

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)

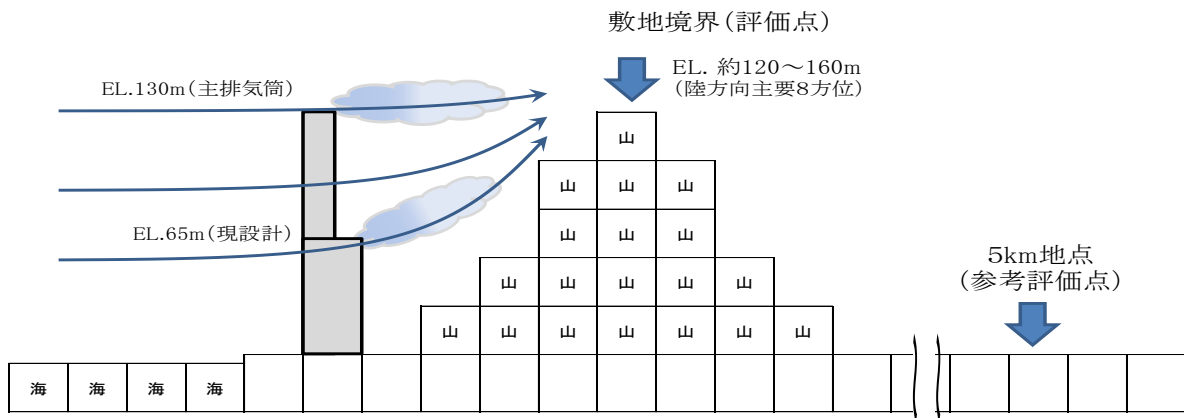


図1 島根原子力発電所周辺の地形イメージ

(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

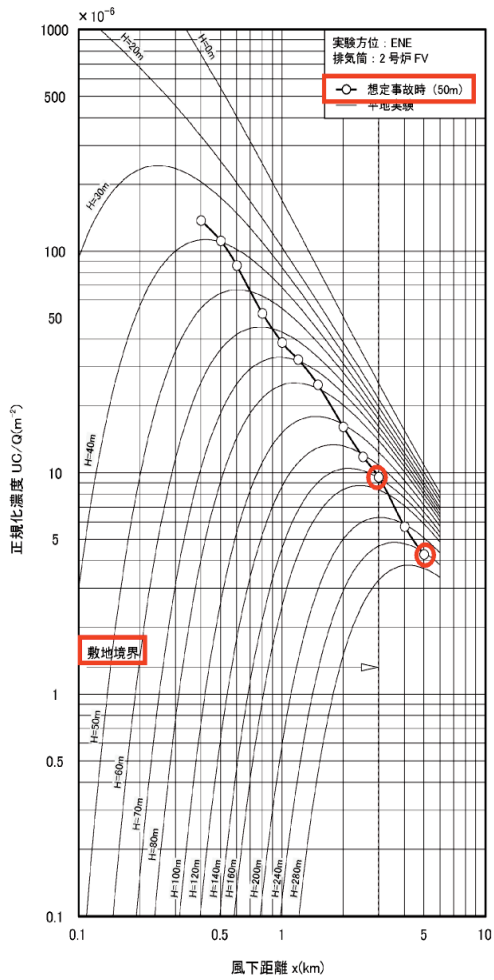


図 2-1 風洞実験結果（フィルタベント排気管放出）の例

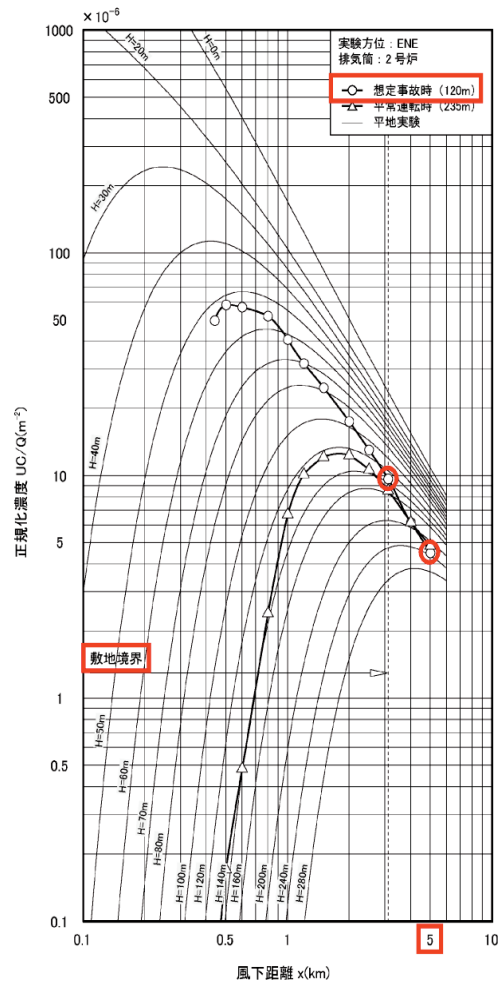


図 2-2 風洞実験結果（主排気筒放出）の例

(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。

以上を示すとおり、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。

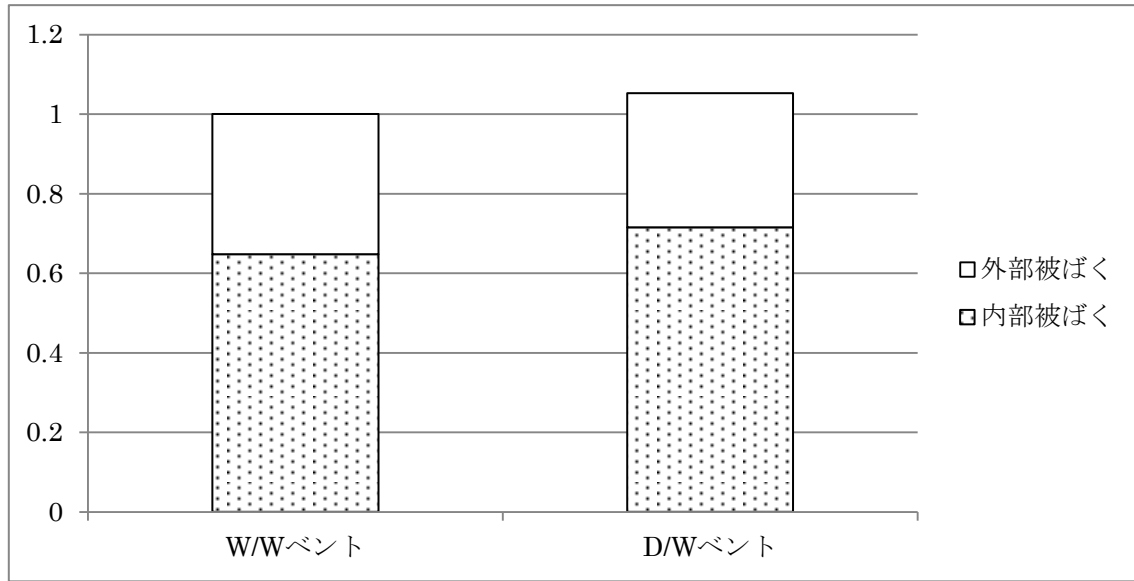


図3 敷地境界における被ばく量の相対値(ベントラインの違いによる影響)

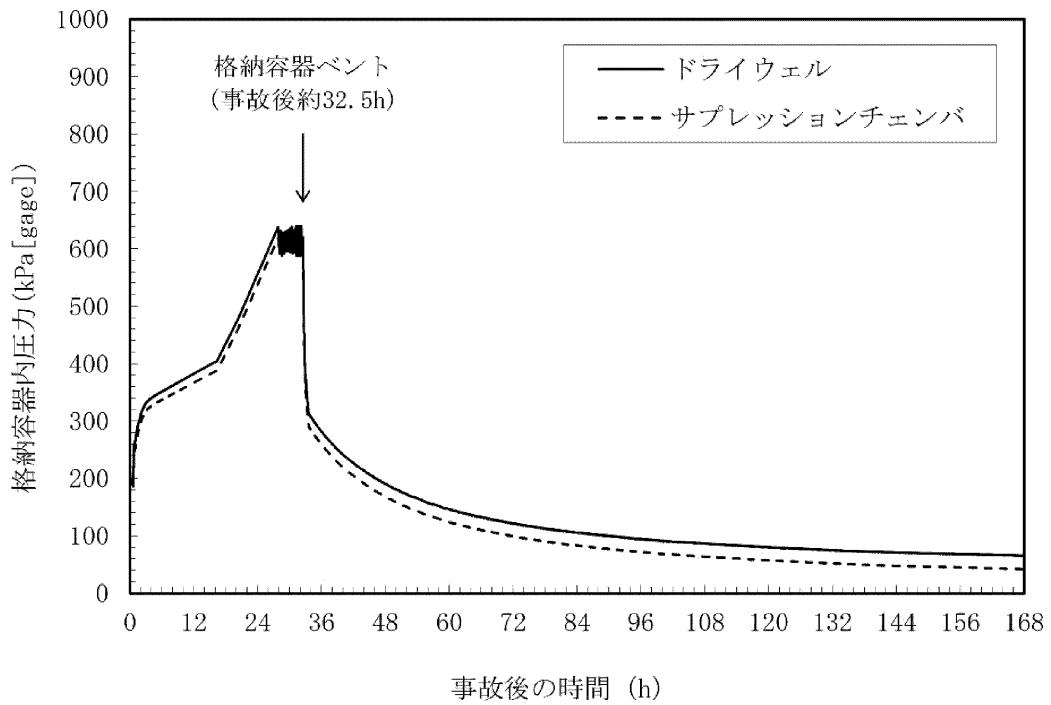


図 4-1 W/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

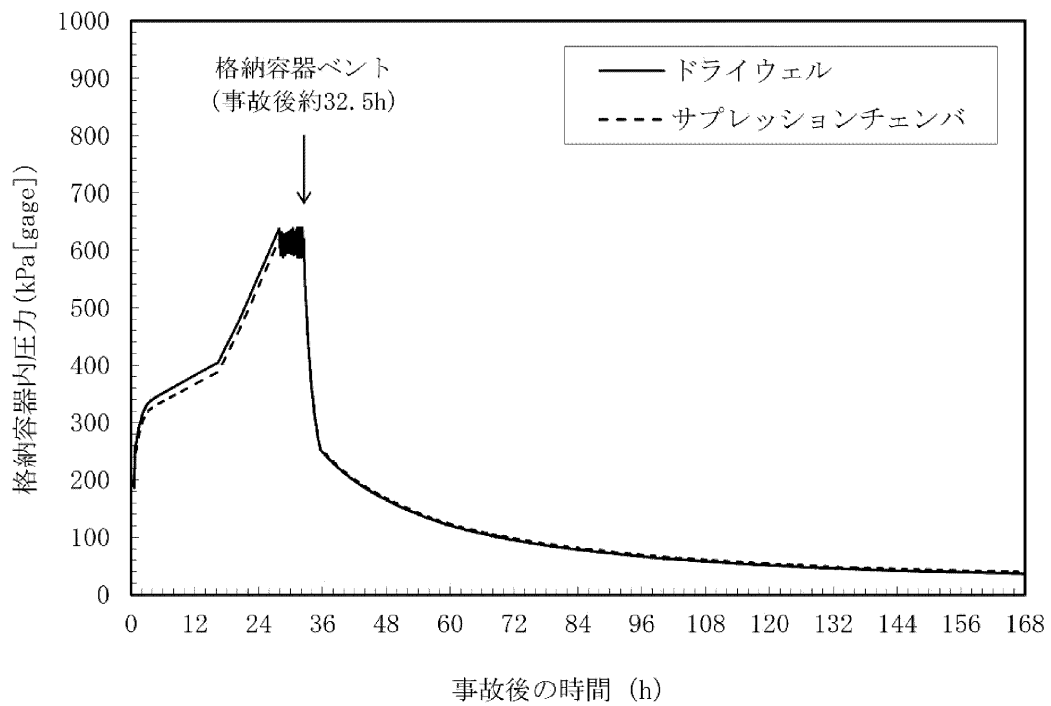


図 4-2 D/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

(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。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。

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

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱(MW)}] \times 106 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3600 \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$$

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

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。

$$\boxed{}$$

- ・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+SB0+ECCS 機能喪失）におけるスクラバ容器内発熱量の $\boxed{}$ を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。

(3) 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、 $\boxed{}$ とする。
- ・酸素発生量は事象発生 7 日後を想定し、 $\boxed{}$ とする。

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

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。

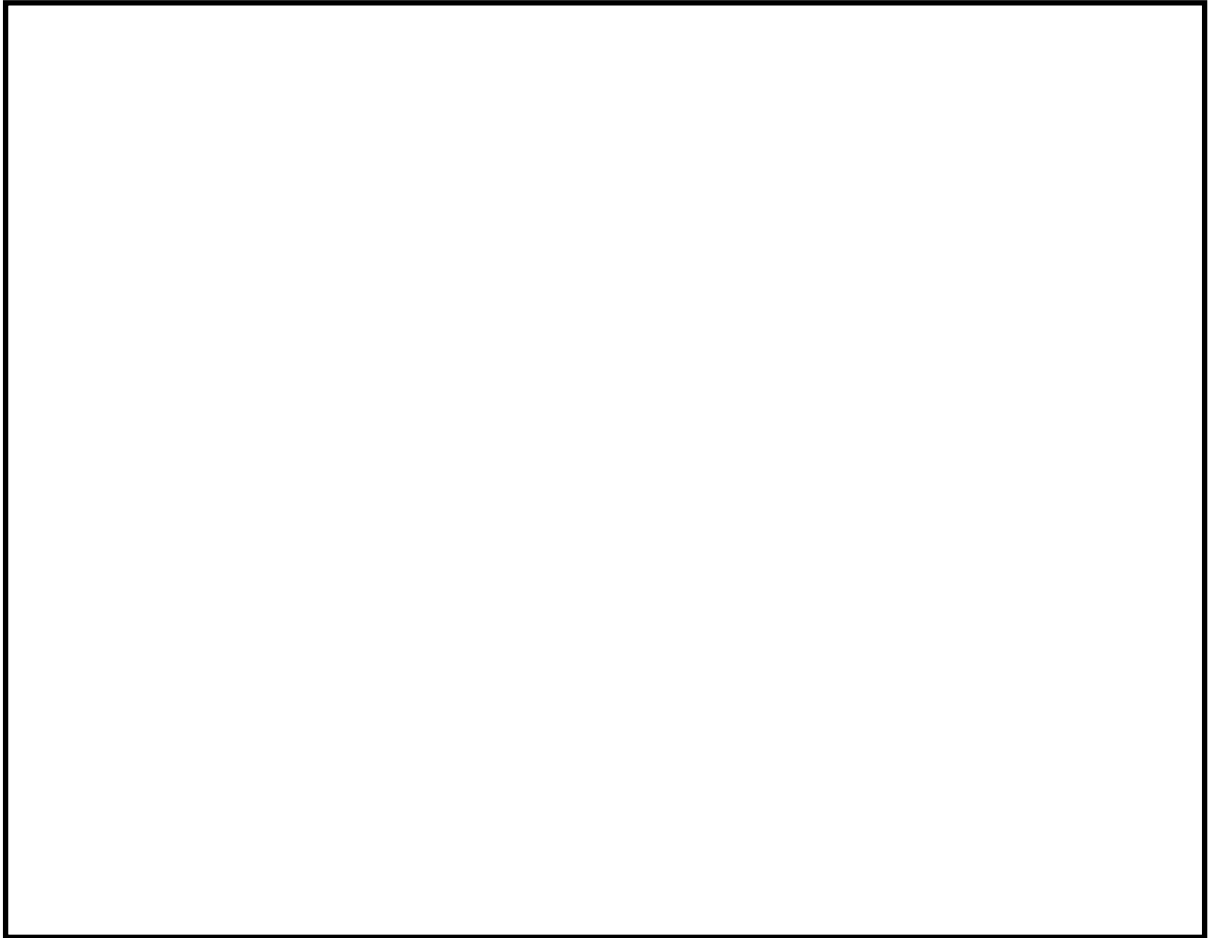


図 2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

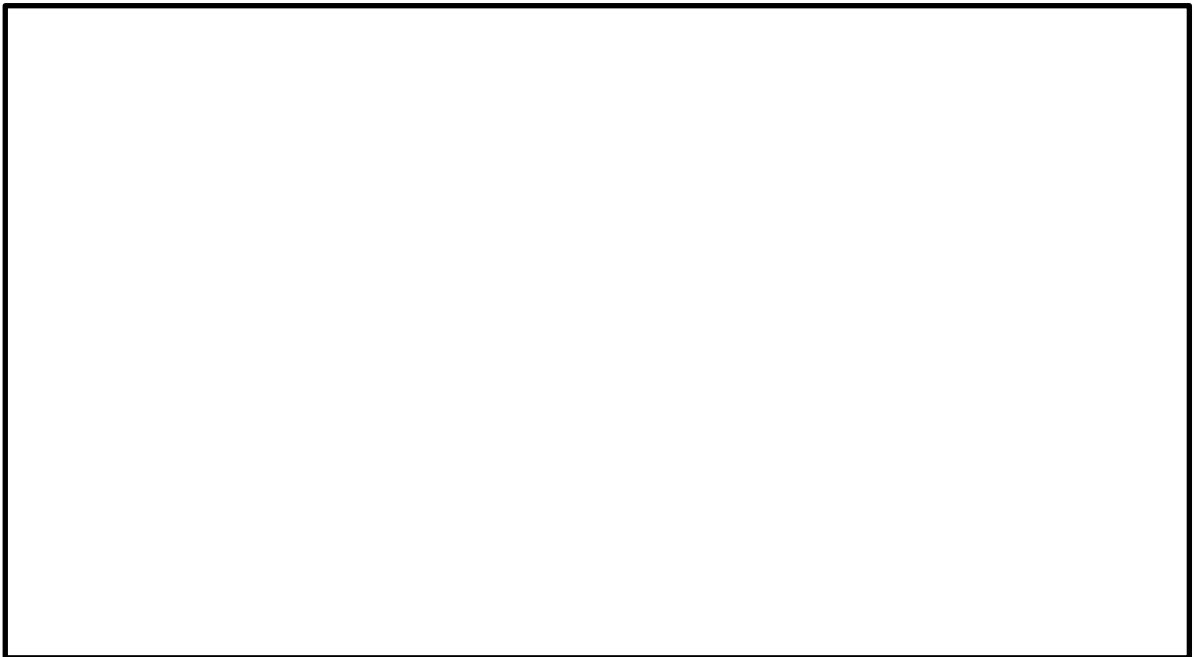


図 2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

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。

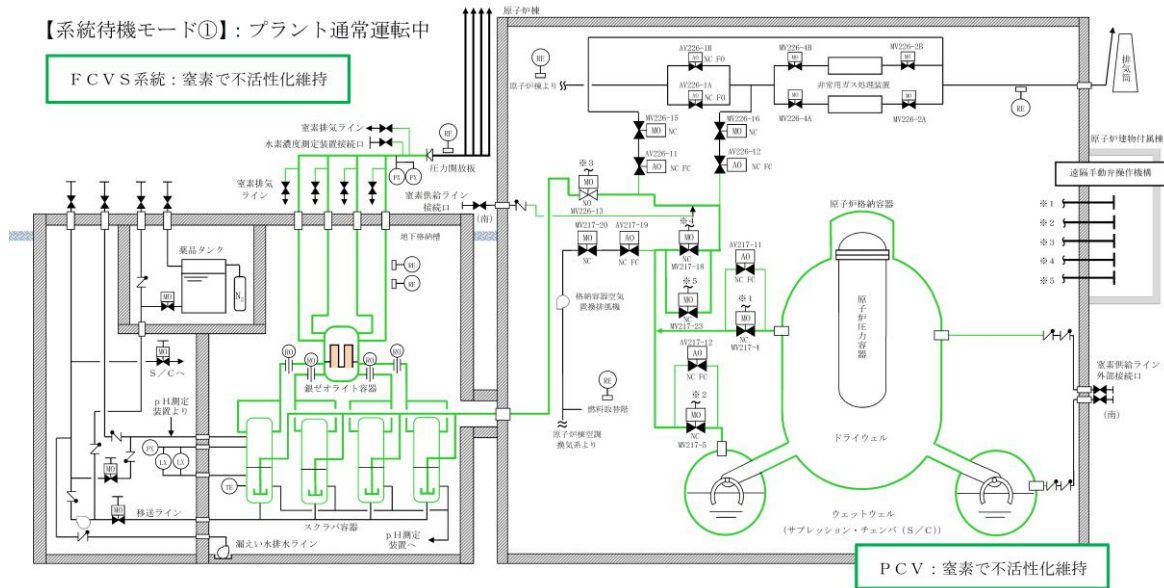


図3 格納容器フィルタベント系（系統待機モード①）水素爆発防止対策

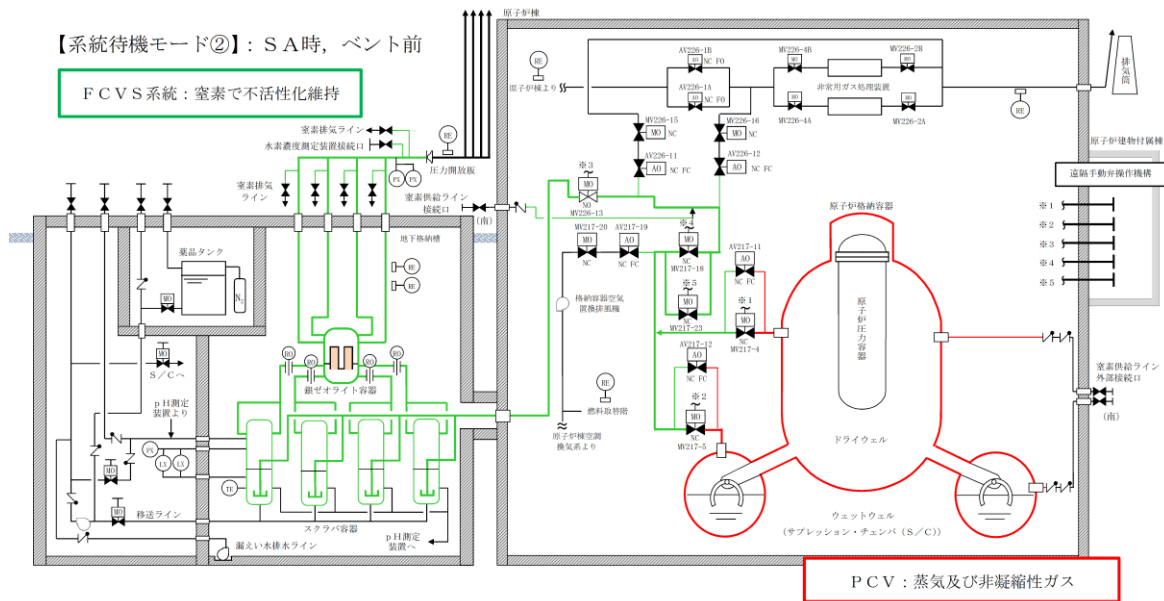


図4 格納容器フィルタベント系（系統待機モード②）水素爆発防止対策

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

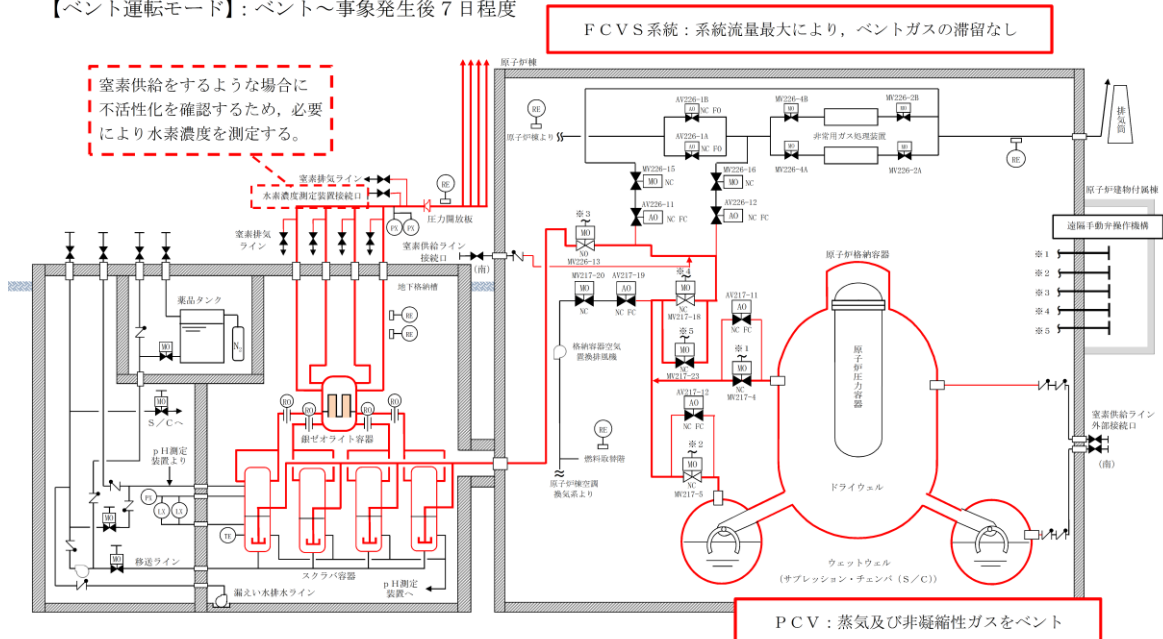


図5 格納容器フィルタベント系（ベント運転モード）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁開）】：事象発生後7日以降

