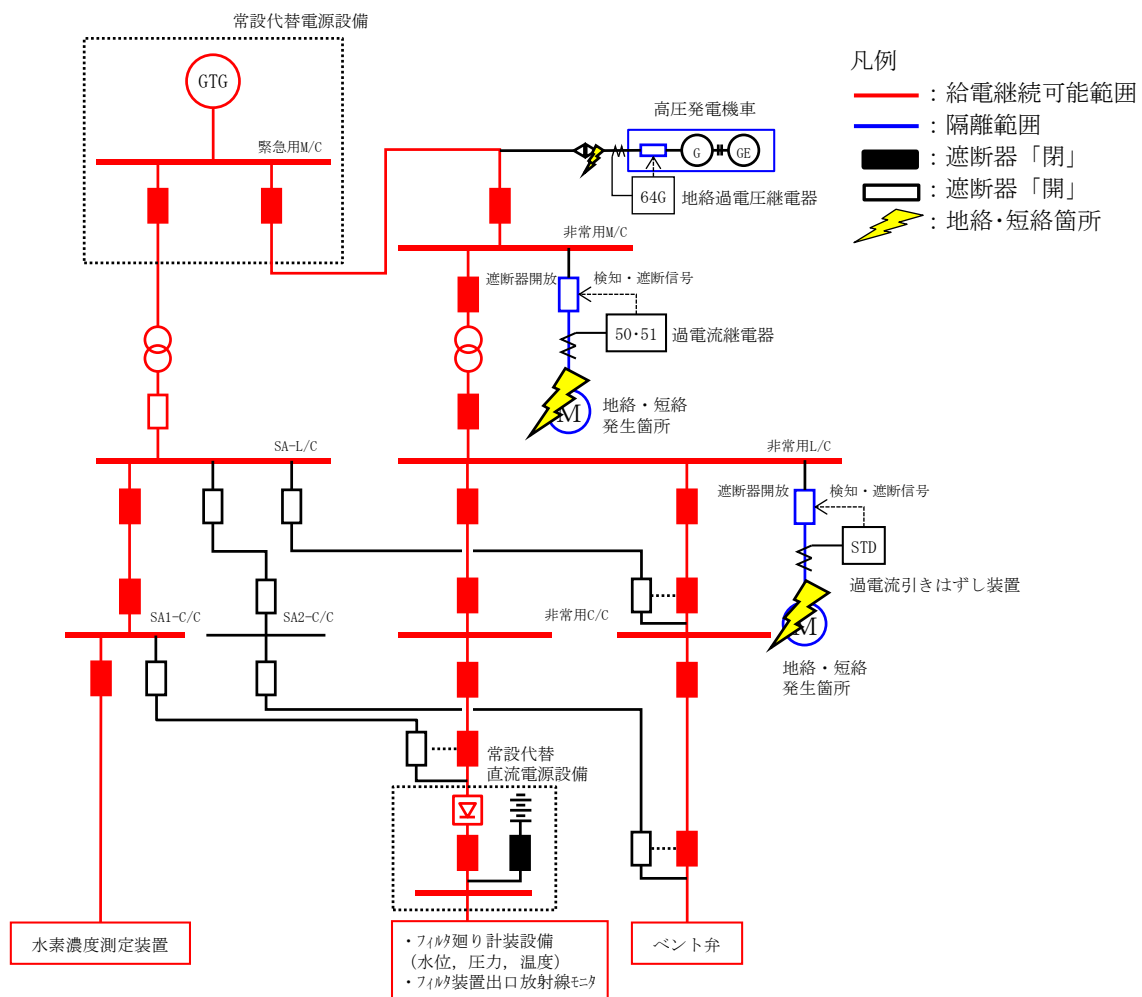


図7 電源設備の地絡，短絡対策

(5) 常設設備との接続部の浸水対策について

発電所は防波壁等を設置することで、基準津波に対して防護されており、基準津波が敷地に遡上して、高圧発電機車の保管場所及び接続口が浸水することはない。

なお、接続口は屋外盤に収納されており、ケーブル接続時も接続口へ雨水等の被水はない設計としている。

窒素供給装置の容量について

可搬式窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入し、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フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器フィルタベント系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

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表1に示す。

表1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約100m ³ /h[normal]
窒素純度	約99.9vol%
窒素供給圧力	約600～900kPa[gage]

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、有効性評価シナリオである大LOCA+SB0+ECCS故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において、事故後7日間（168時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達しない容量である約100Nm³/h/台を有する設計とする。

（図1，図2）

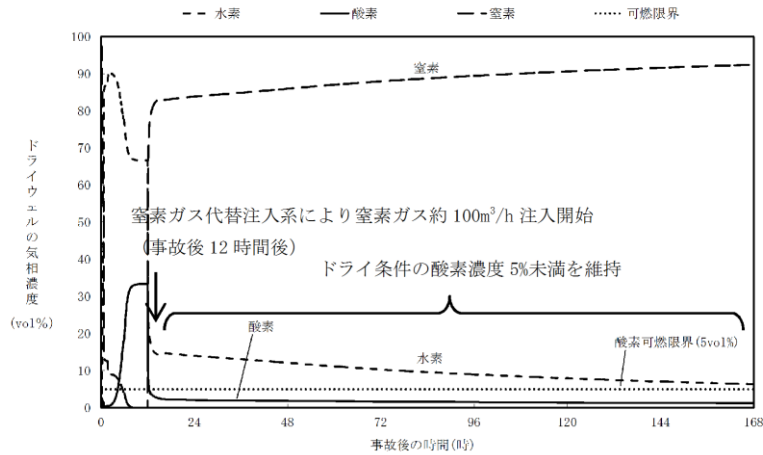


図1 ドライウェル気相濃度推移
(大 LOCA+SB0+ECCS 故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

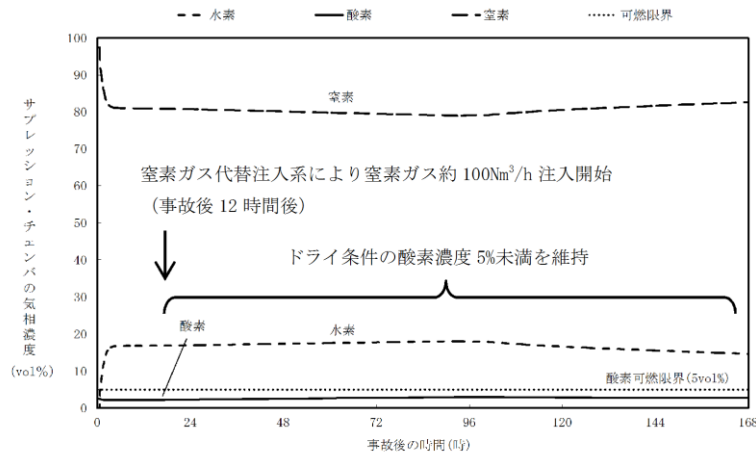


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移
(大 LOCA+SB0+ECCS 故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

(2) 可搬式窒素供給装置の容量設定根拠

可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損シーケンス（大 LOCA +SB0+ECCS 機能喪失）における格納容器内の水素発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である 4%未満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

- 水素発生量は事象発生 7 日後を想定し、 とする。
- 酸素発生量は事象発生 7 日後を想定し、 とする。

$$\text{必要窒素供給量} = (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) / 0.04$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

$$\begin{aligned} &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) / 0.04 \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3\text{/h[normal])} \end{aligned}$$

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

なお、系統内の全空間容積は約 140 m³であり、窒素供給量 100 m³/h[normal]で約 3 時間通気することでページが可能である。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。