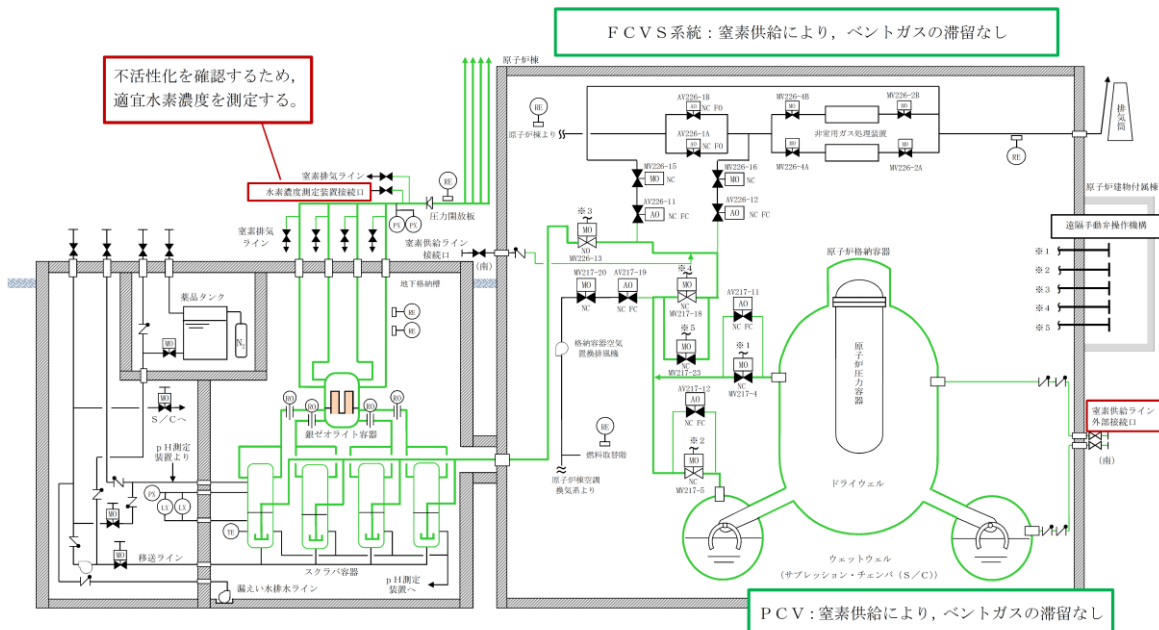


図6 格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード①）水素爆発防止対策

【ベント後収束モード（ベント弁閉）】：事象発生後7日以降

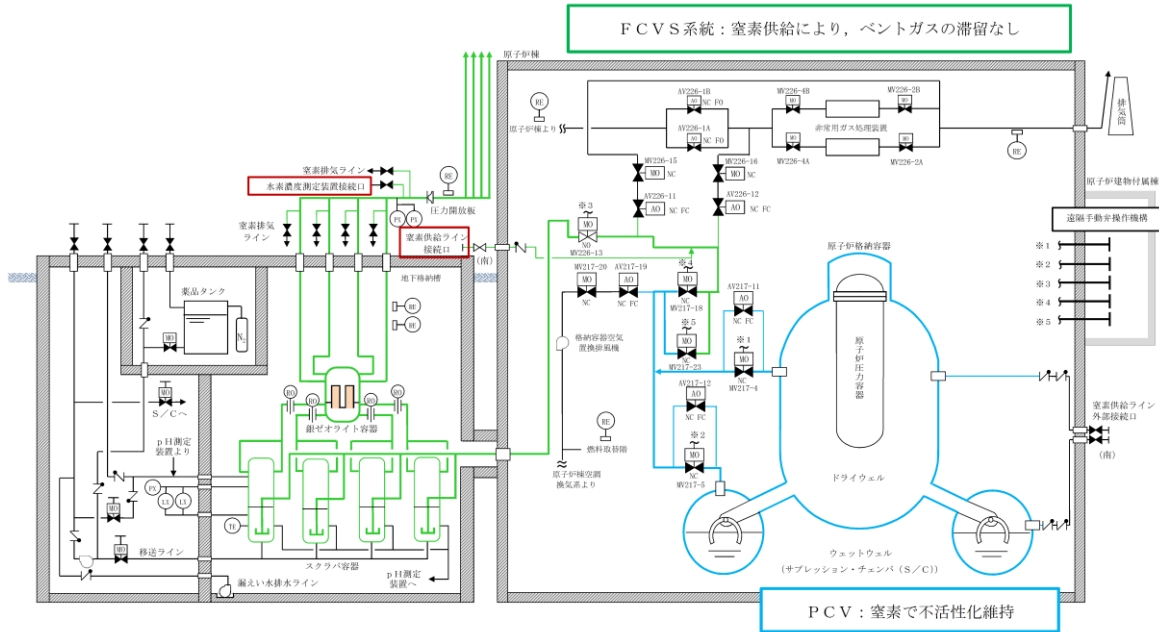


図7 格納容器フィルタベント系（ベント後収束モード②）
水素爆発防止対策

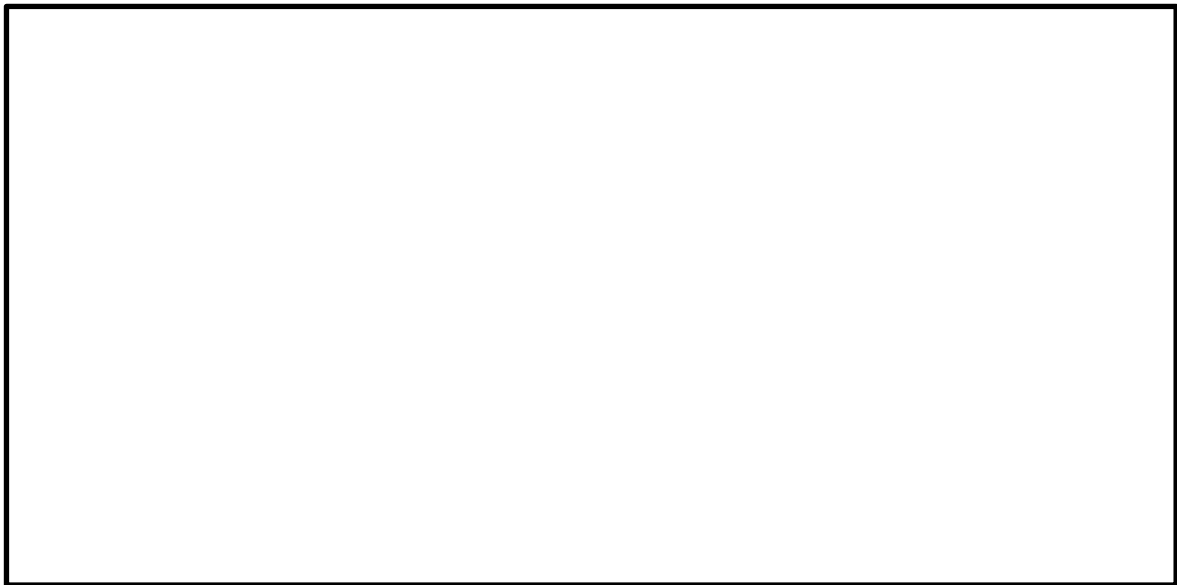


図8 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおけるベント時の蒸気流量

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。

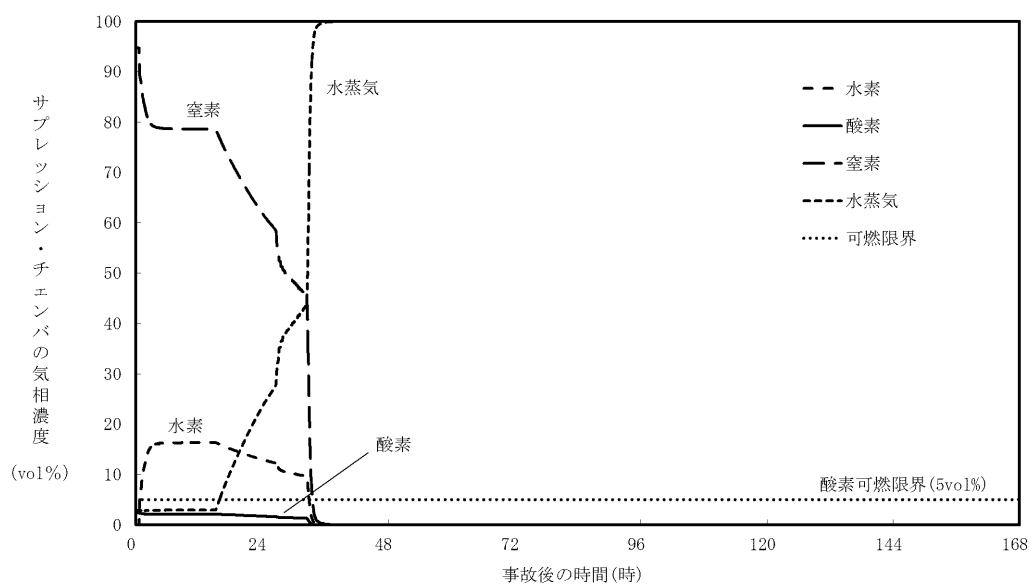
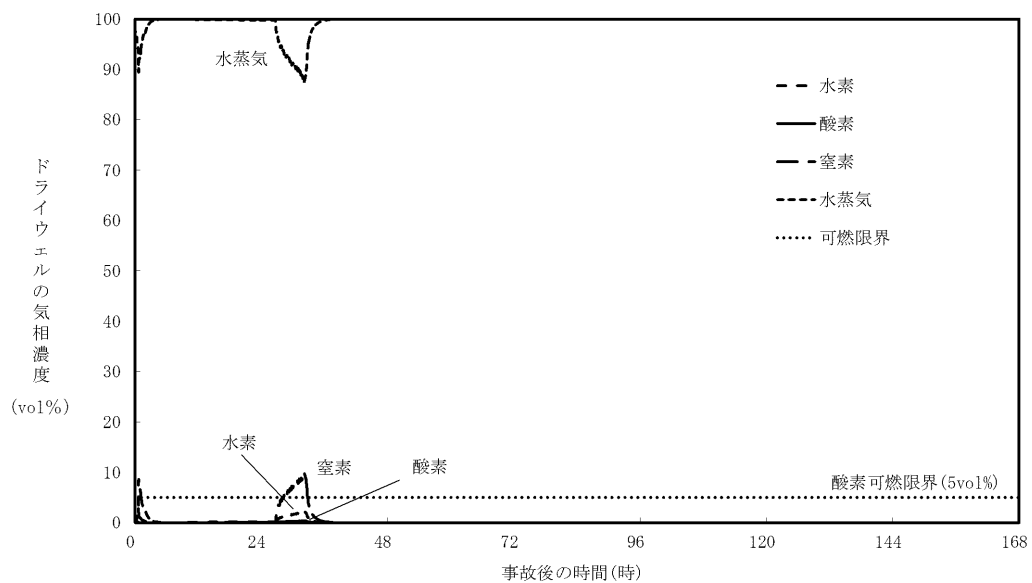


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化 (ウェット条件)

(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。

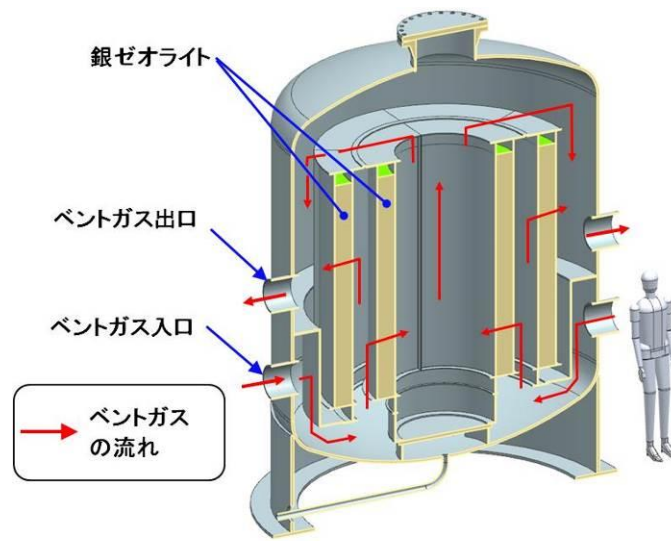


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

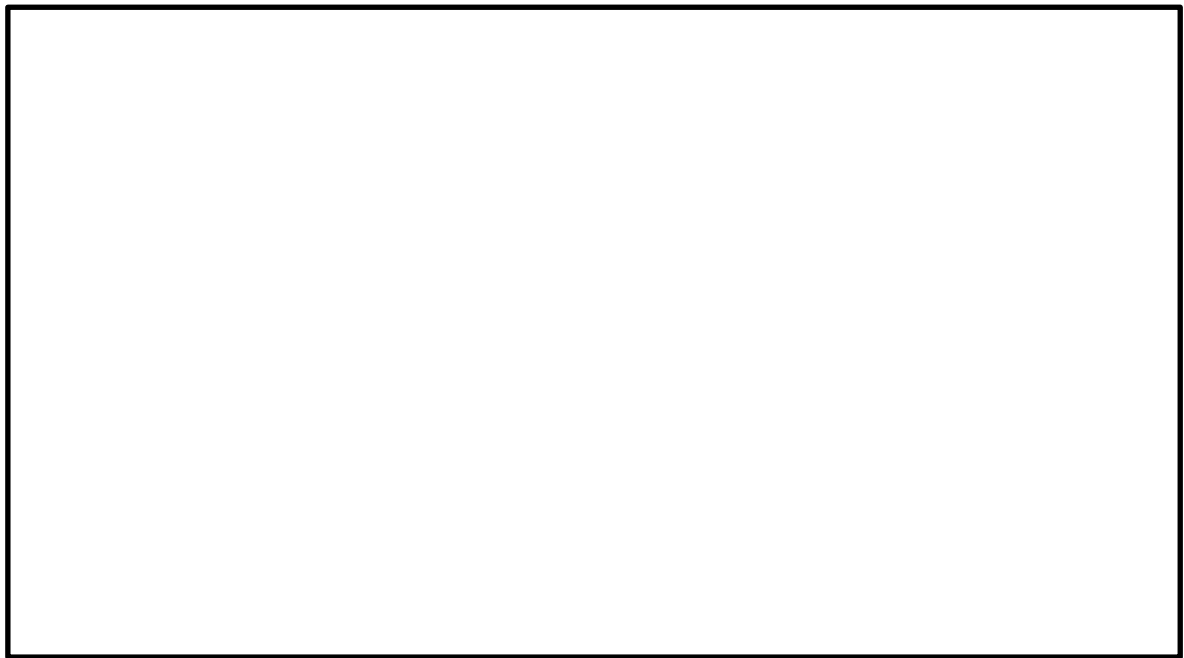


図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント運転中）

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。

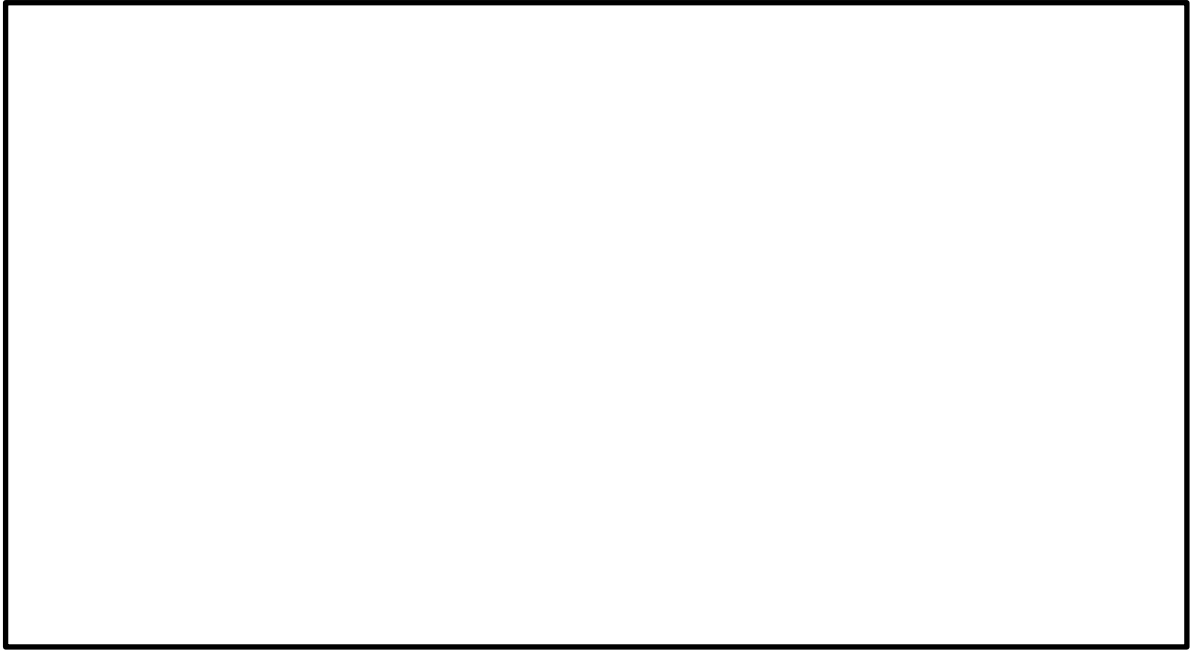


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果（ベント後長期）

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 約 3,190m ³ (サプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)	

系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサプレッションチェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 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。

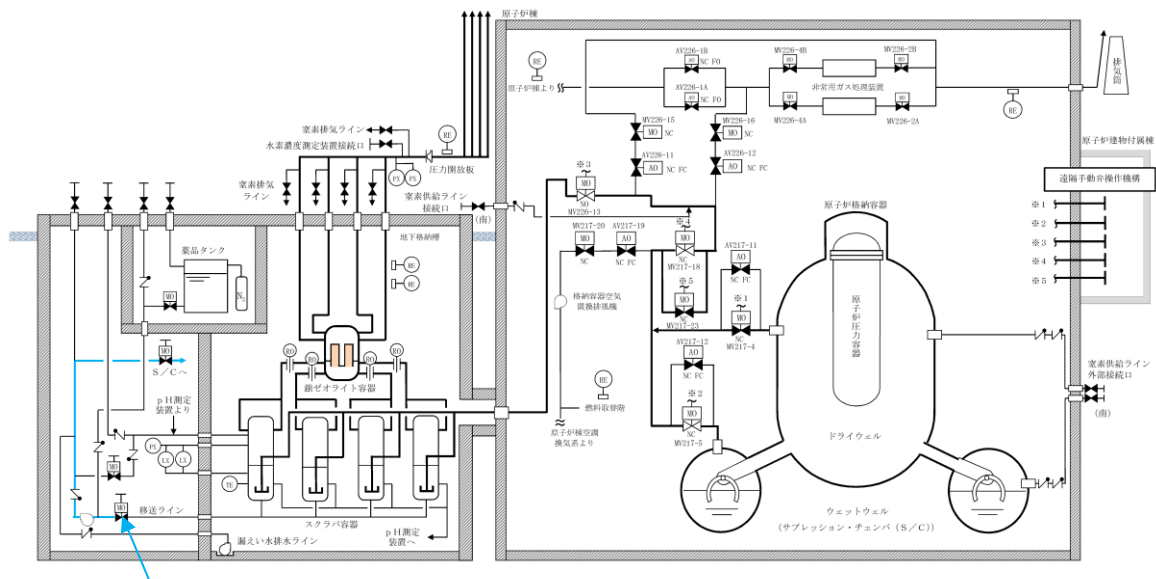
以上より、排水後のサプレッションチェンバの酸素濃度は

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

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。



待機中にあらかじめ水張りを行う範囲

図1 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

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。

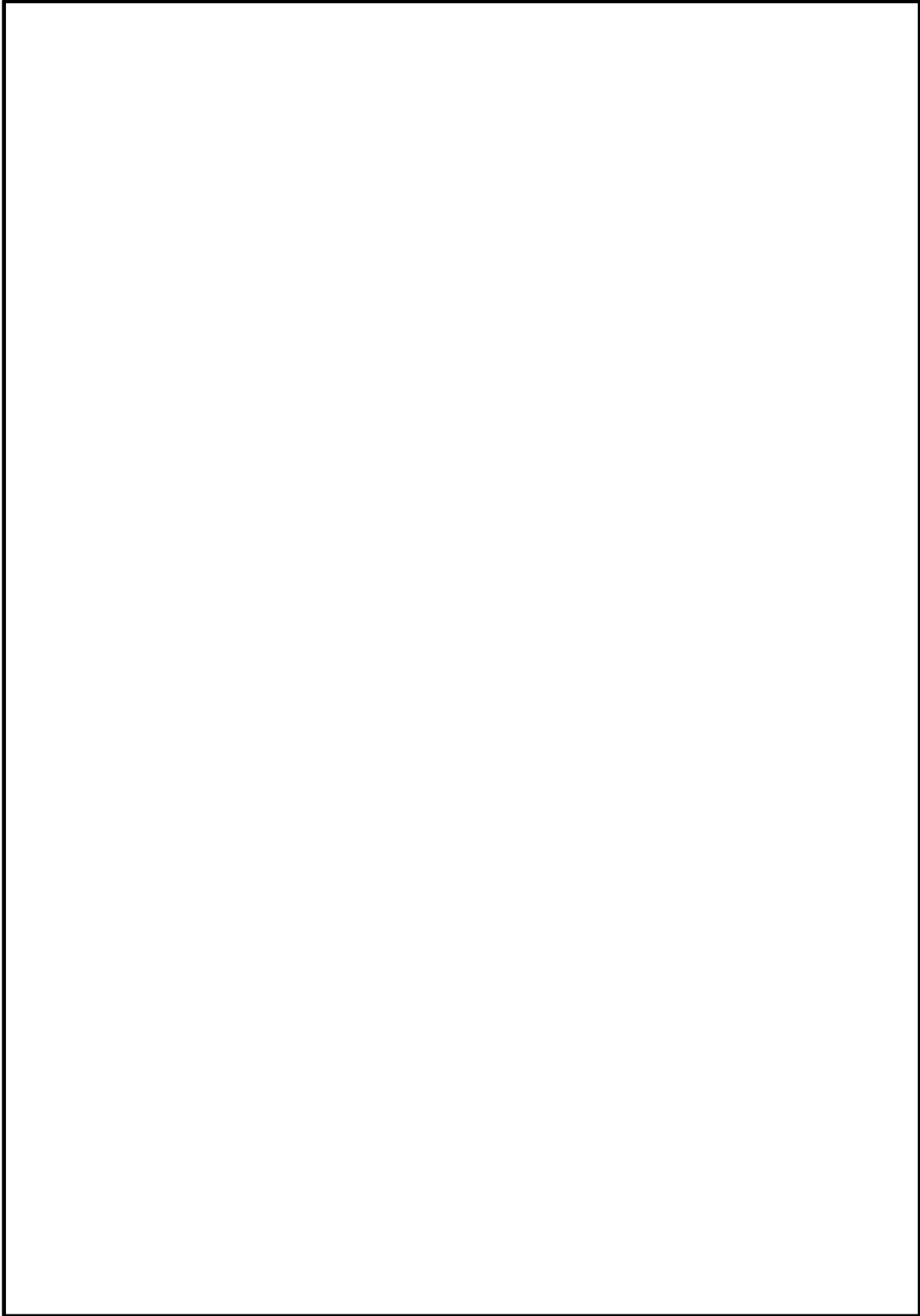


図1 オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概

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

1072

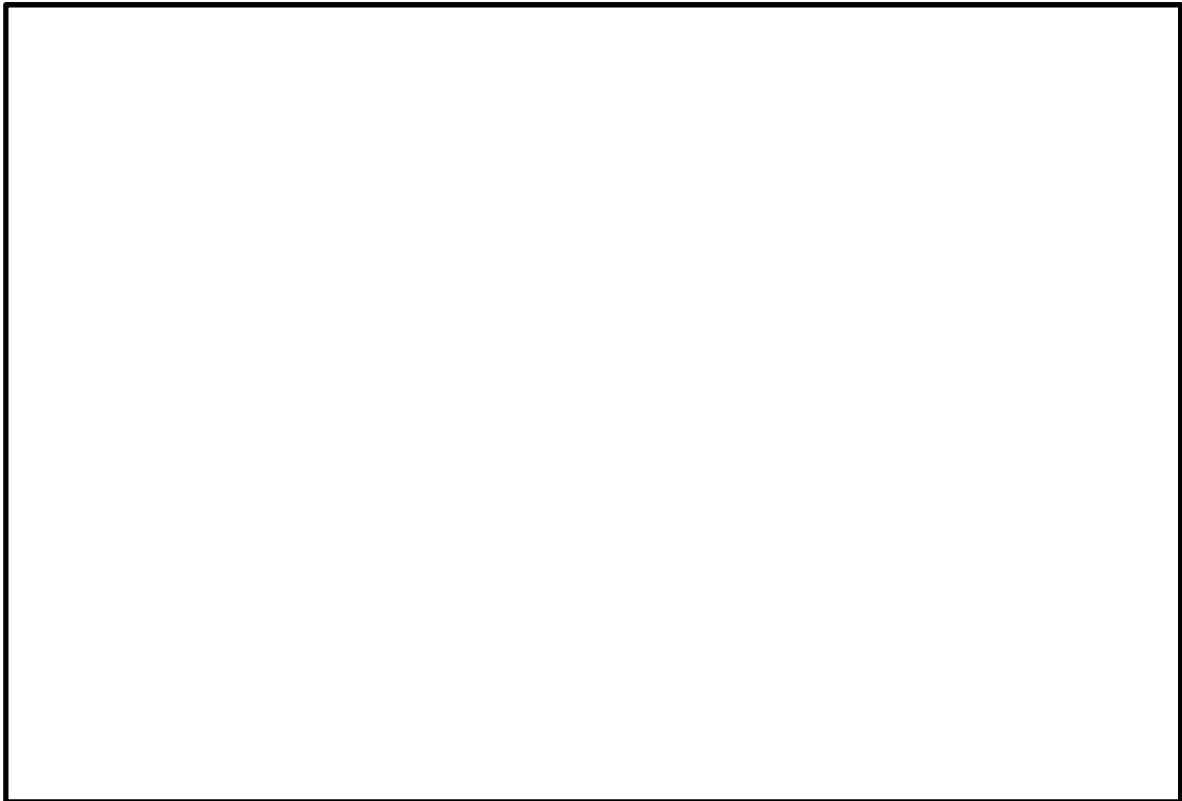


図2 弁駆動部の状態（電動操作時（通常状態））

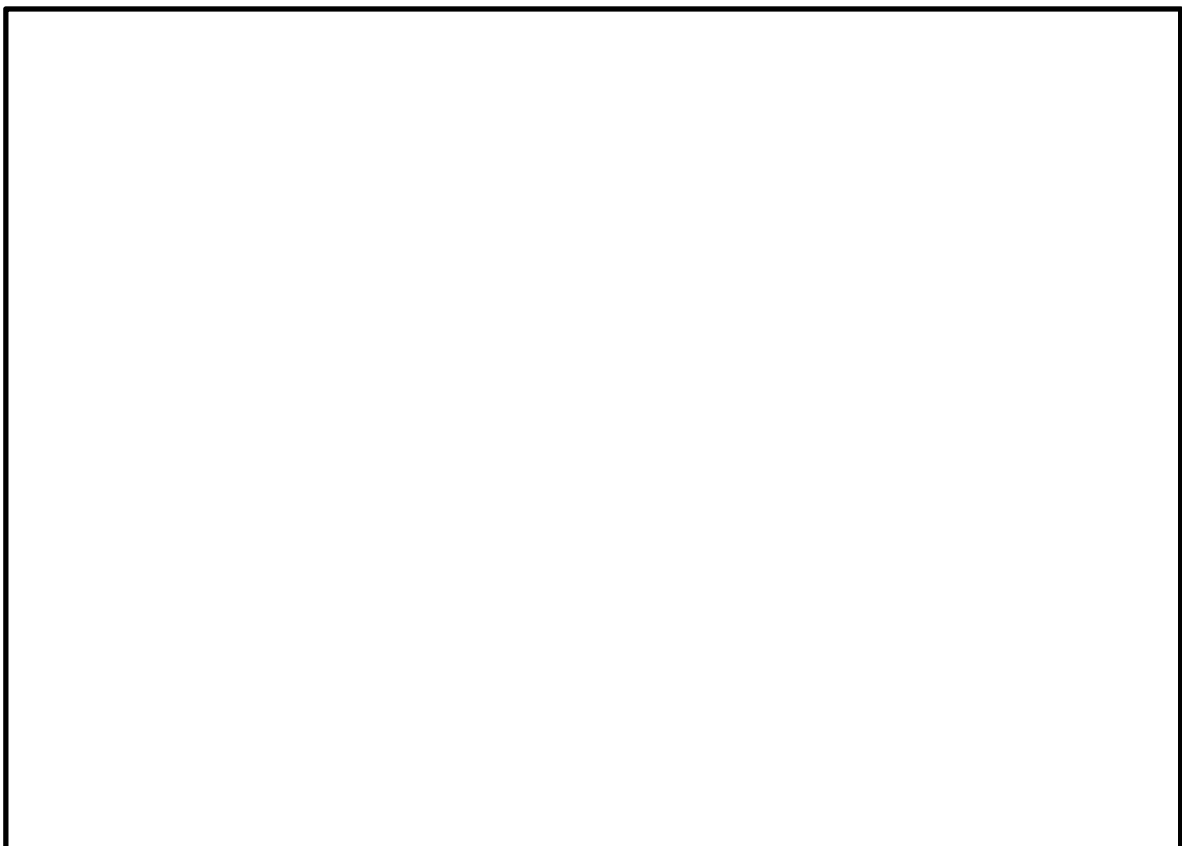


図3 弁駆動部の状態
（通常状態から手動操作位置への切替え（オートデクラッチ））

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）

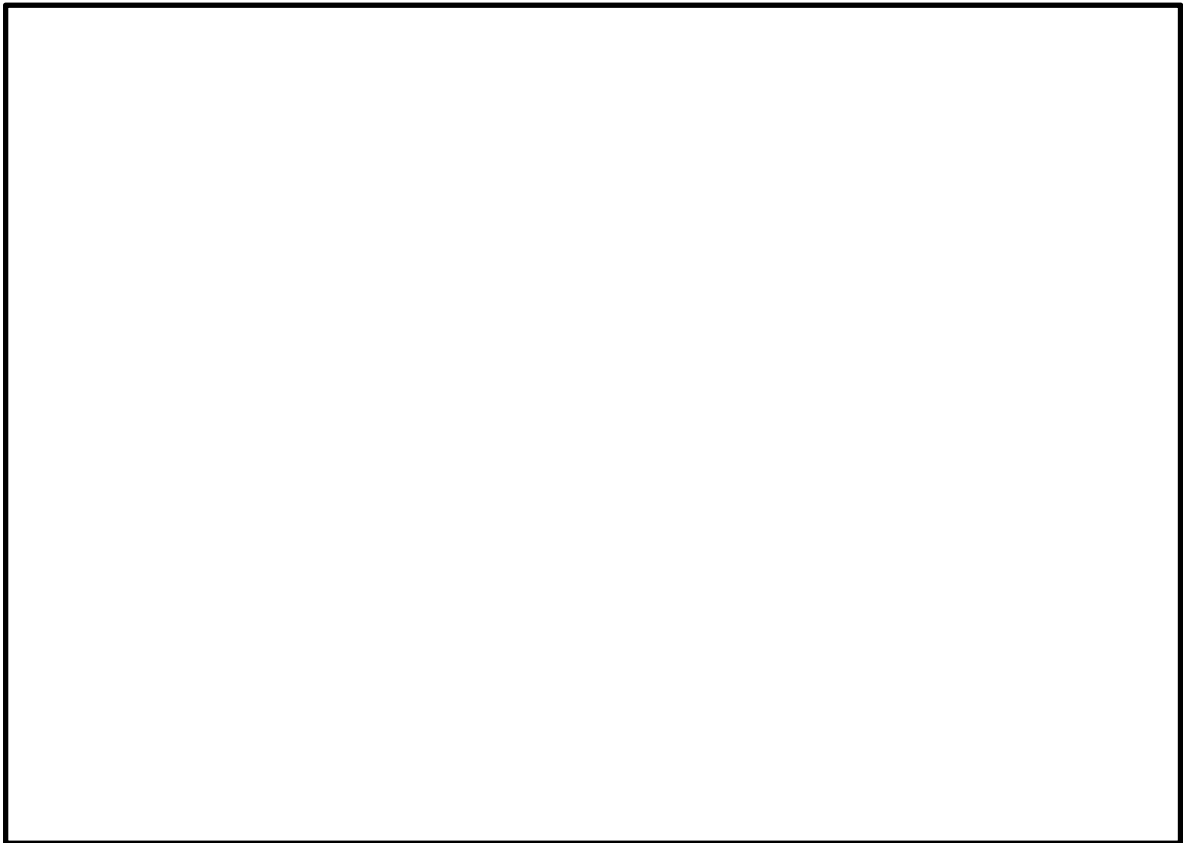


図5 弁駆動部の状態（手動操作位置から電動操作位置への自動復帰）

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。

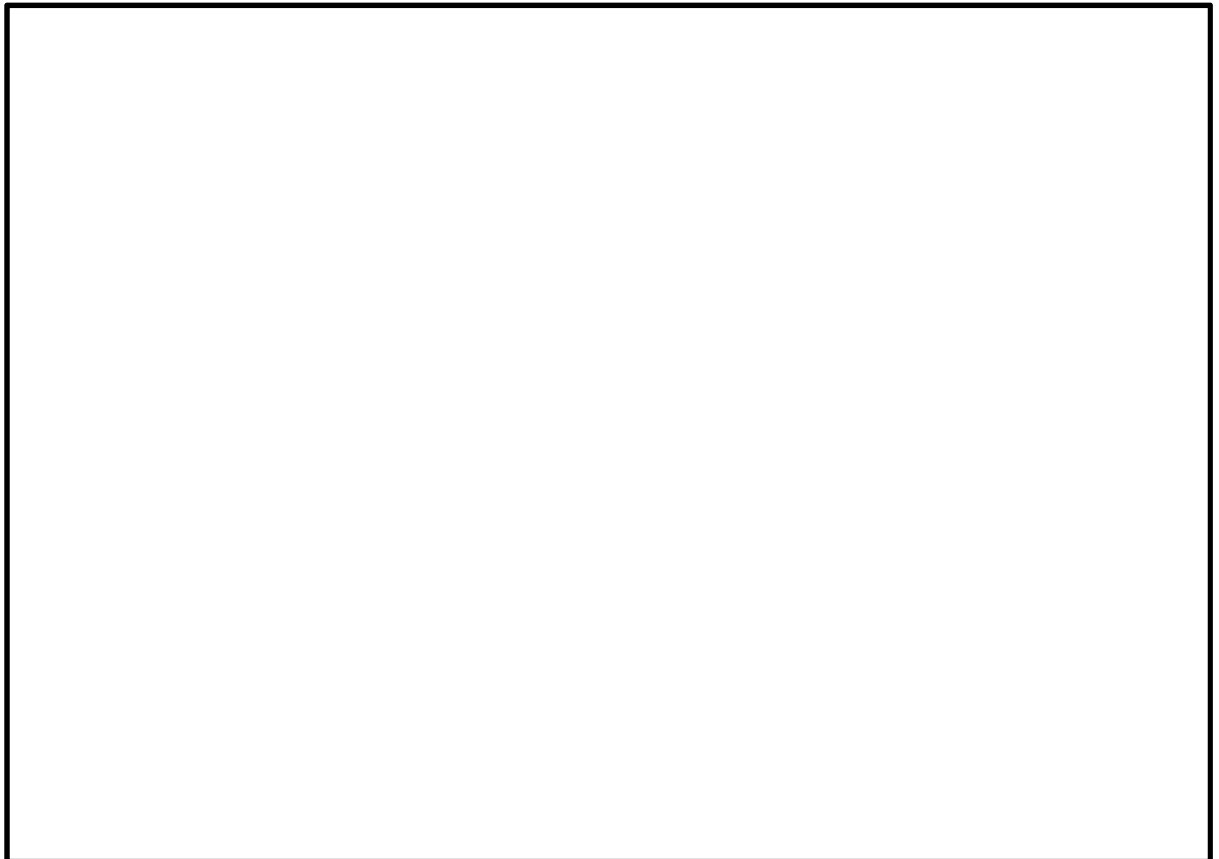


図 1 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その 1)

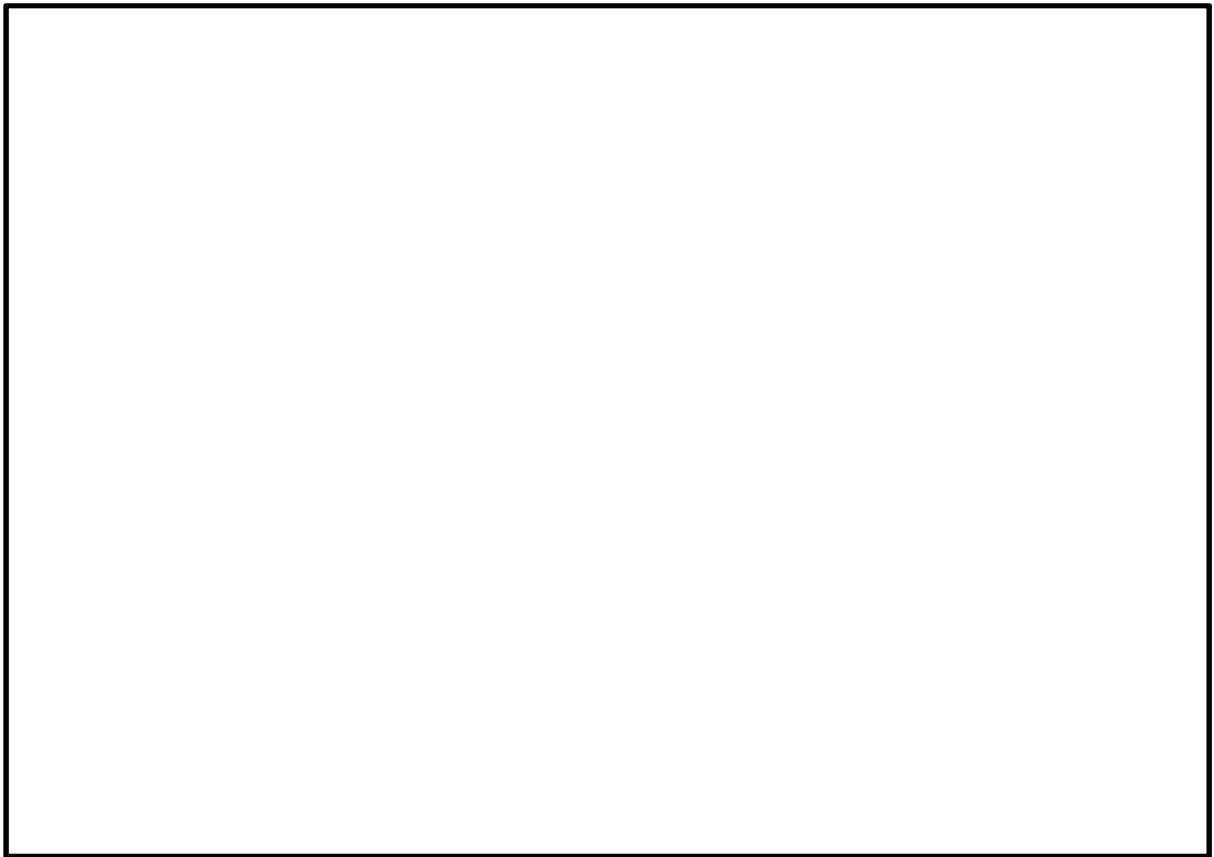


図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

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。

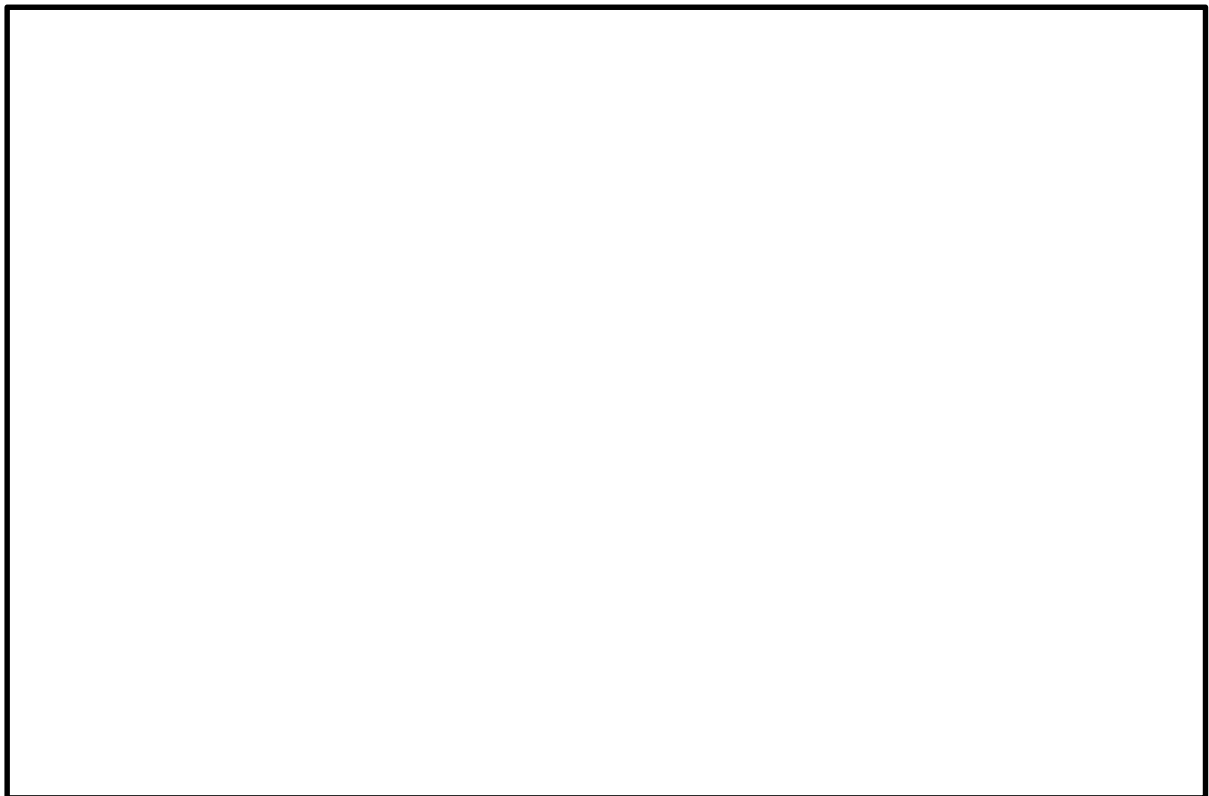


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

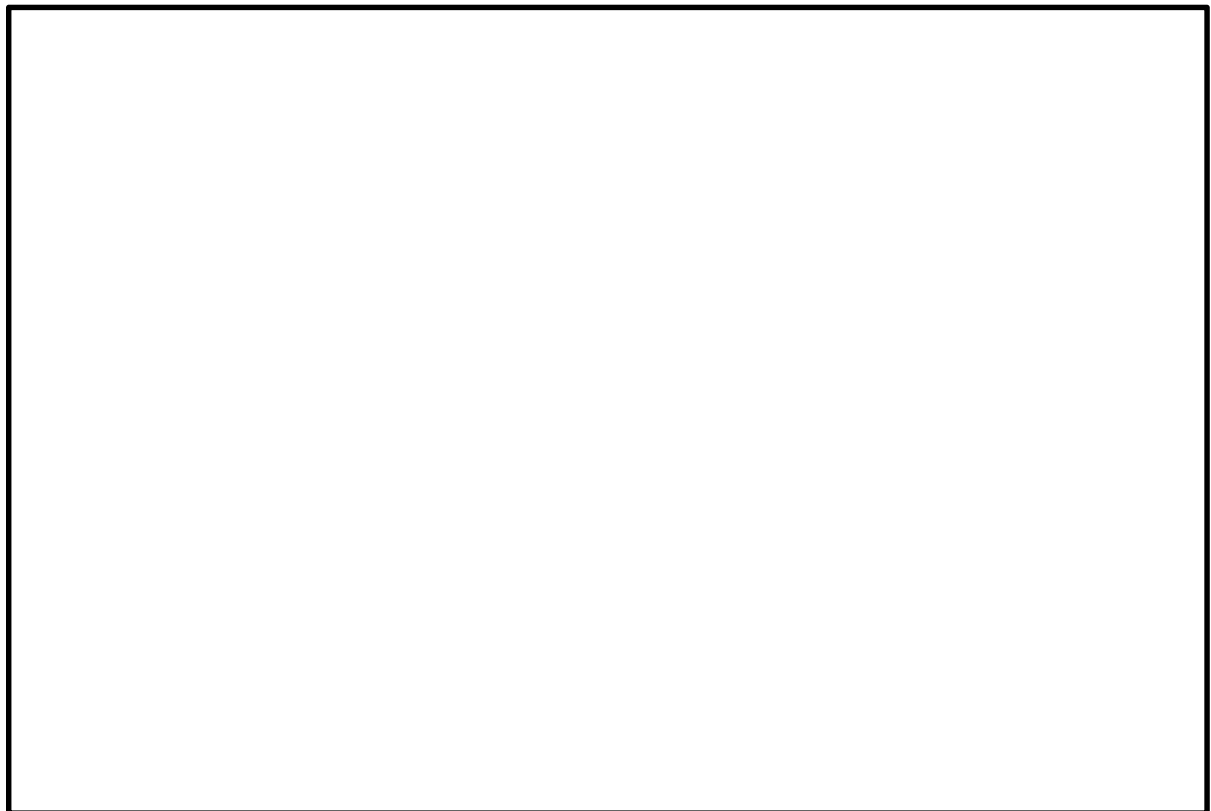


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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。

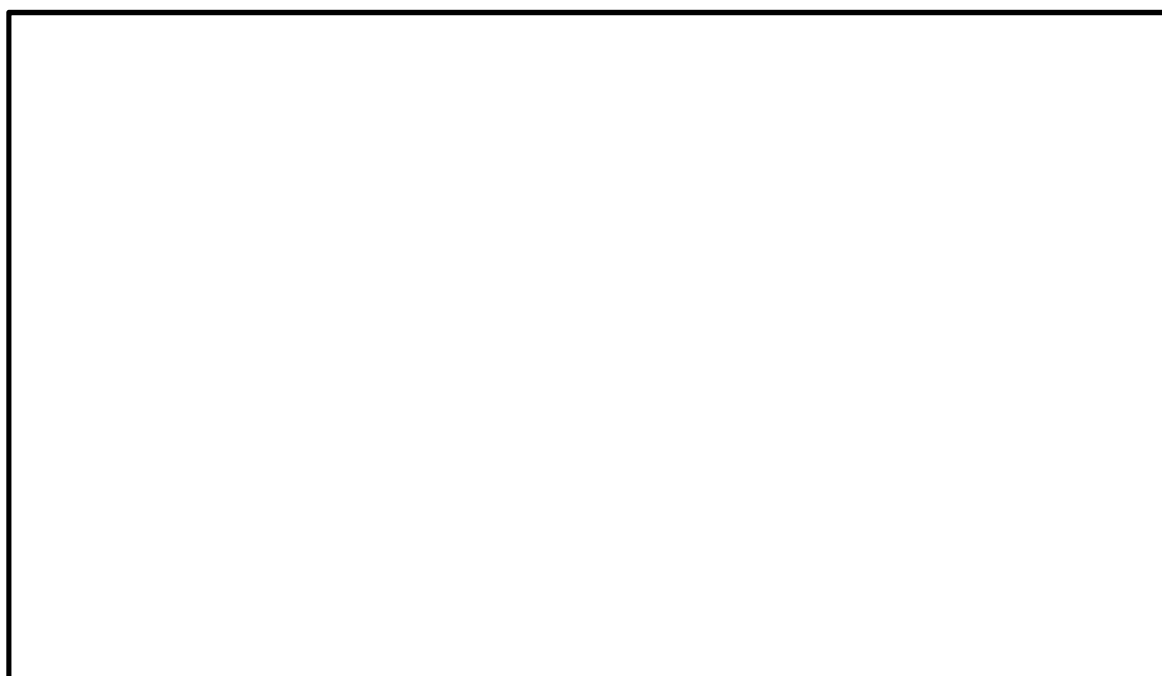


図5 遠隔手動弁操作機構の模式図

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 80～110kPa（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今後実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。

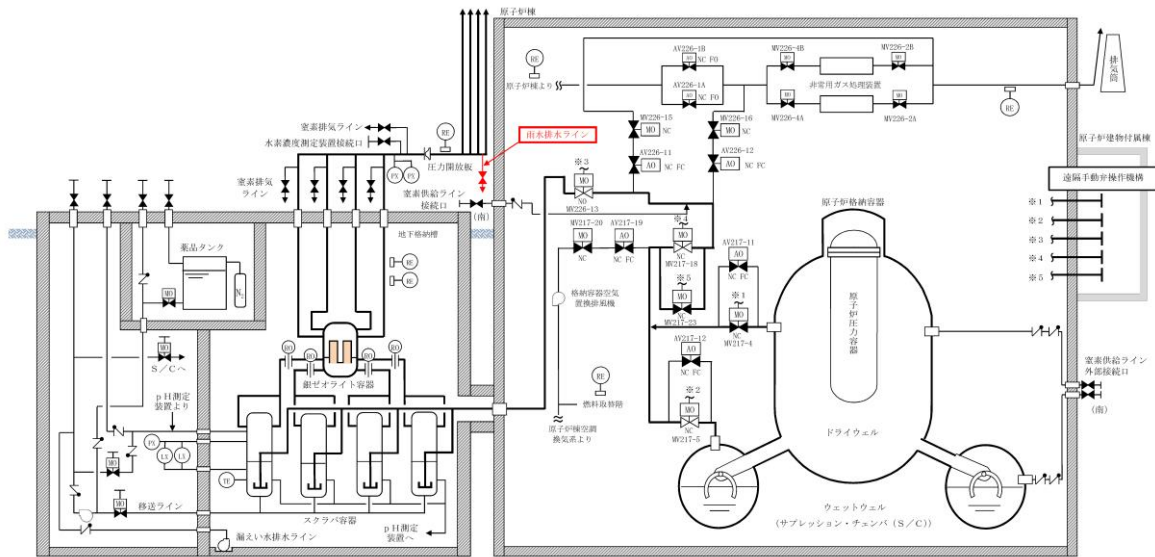


図1 雨水排水ライン系統図

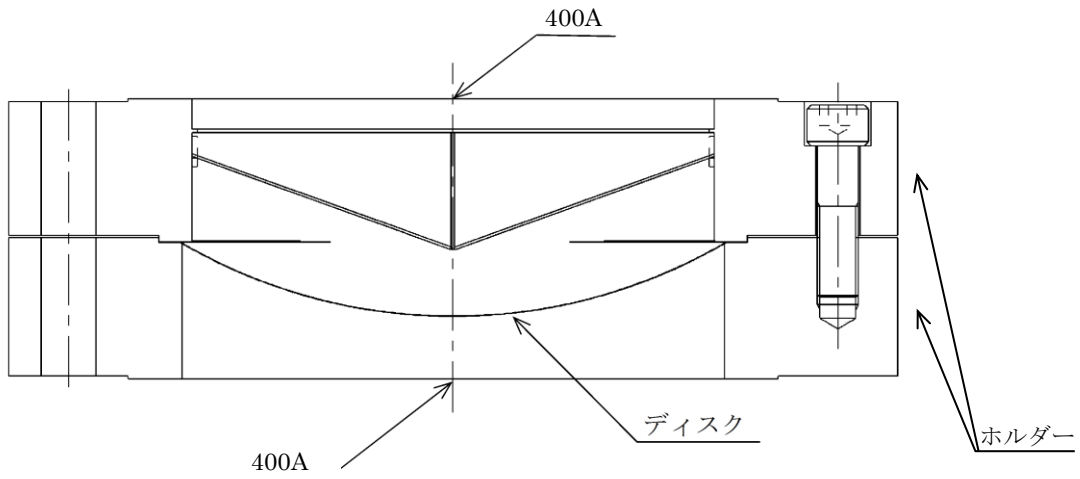


図2 圧力開放板構造図

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 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
サブプレッション・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、サブプレッション・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間欠注水を行うことにより、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 サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達、または原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が 853kPa[gage]に到達するまでに格納容器フィルタベント系によるベントを実施し、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は継続するが、格納容器スプレイは停止する。

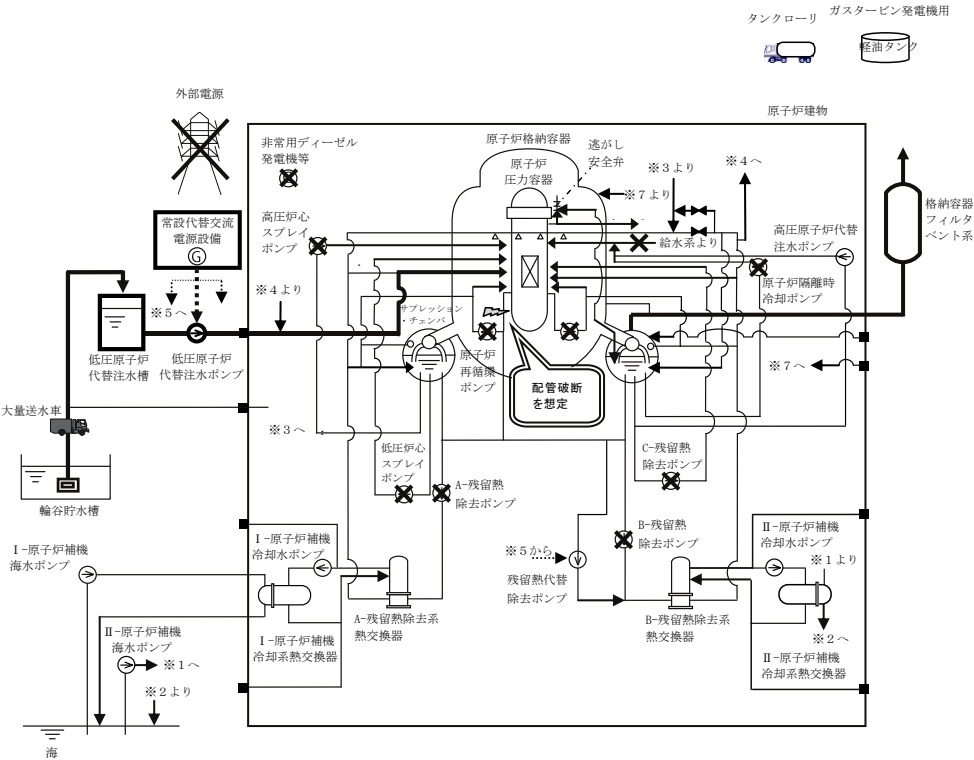


図1 重大事故等対策概要図

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。

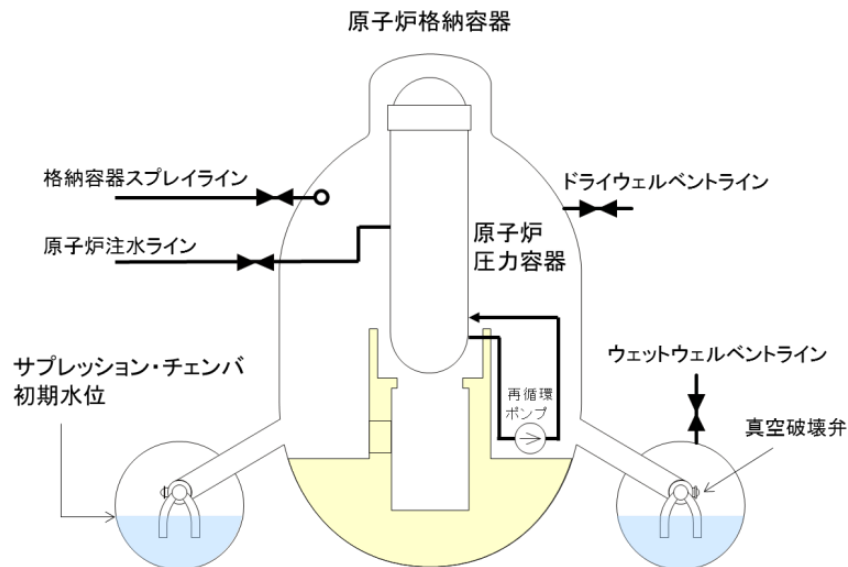


図2 通常運転時の蓄水状態

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。

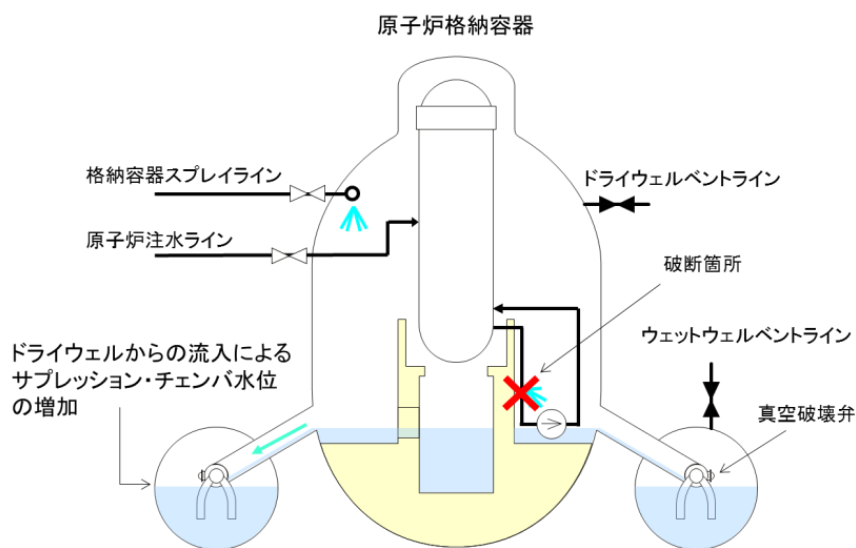


図3 外部水源からの注水開始時の蓄水状態

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。

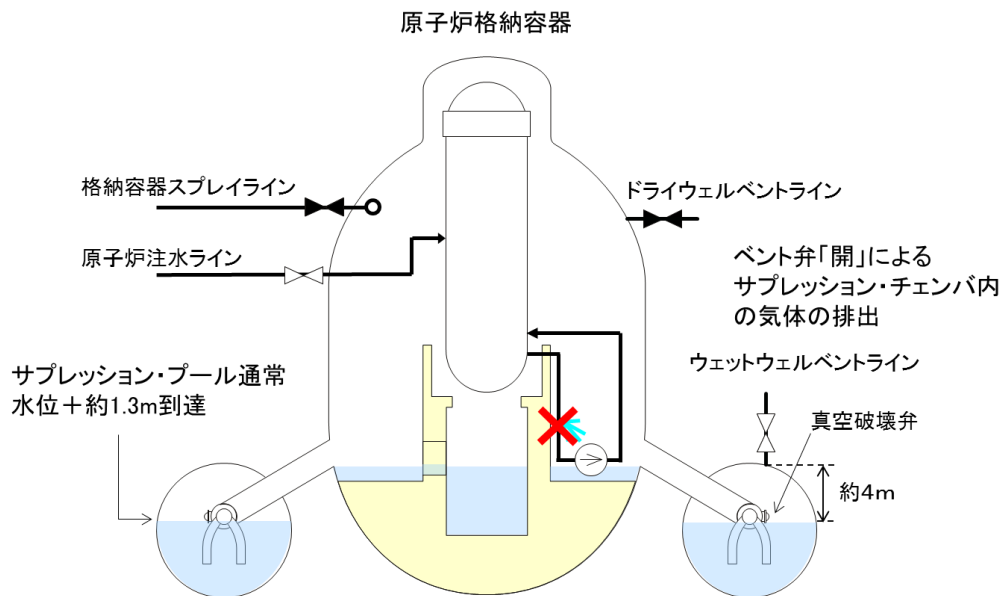


図4 ベント後の状態

(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

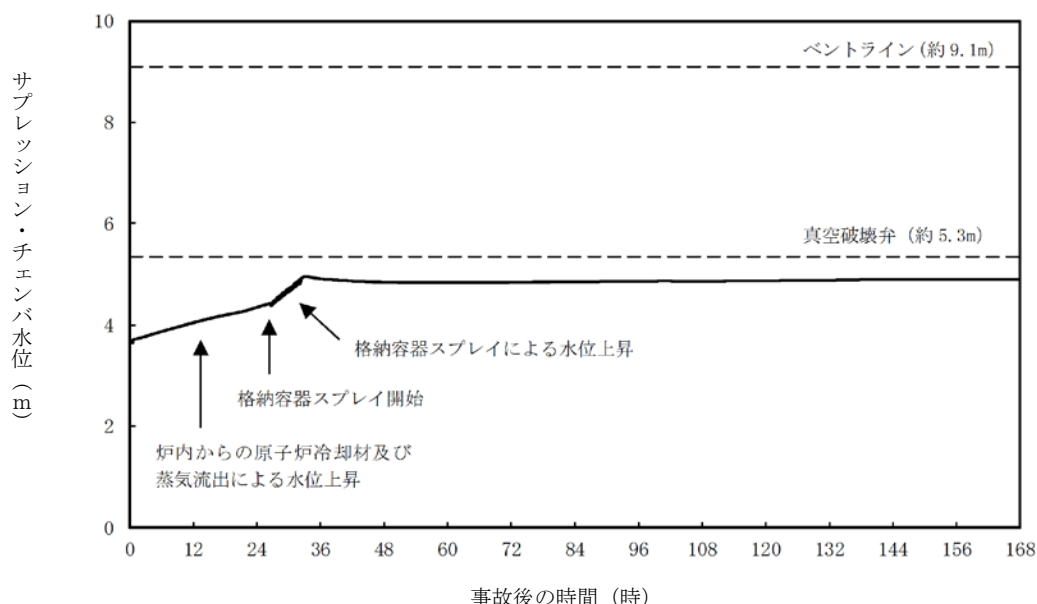


図 1 サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

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 5.0m 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 5.0m 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。

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。

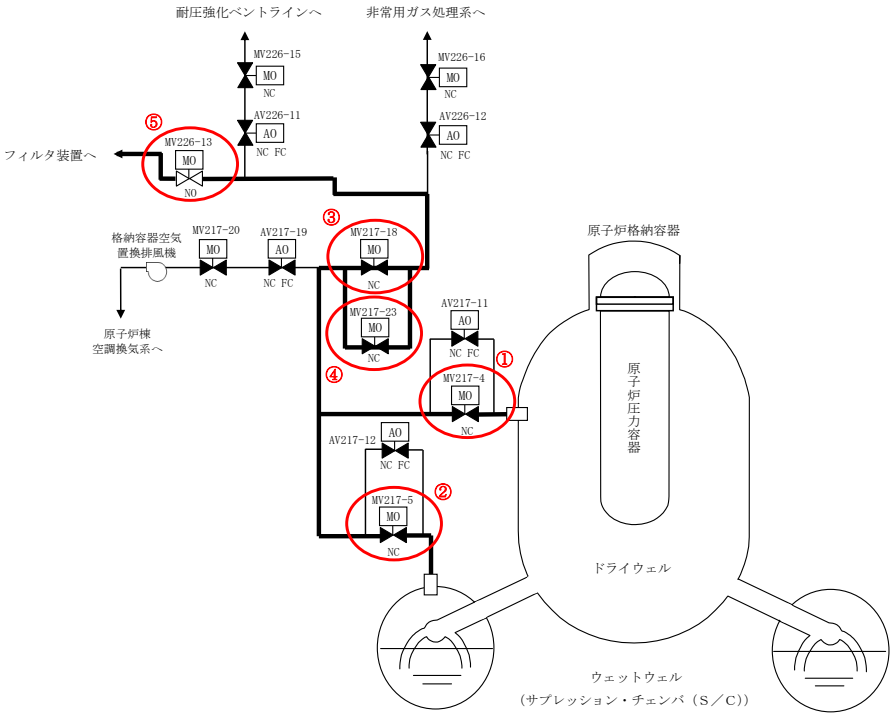


図 1 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

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。

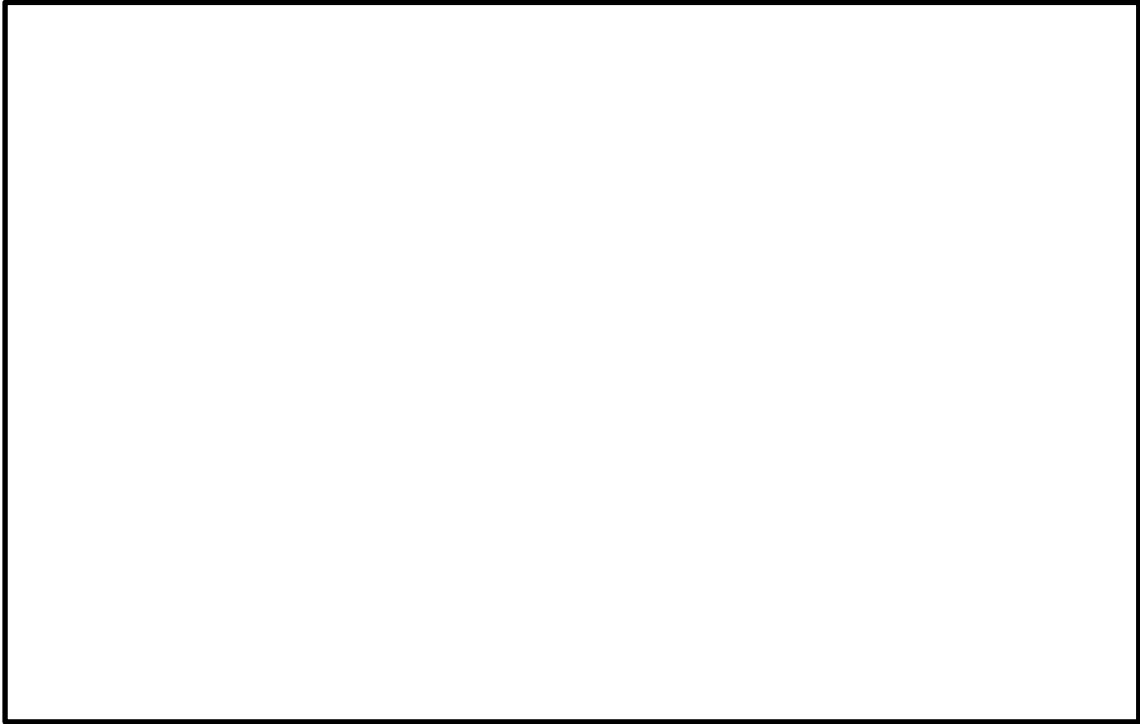


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

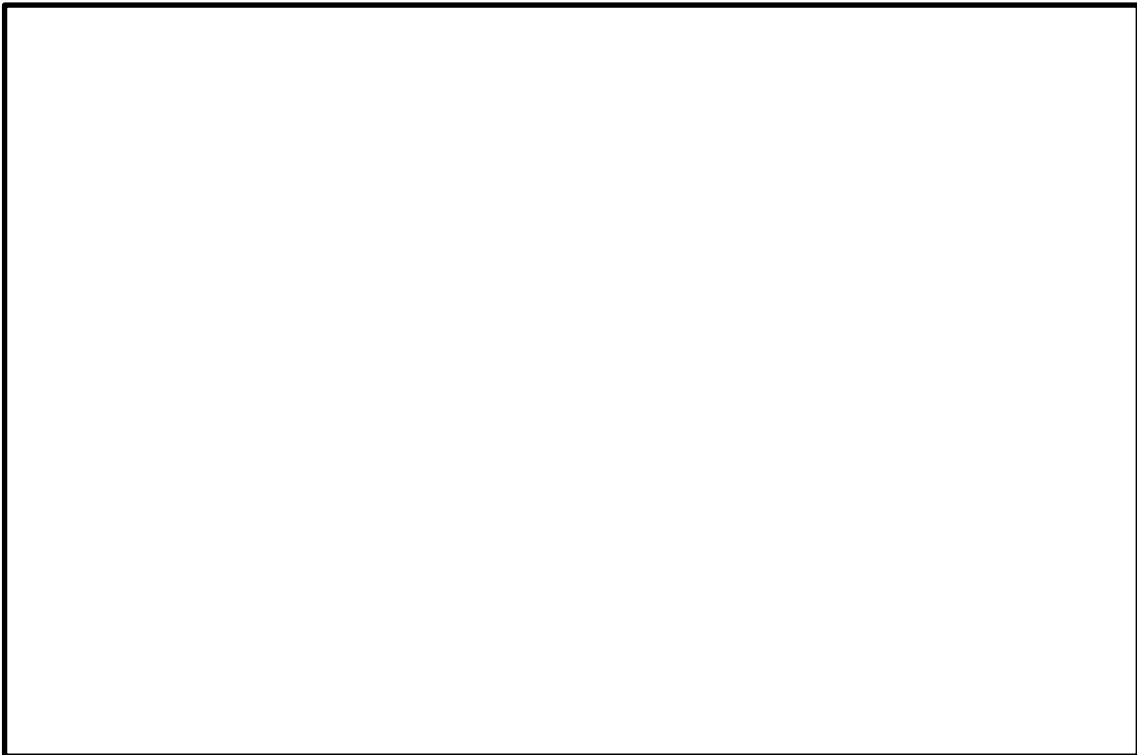


図5 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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。

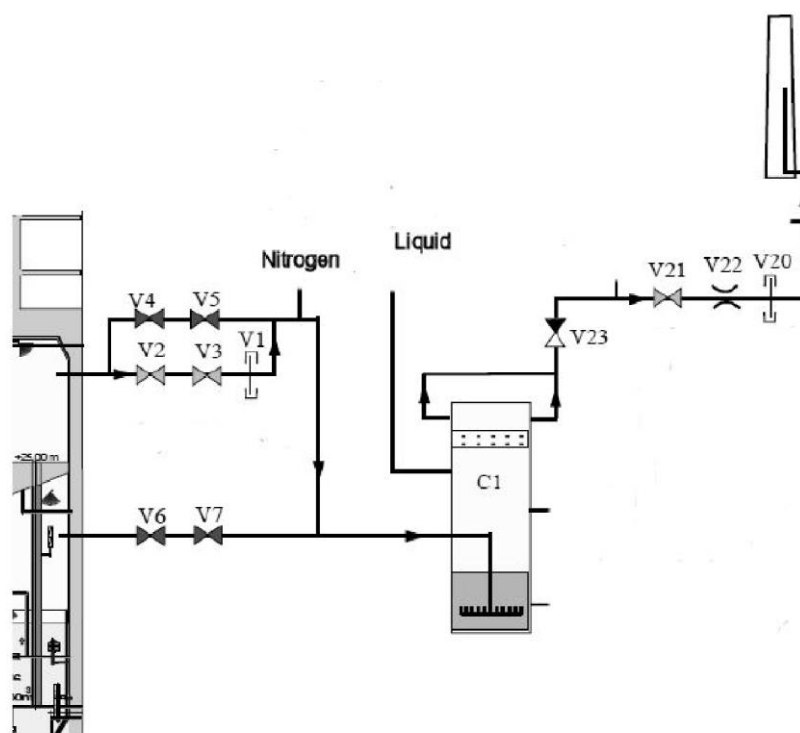


図6 格納容器フィルタベント系概略系統図 (フィンランド)

(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。

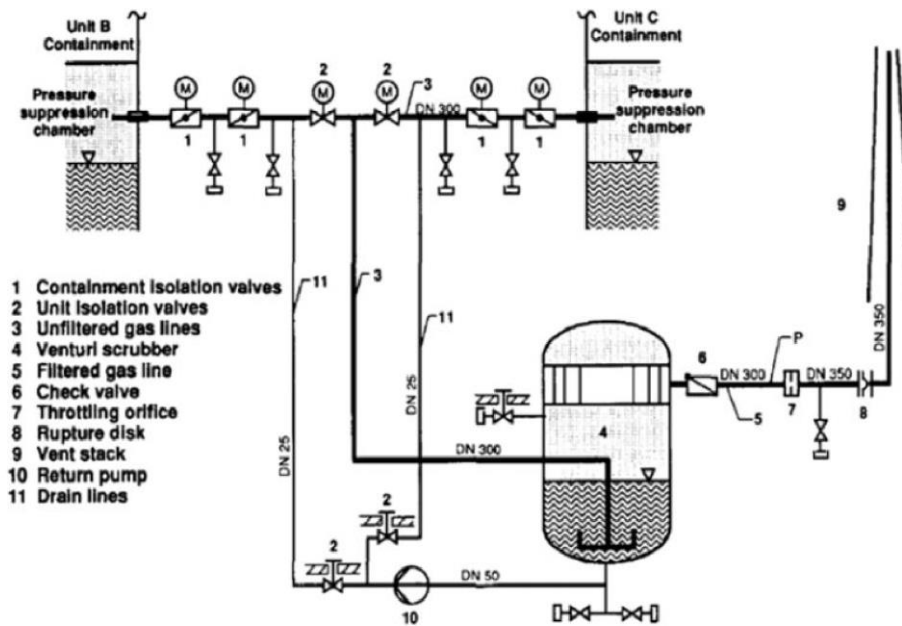


図7 格納容器フィルタベント系概略系統図 (ドイツ)

(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。

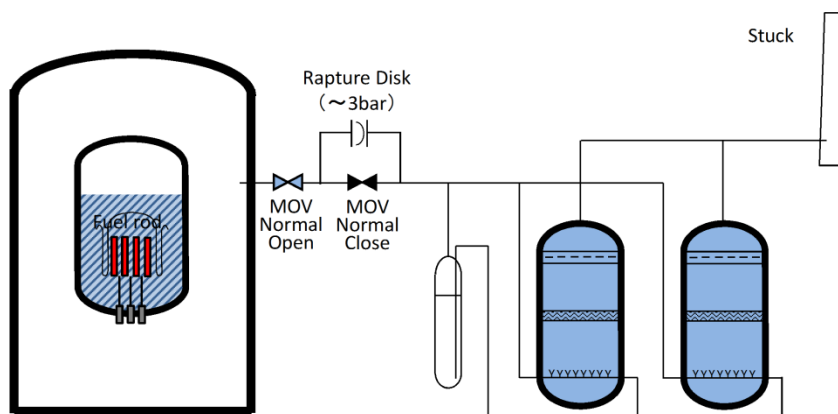


図8 格納容器フィルタベント系概略系統図 (スイス)

《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。

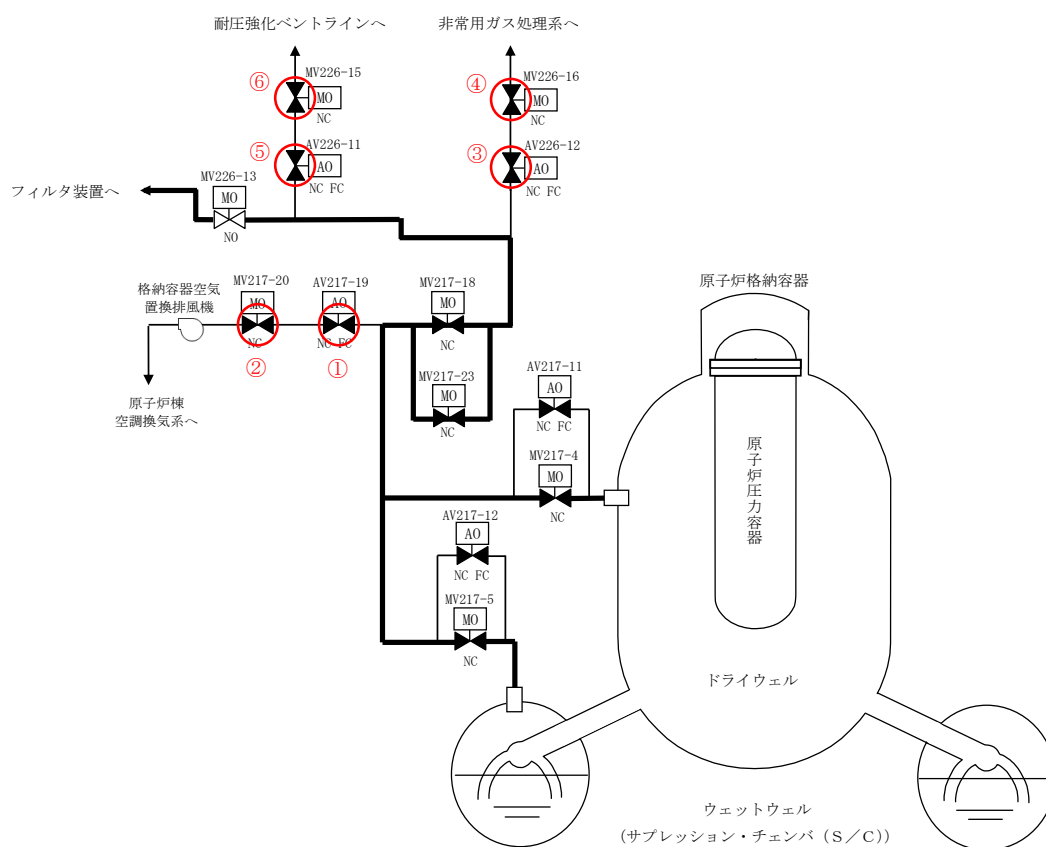


図9 他系統との隔離弁の概略構成図

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。

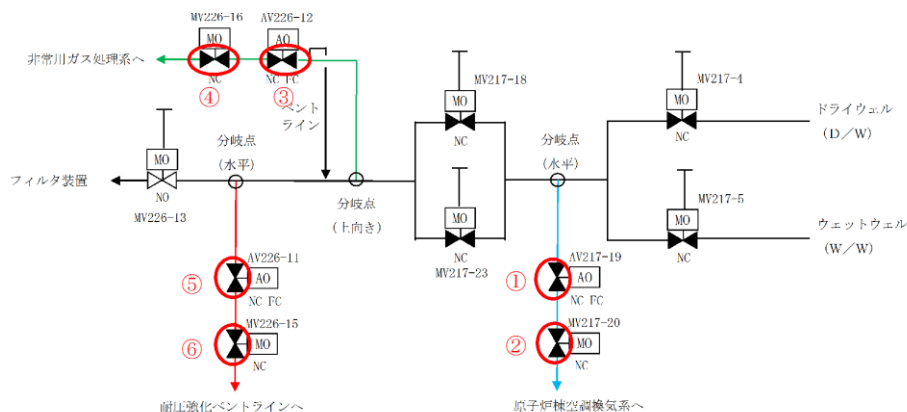


図 10 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

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。

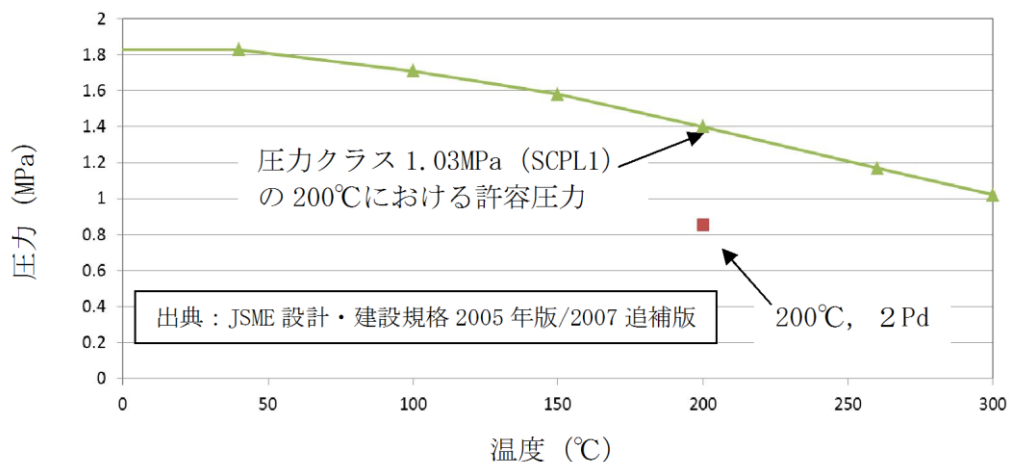


図 11 AV217-19 (圧力クラス 1.03MPa) の温度－許容圧力

(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。

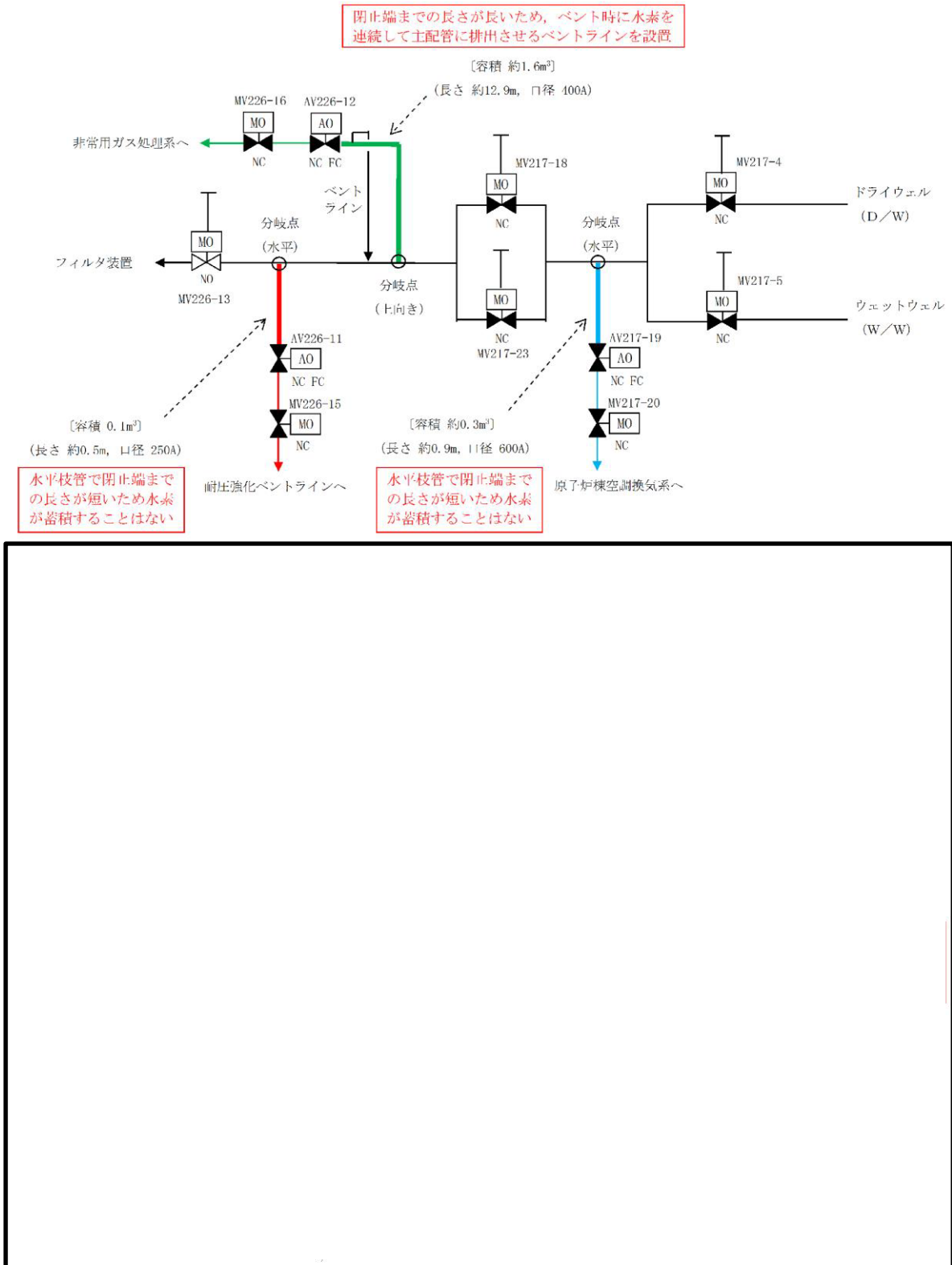


図 12 他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

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

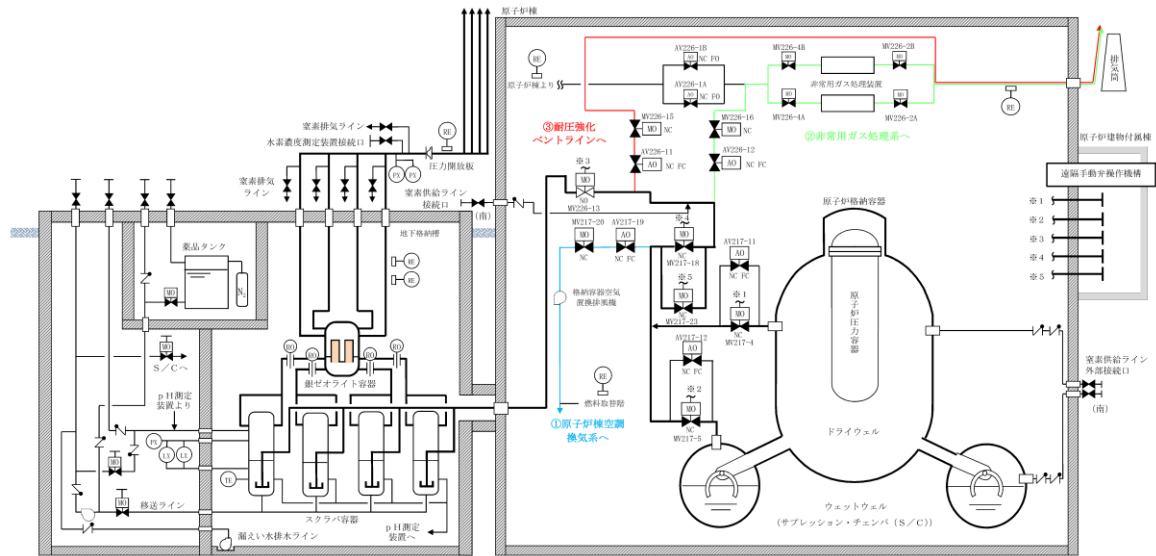


図 13 格納容器フィルタベント系 系統概略図

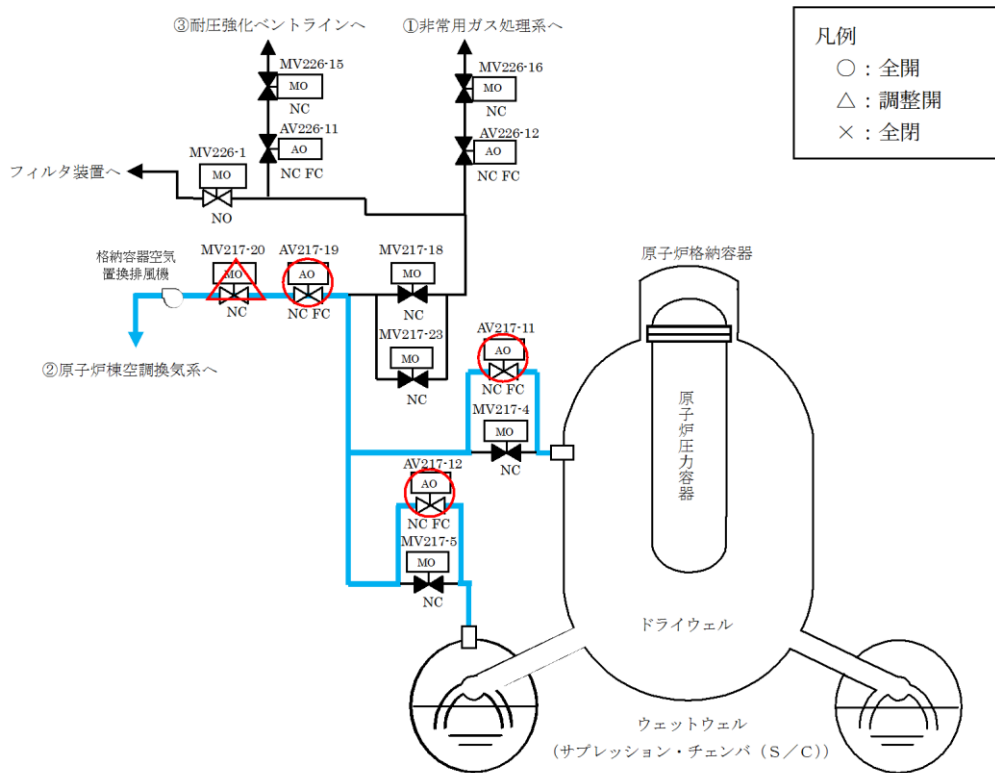


図 14 通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

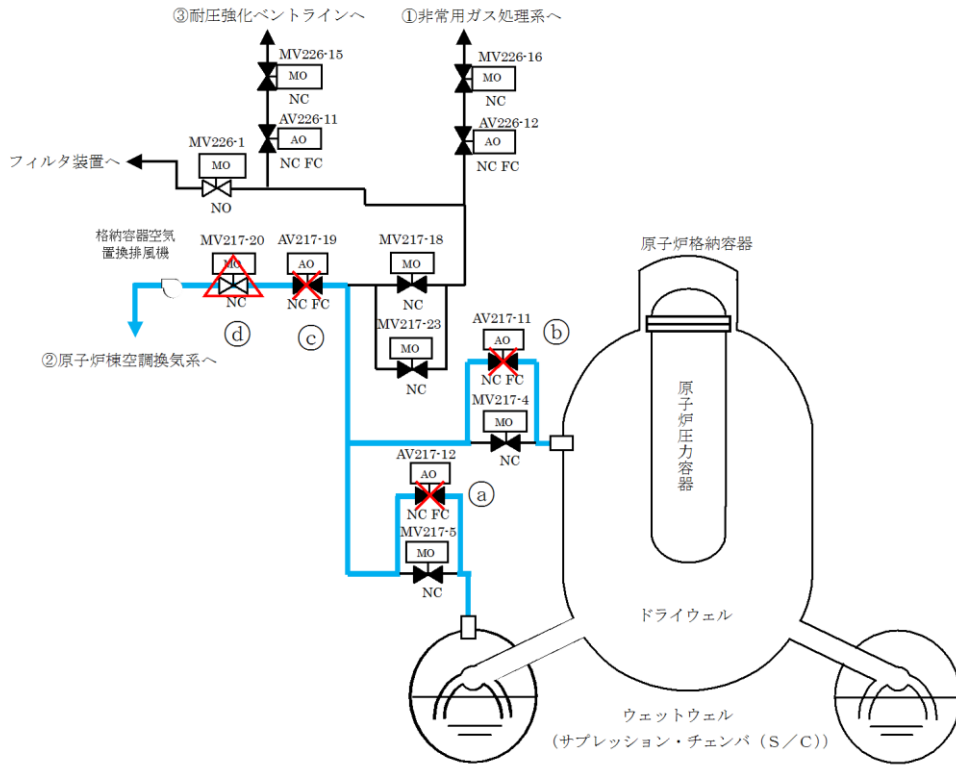


図 15 格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の
系統構成

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。

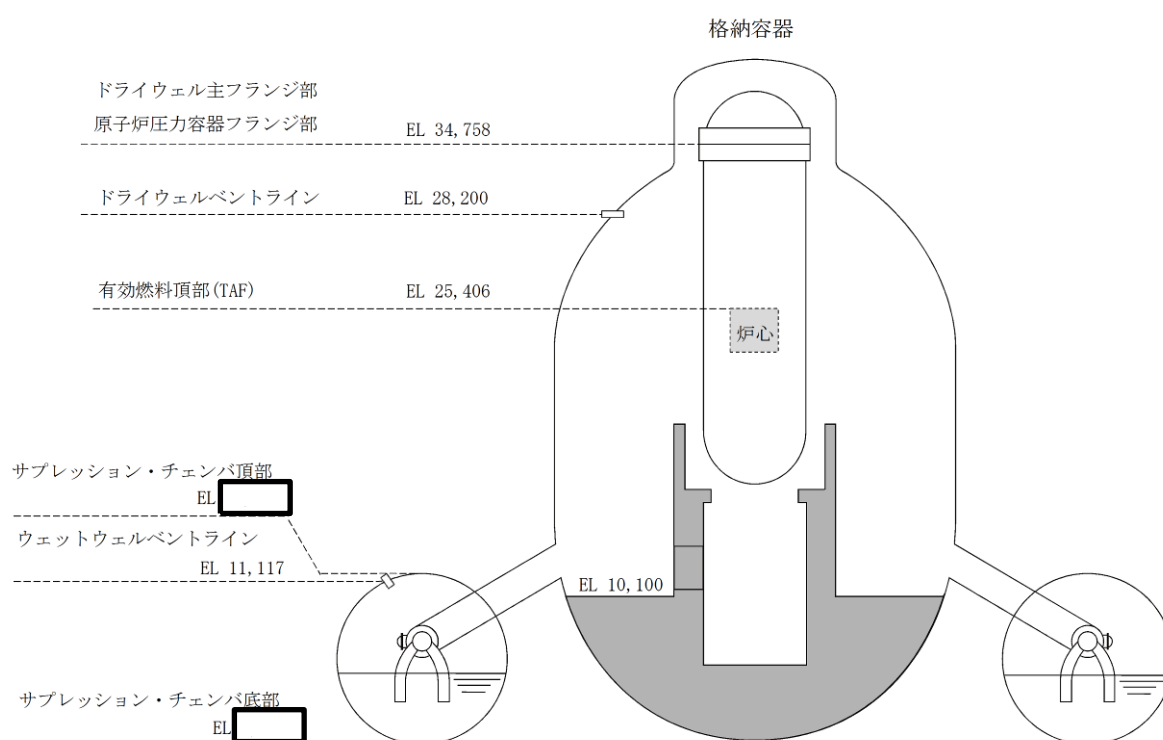


図16 格納容器の部位毎の高さ

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耐熱性能を有している。

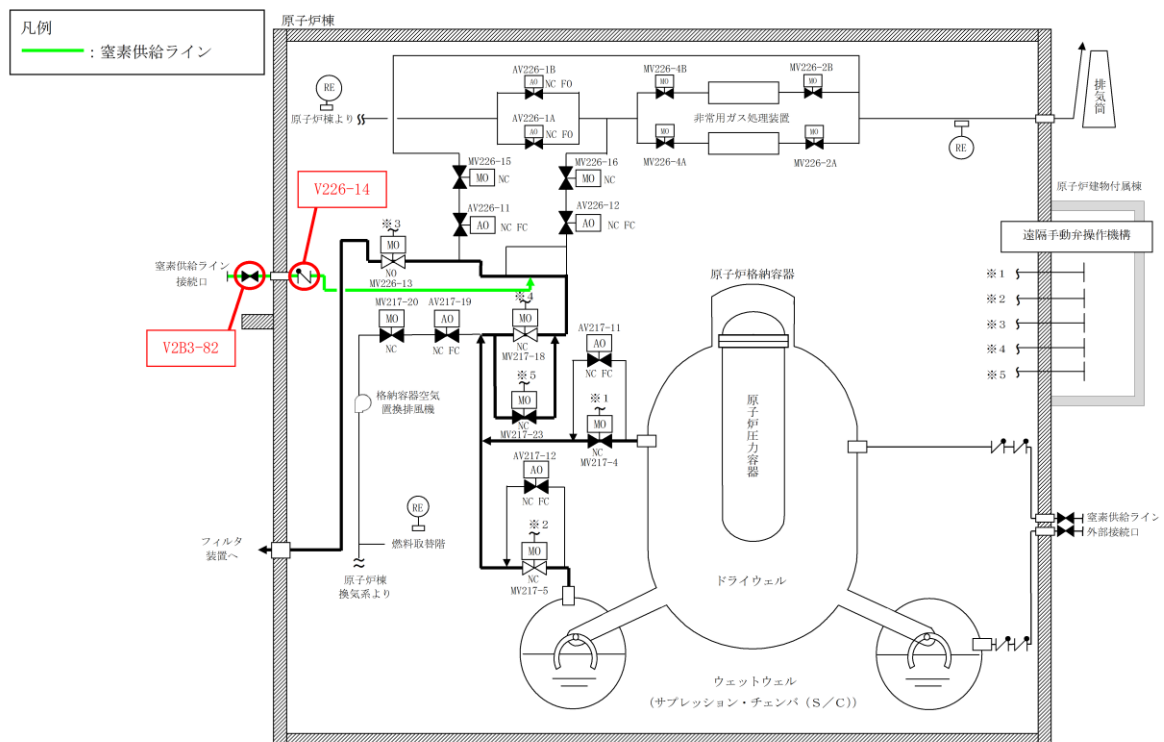


図1 窒素供給ライン 概略系統図

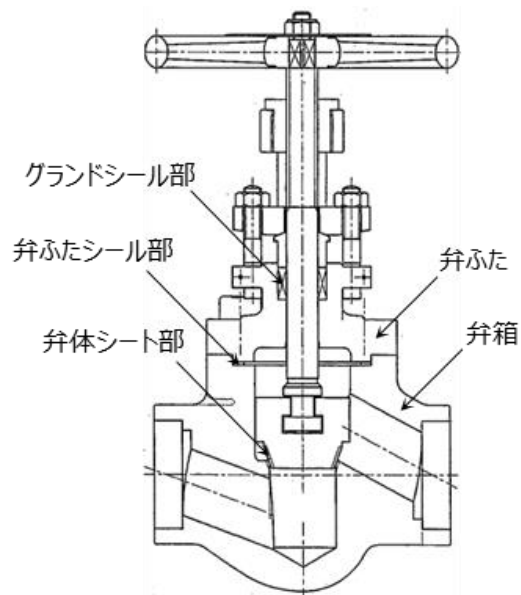


図2 手動弁 (V2B3-82) 構造図

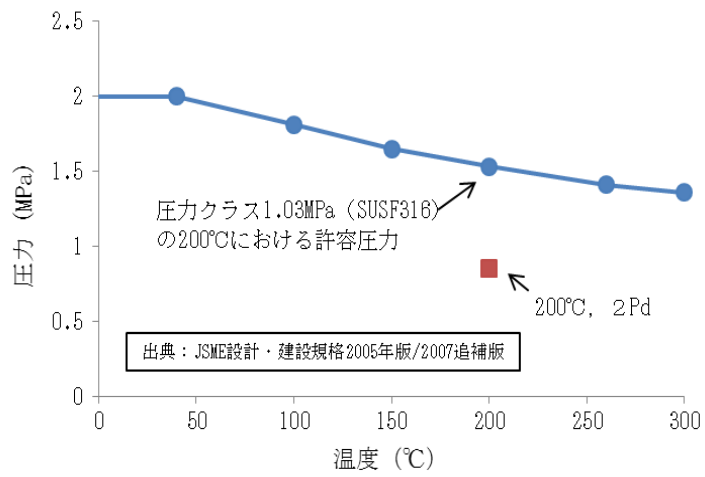


図3 圧力クラス 1.03MPa の温度－許容圧力線図

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30m程度の高低差があることから放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建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}

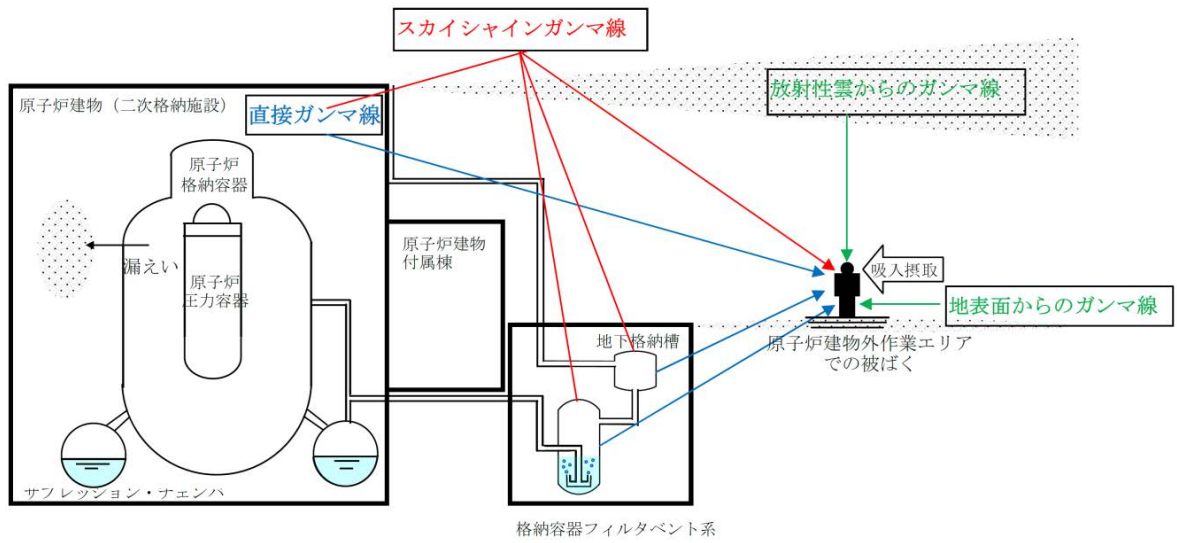


図1 被ばく経路概念図（屋外）

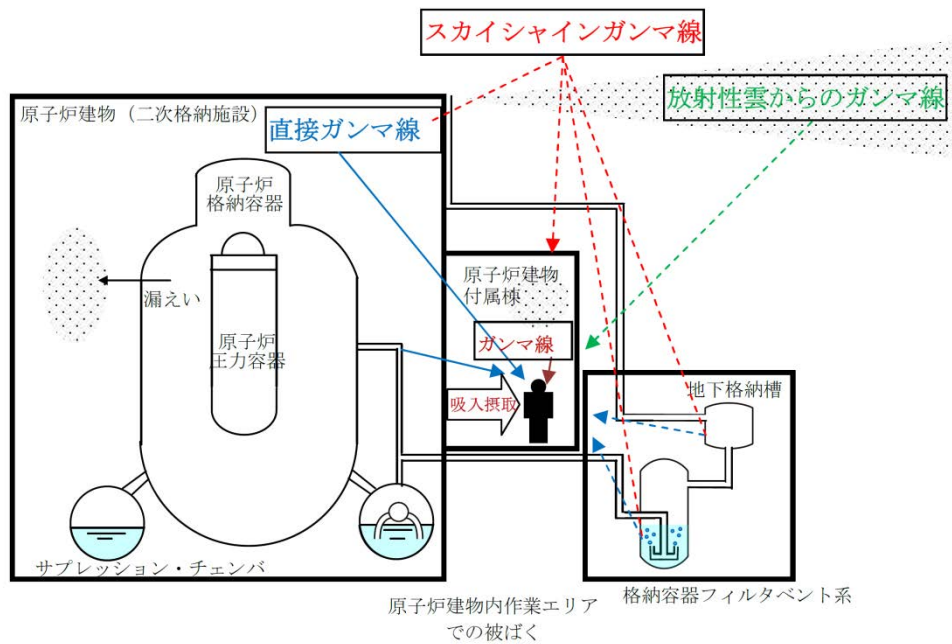


図2 被ばく経路概念図（屋内）

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。

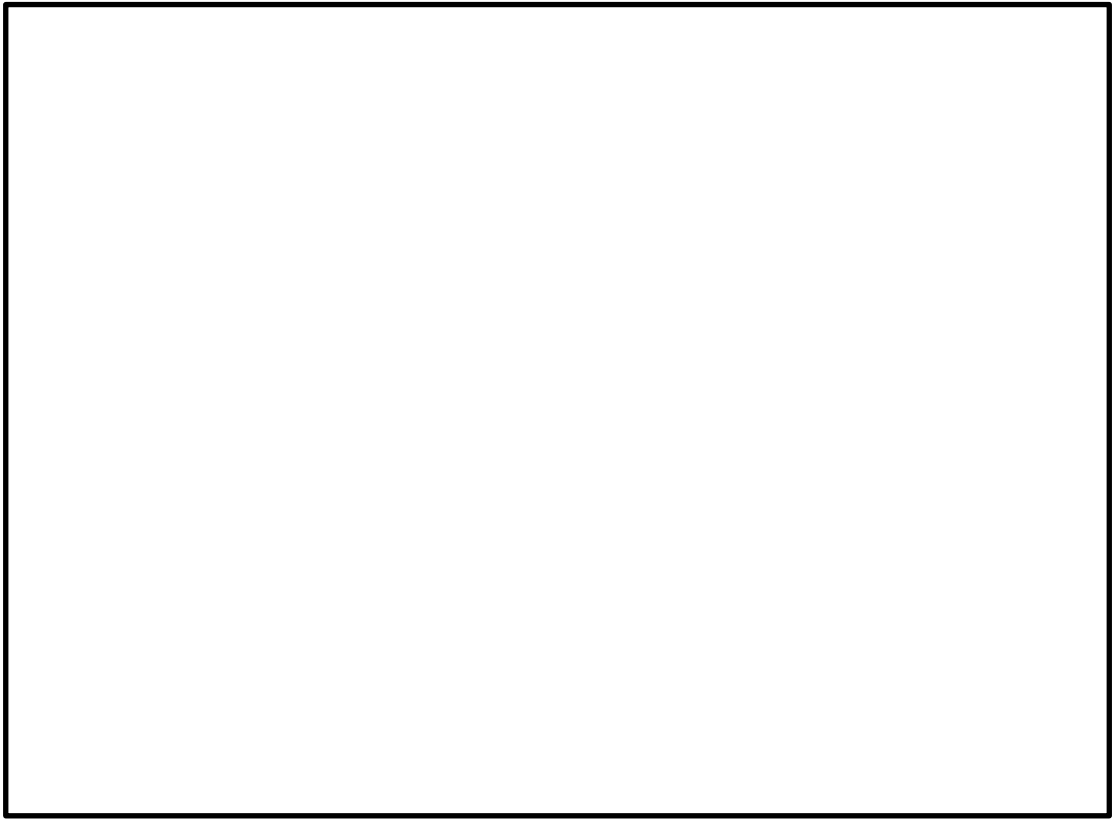


図3 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地下1階）

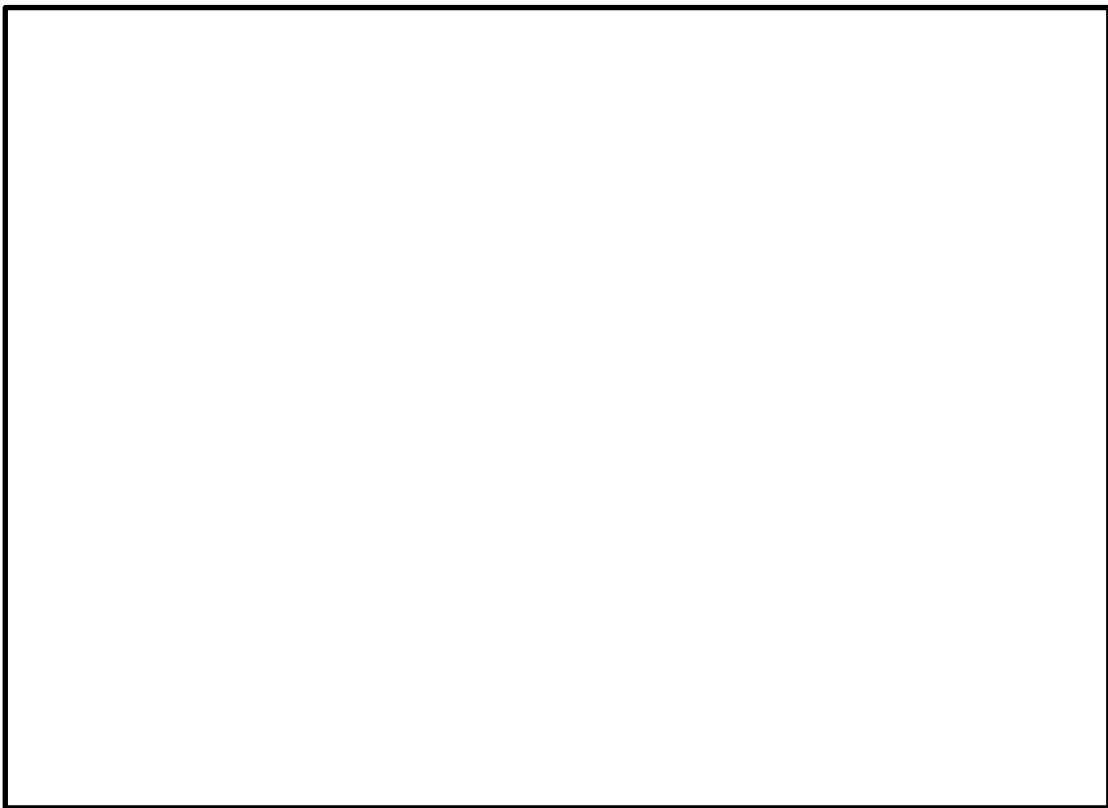


図4 第一隔離弁（W/Wベント）操作場所（原子炉建物地上1階）

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。

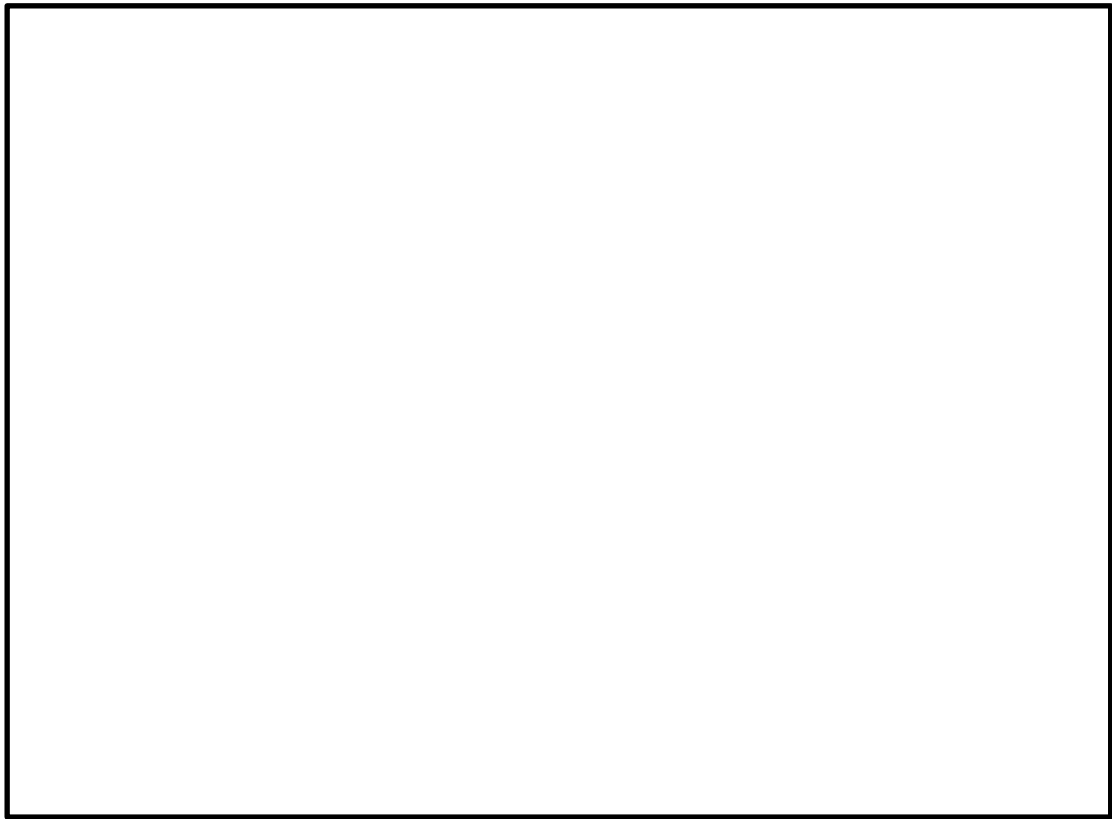


図5 第一隔離弁（D/Wベント）操作場所（原子炉建物地上2階）



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。

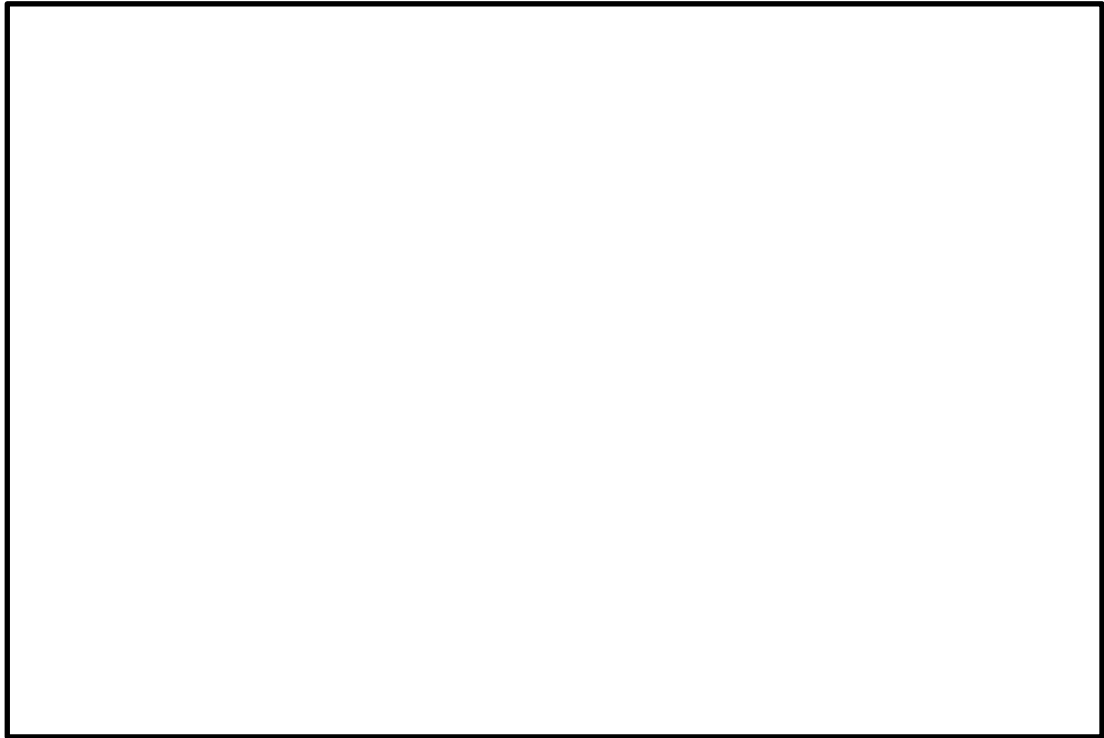


図7 第二隔離弁操作場所（原子炉建物地上3階）

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	4.2×10^{-4}
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 ^{※3}	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ^{※2}	1.4×10^0	1.3×10^{-3}
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
ベント管に付着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	4.6×10^{-6}	3.7×10^{-6}	— ^{※4}
S G T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	— ^{※4}	— ^{※4}	2.6×10^{-1}	4.8×10^{-2}	9.7×10^{-2}	— ^{※4}
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	4.2×10^0

※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 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。

※3 マスク着用（DF50）による防護効果を考慮する。

※4 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・スカイシャ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}	1.6×10^{-3}
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 ^{※3}	6.7×10^{-1}	7.4×10^{-1}	1.0×10^0	1.5×10^0 ^{※2}	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
ベント管に付着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	2.1×10^{-4}	1.7×10^{-4}	— ^{※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	— ^{※4}	— ^{※4}	2.7×10^{-1}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-1}	— ^{※4}
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	8.2×10^0

※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 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。

※3 マスク着用（DF50）による防護効果を考慮する。

※4 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/m²]
 $x/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 [s/m³]
 Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 [1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times \text{Pri}_i^{0.8}$ 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 1.7×10^{-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) 未満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 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エ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 未満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。

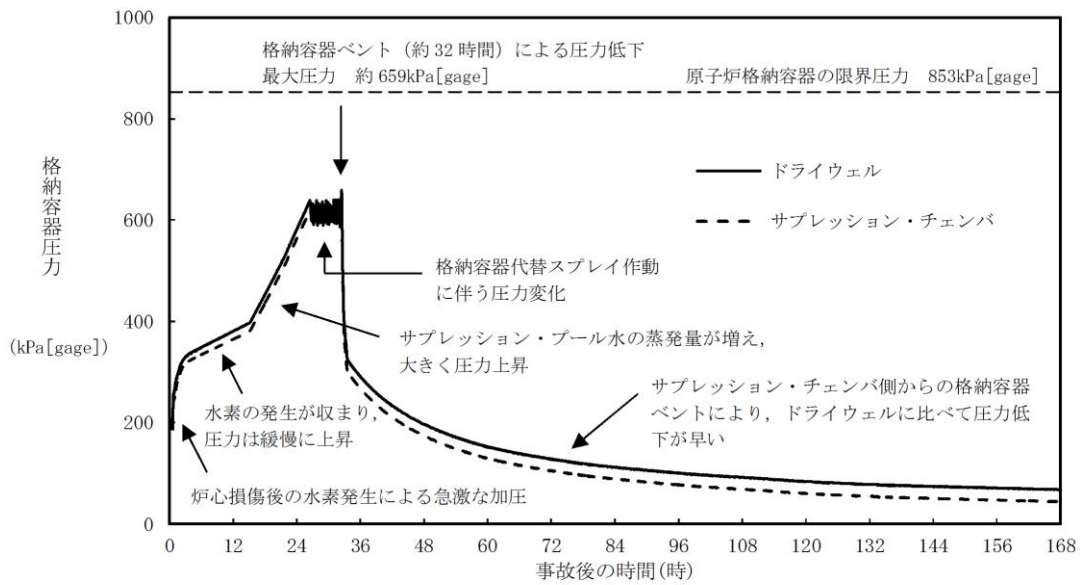


図1 大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失時における格納容器圧力の推移

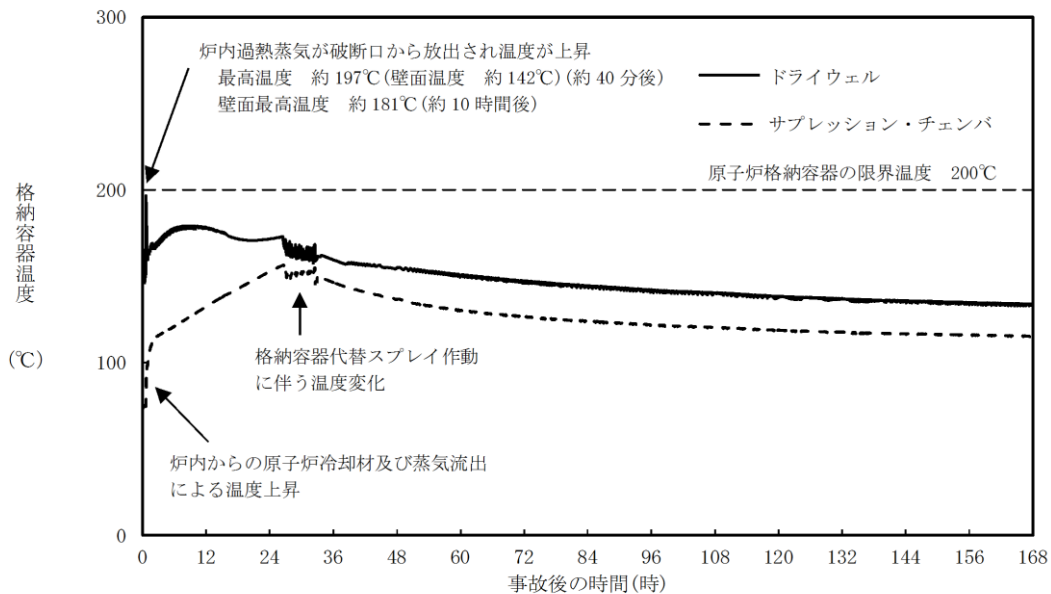


図2 大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失時における格納容器温度の推移

(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°C) 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（η = 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。

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。

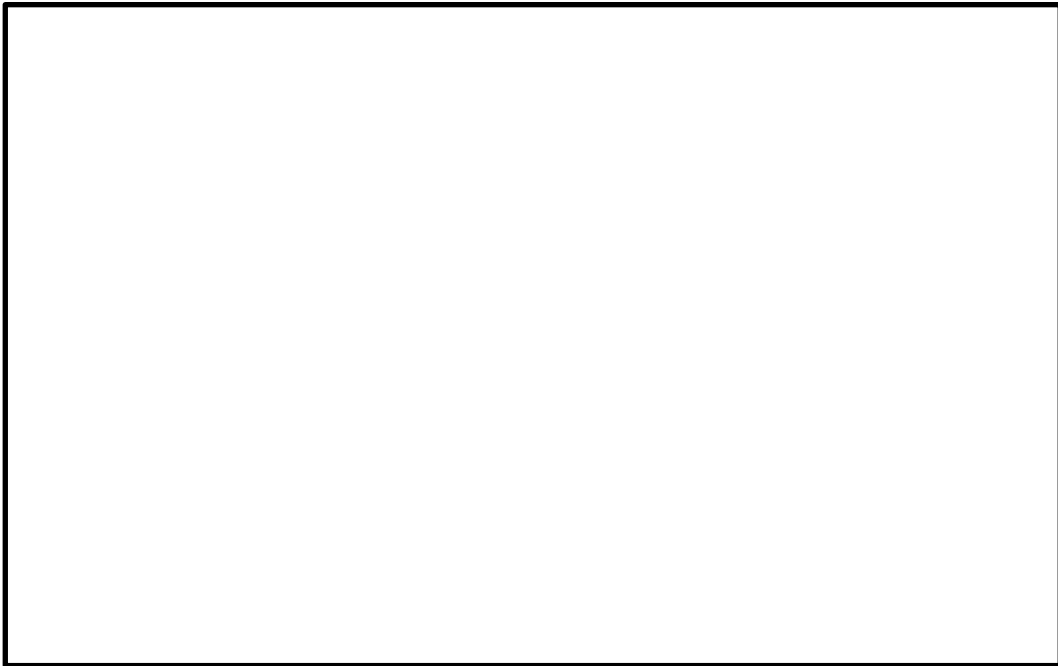


図1 スクラバ容器（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果
(2) 系統流量（ベントガス流量）

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 4 27kPa[gage]（1 Pd）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 ($2436 \times 10^3 \text{kW}$)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ° ($2750.55 \text{kJ/kg @ 1 Pd}$)

h_w : 飽和水の比エンタルピ° ($251.15 \text{kJ/kg @ } 60^\circ\text{C}^{*1}$)

※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 9.8kg/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 370kW に設定している。

NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に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】

$$\begin{aligned} &= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \\ &\quad \times \text{【②FP の格納容器への放出割合】} \\ &\quad \div \text{【③格納容器内の DF】} \\ &\quad \times \text{【④スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】} \end{aligned}$$

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 に基づき、サブレー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。

《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”

(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（参考図書1）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+SB0+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 ドライウェルベントの場合で約 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。

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 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. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants
Feb. 1995

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) 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。

$$\Delta P = \boxed{} \quad (1)$$
$$v = \boxed{} \quad (2)$$
$$= \boxed{}$$
$$= \boxed{} \text{ [m/s]}$$

ここで、 P_i 、 P_o 、 ρ は以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.953 \text{ MPa [abs]}$

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 MPa [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。

■ $P_o = 0.10 \text{ MPa [abs]}$

P_o は噴射出口の圧力であり、保守的に大気圧である 0.10 MPa [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、 1000 kg/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。

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

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

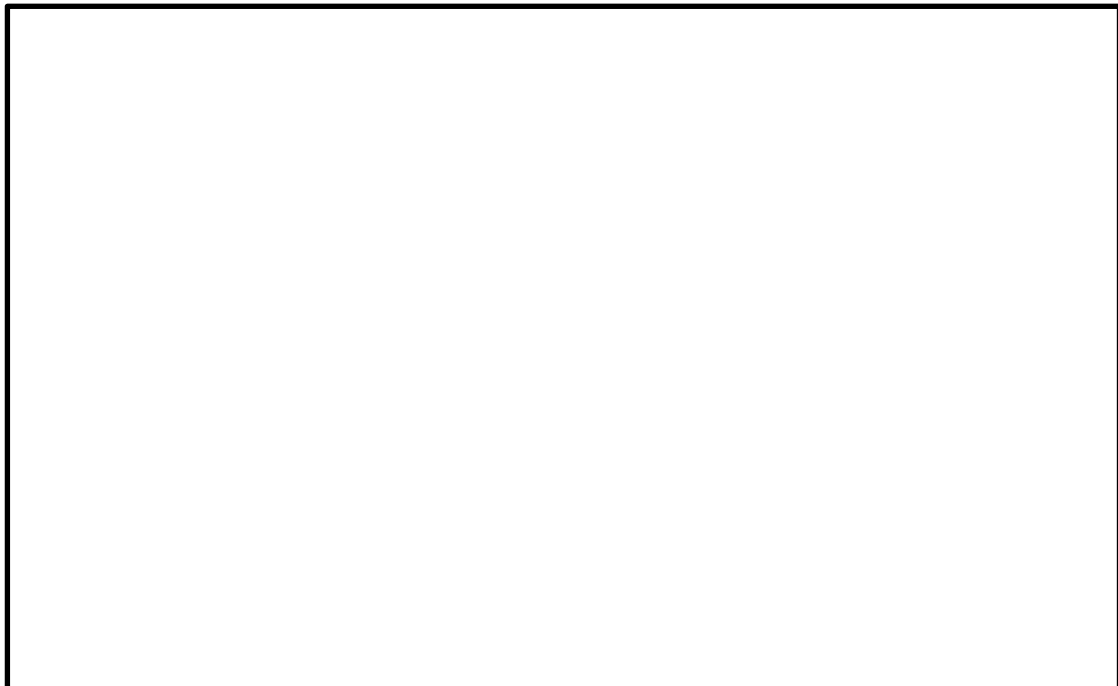


図 1 スクラバ容器 内部配管 モデル範囲及び応力評価部位

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

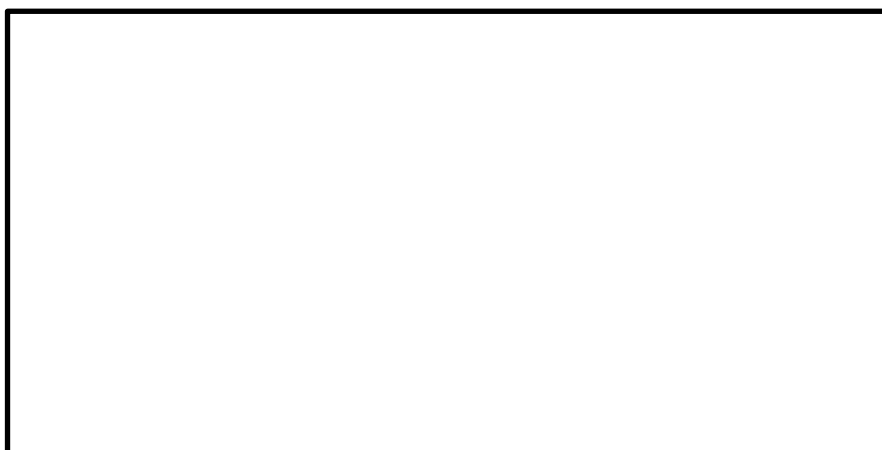


図3 内部配管 シェルモデル

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2) 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°C、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°C、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°C（ドライウェル）、104°C（サブプレッション・チェンバ）427kPa[gage]（窒素ガス制御系）と 66°C、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°C、853kPa[gage]）で機能を確保できることを確認している。

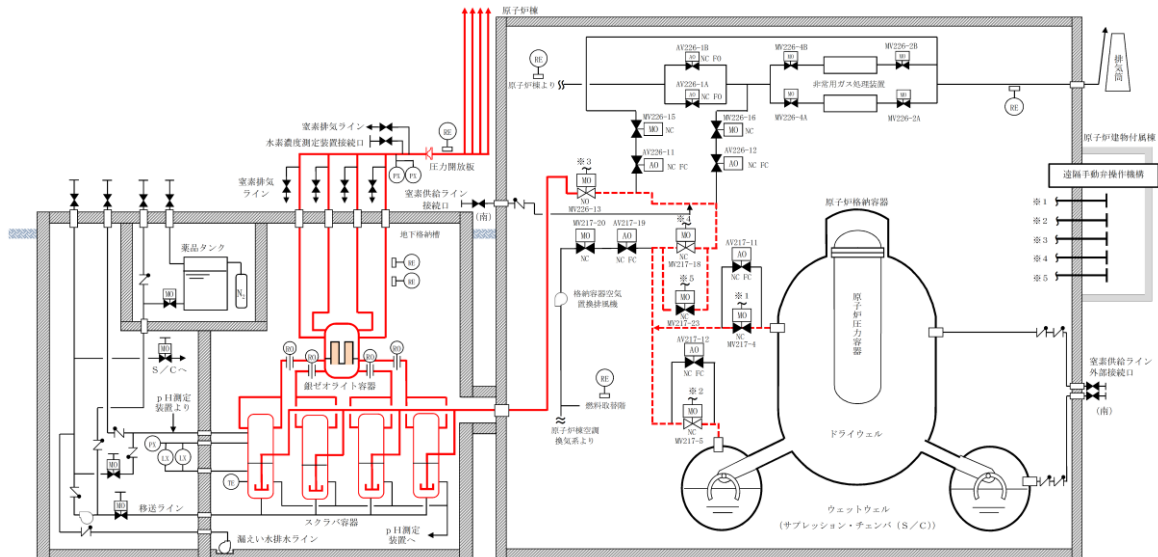


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図

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S/C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S/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く約 3kg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
S/C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 (I₂) 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 (I₂) の量 = (g)
- ・無機よう素 (I₂) 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 (Nm³/h)
- ・窒素ガス比熱 = 1040 (J/kg・°C)
- ・窒素ガス密度 = 1.25 (kg/Nm³)

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 (I₂) 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。

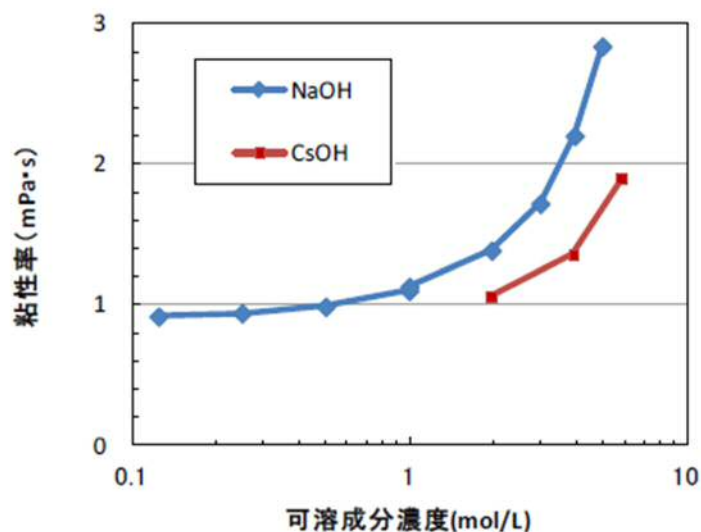


図1 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

(NaOH：参考図書1、3，CsOH：参考図書3)

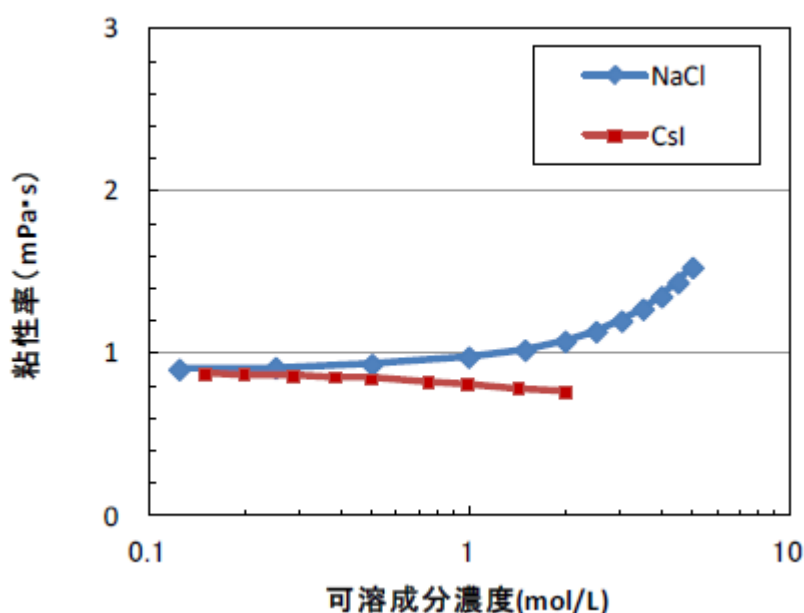


図2 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書4, CsI : 参考図書5)

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)。

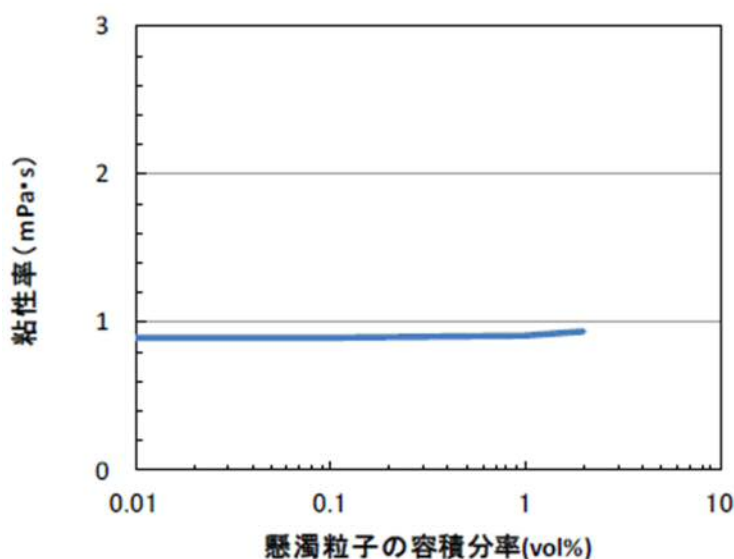


図3 懸濁粒子が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

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。

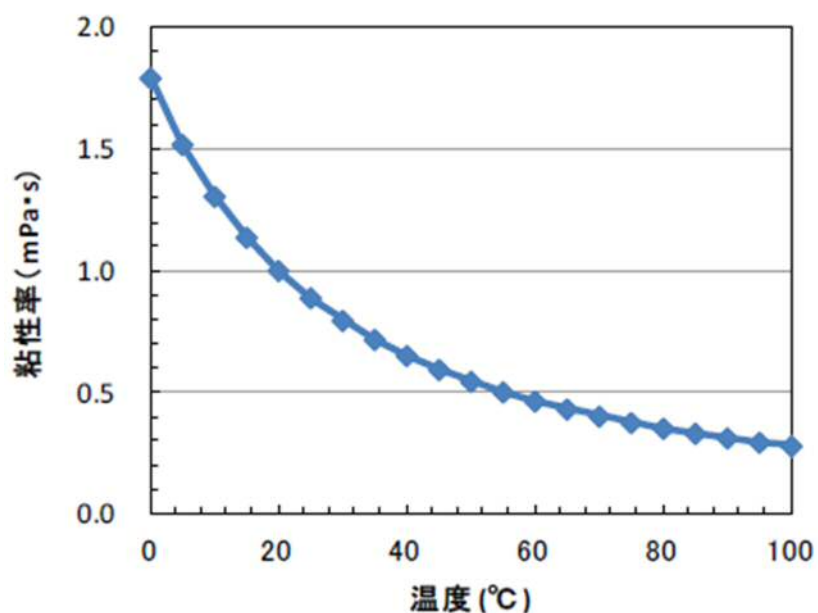


図4 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書 1)

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。

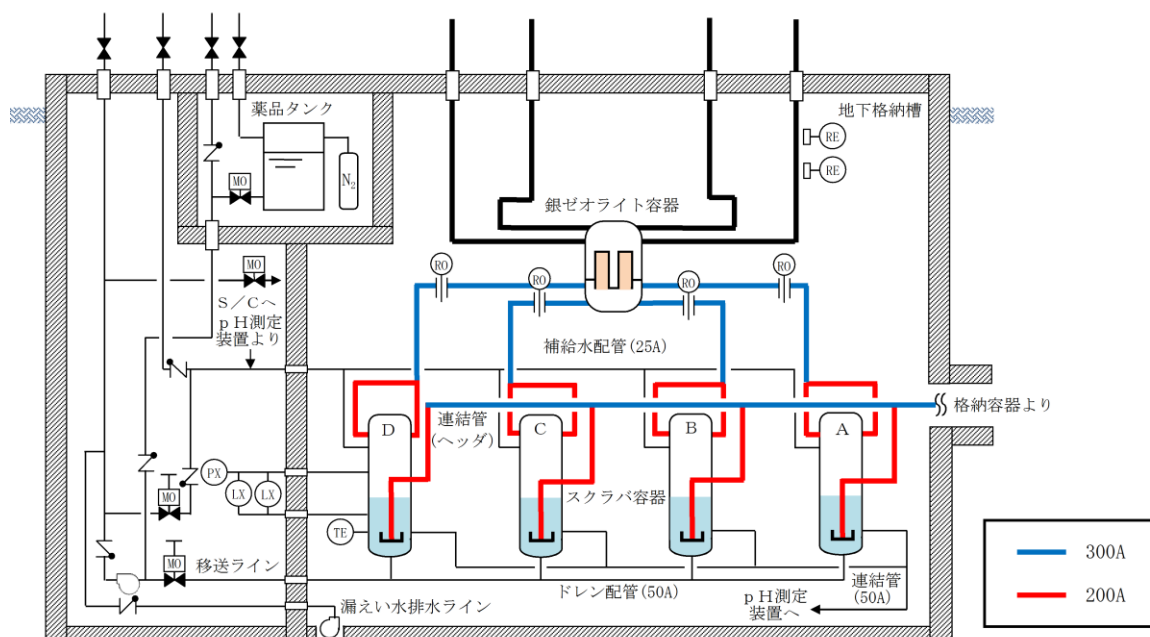


図1 フィルタ装置廻り系統概要図

(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（ヘッド）、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格納槽内に区画された一つのエリアに設置し、格納槽の躯体により遮蔽しているため、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。

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 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)				

(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。

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) 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、スクラビング水の水量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。

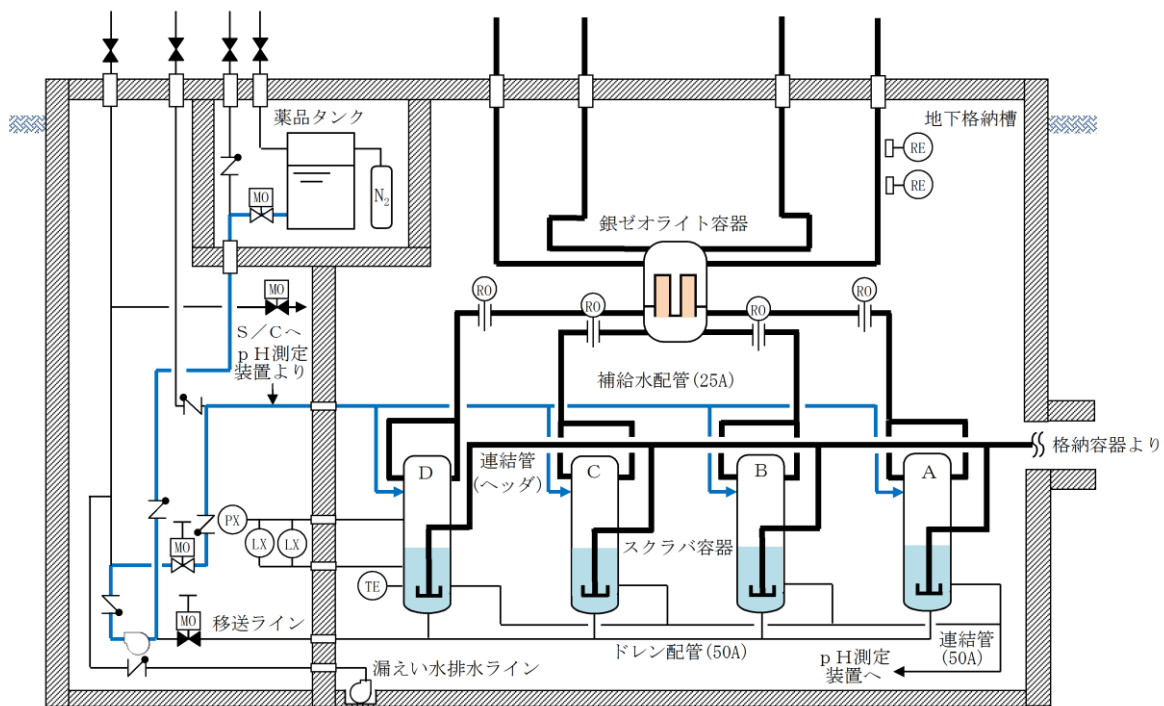


図2 フィルタ装置廻り系統概要図（補給時）

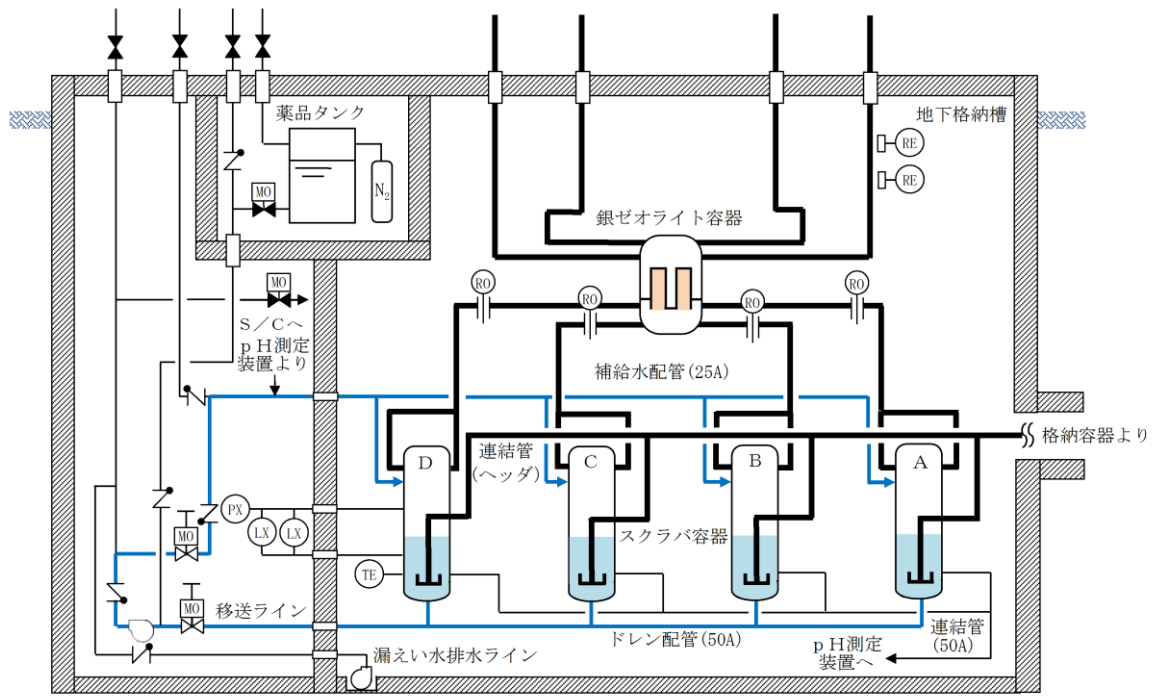


図3 フィルタ装置廻り系統概要図（循環運転時）

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

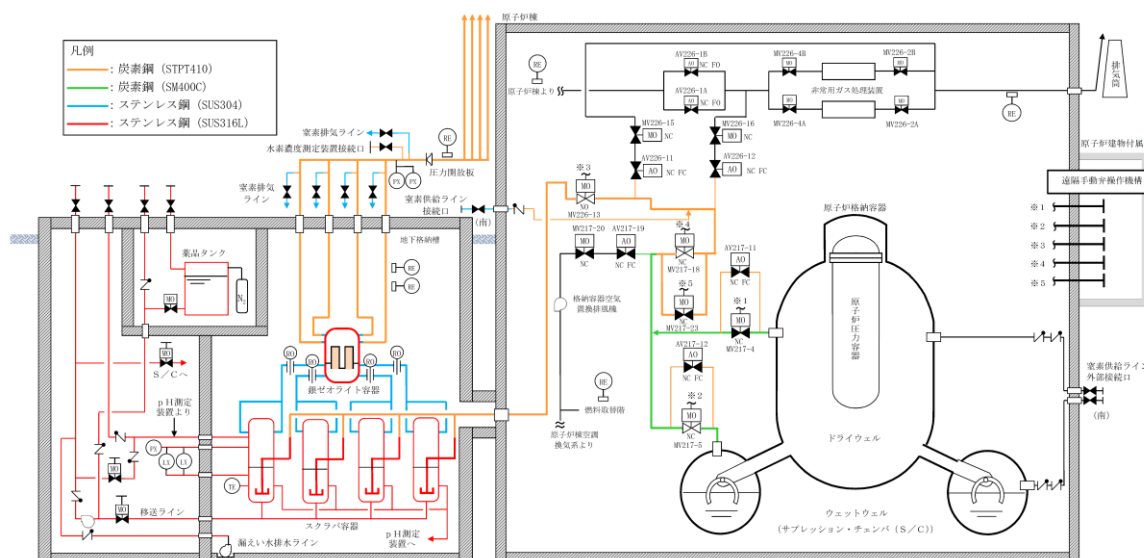


図1 格納容器フィルタベント系の材料範囲図

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。

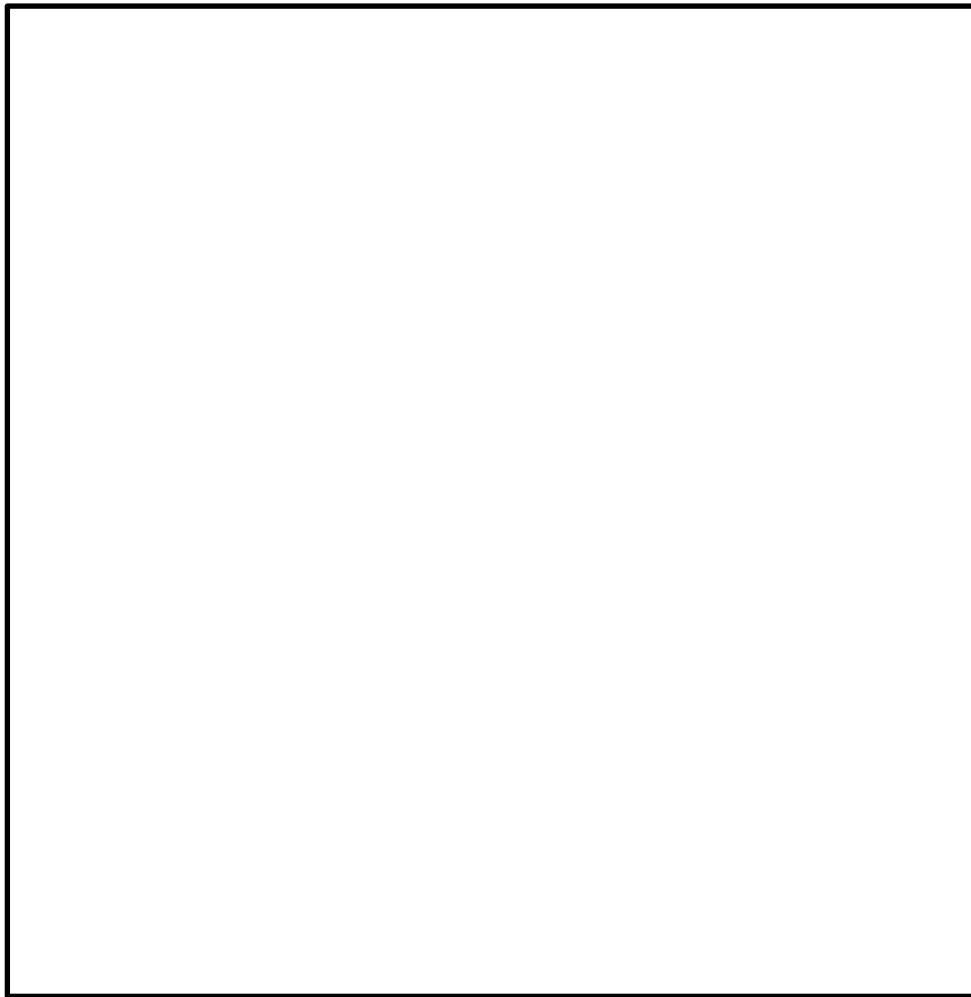


図2 スクラバ容器の構造概略図

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。

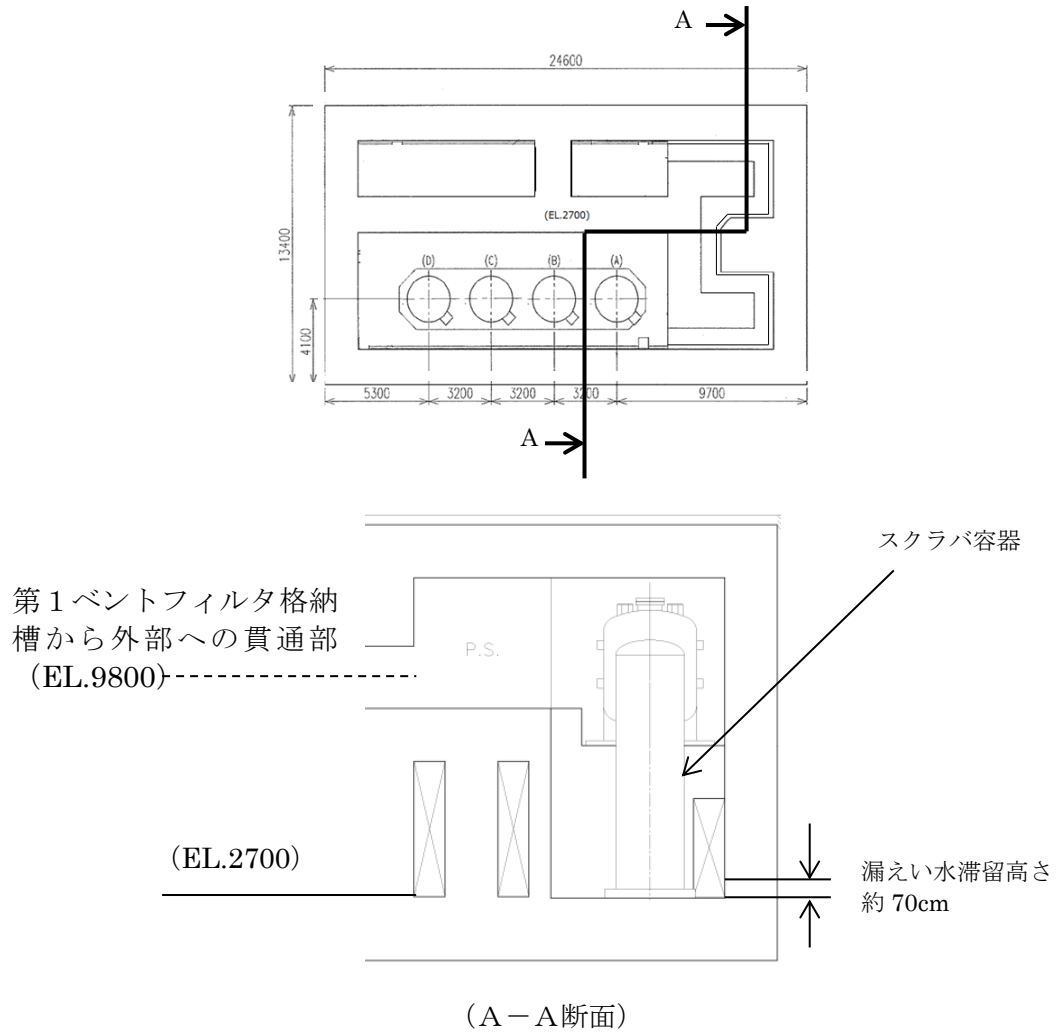


図3 第1ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と漏えい水の高さの関係

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。
			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。
	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	地下の第1ベントフィルタ格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
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（JIS）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、スクラビング水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないようスクラビング水を格納容器へ移送する。

また、スクラバ容器下流側に設置する銀ゼオライト容器において、ゼオライトからのよう素の脱離反応は、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ため、スクラビング水を格納容器へ移送し、気中保管することにより、スクラビング水の放射線分解に伴う水素が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。なお、長期的には、銀ゼオライトに捕捉したガス状放射性よう素が十分減衰するため、スクラバ容器内面に付着した放射性物質が環境に放出することを防止することを目的に、スクラバ容器を待機状態の水位まで水張りする。

また、「別紙 36」に記載のとおり、スクラバ容器内の金属フィルタは、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。

【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。

よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 38」に記載のとおり、ゼオライトからのよう素の脱離反応は、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が、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、スクラビング水の放射線分解に伴う水素が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は、周囲への放熱によって十分冷却されるため、銀ゼオライトフィルタの過熱による放射性物質の再揮発は生じないことを確認している。

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。

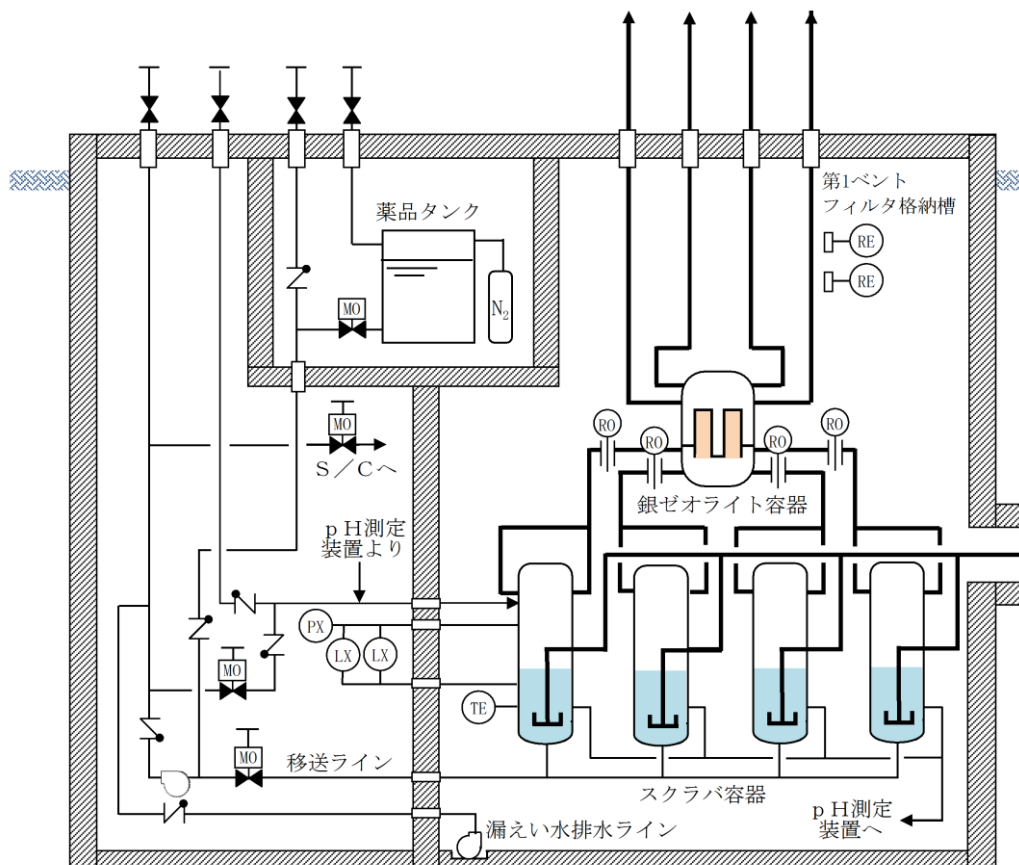


図1 排水設備の構成

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。

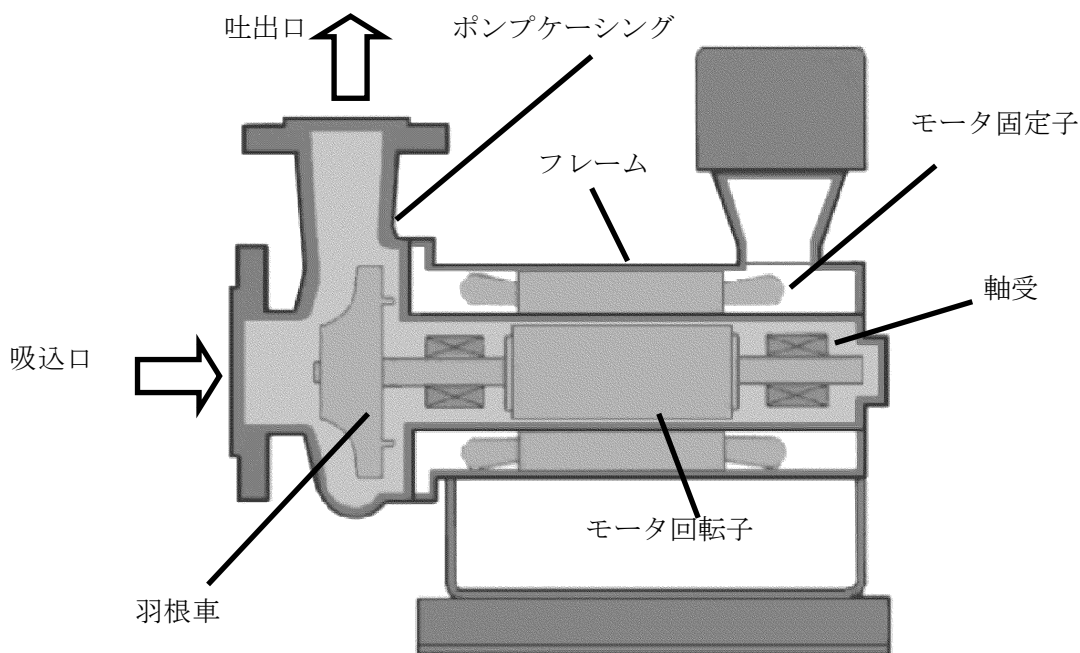


図2 一般的なキャンドポンプの構造

(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造となっており、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に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）

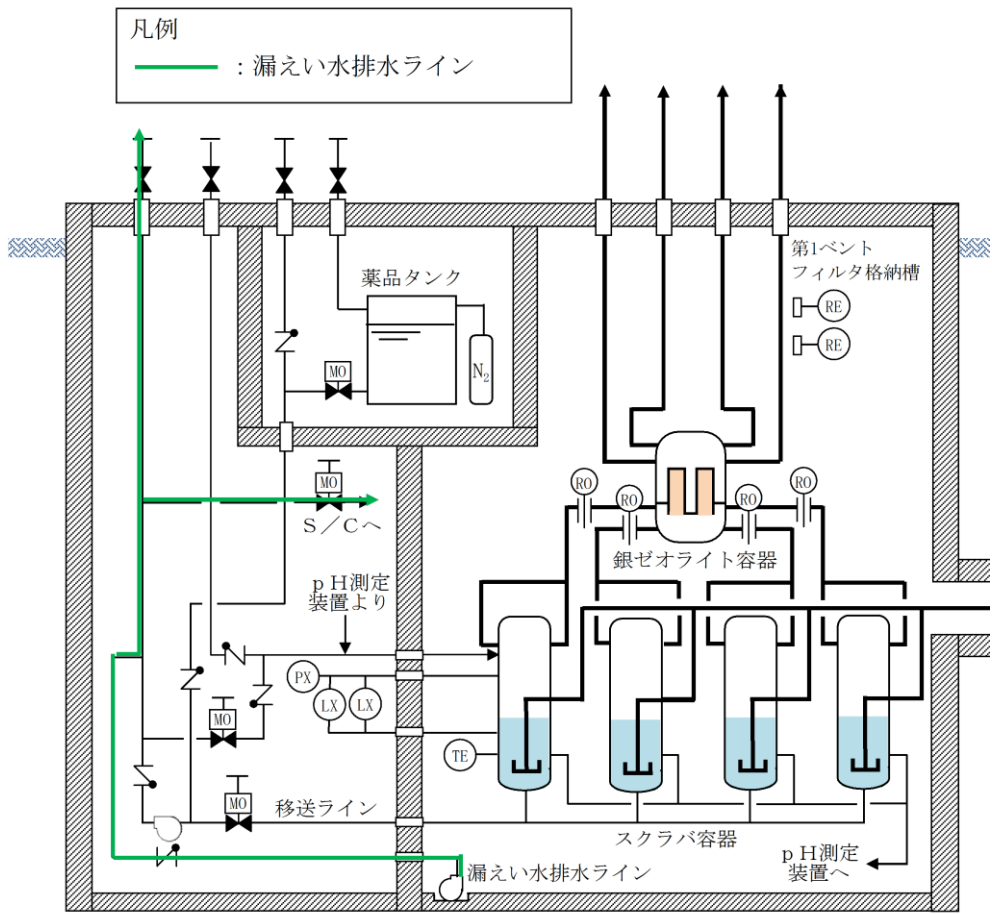
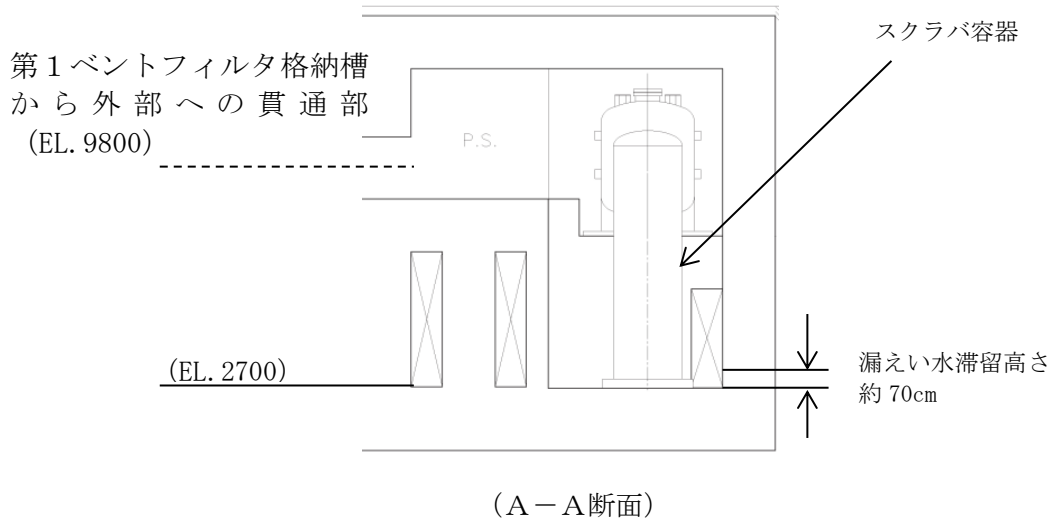
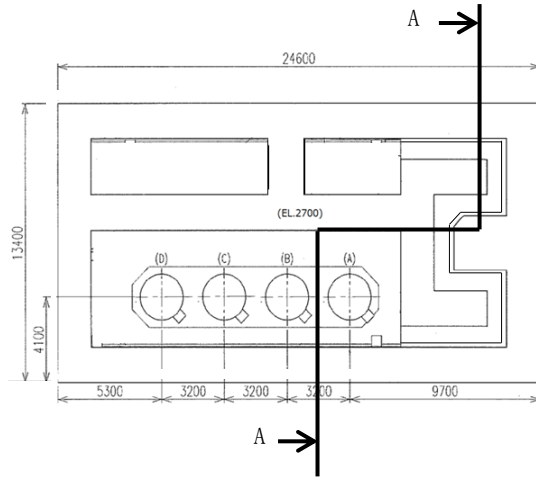


図3 排水設備系統概略図



(A-A断面)
 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

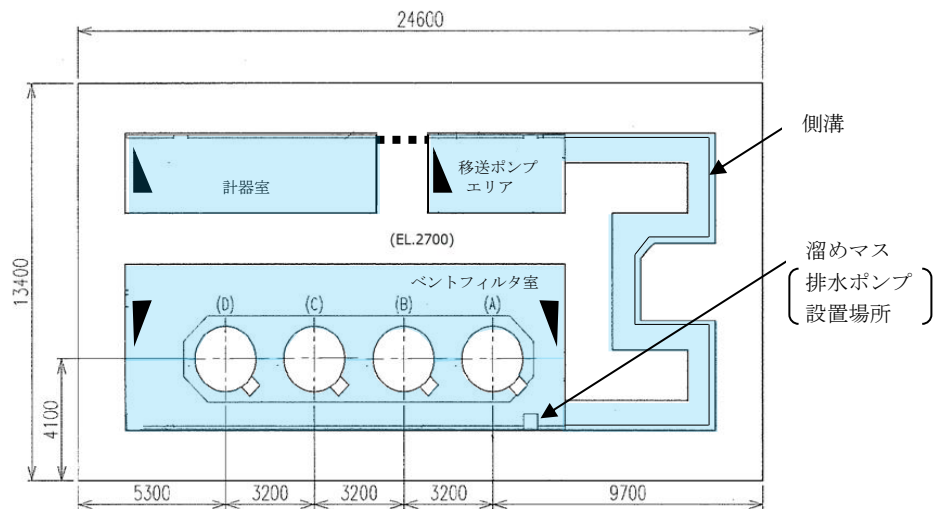


図5 第1ベントフィルタ格納槽での想定漏えい範囲図

(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。

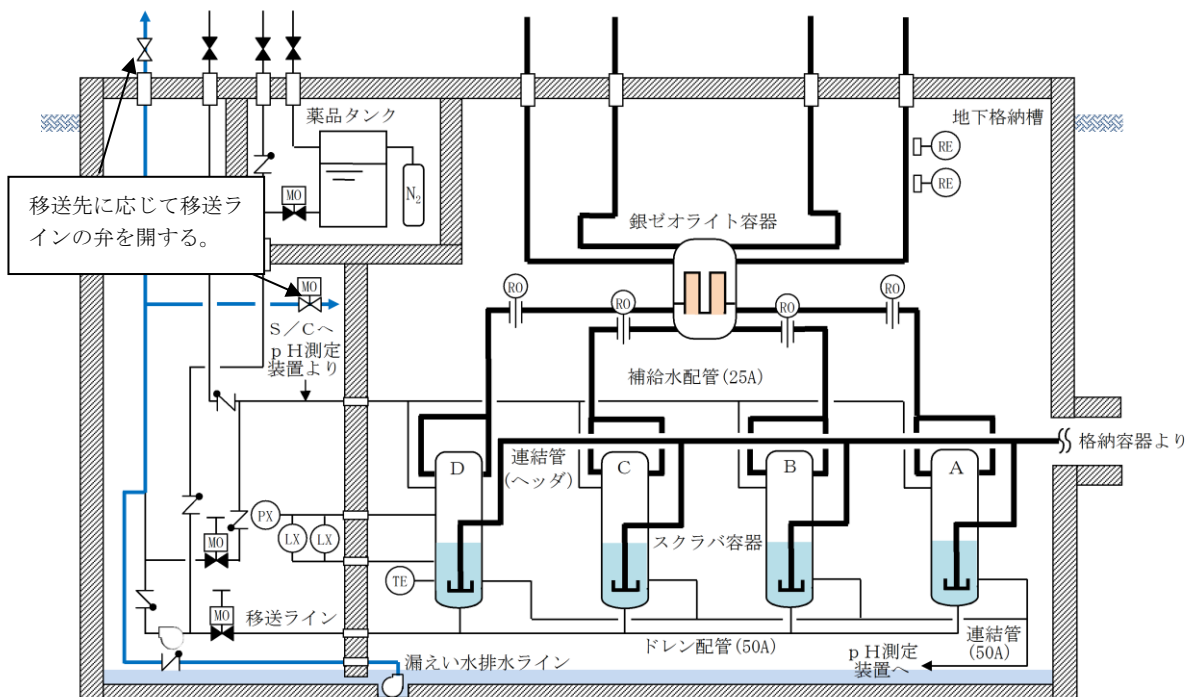


図6 ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図

(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。

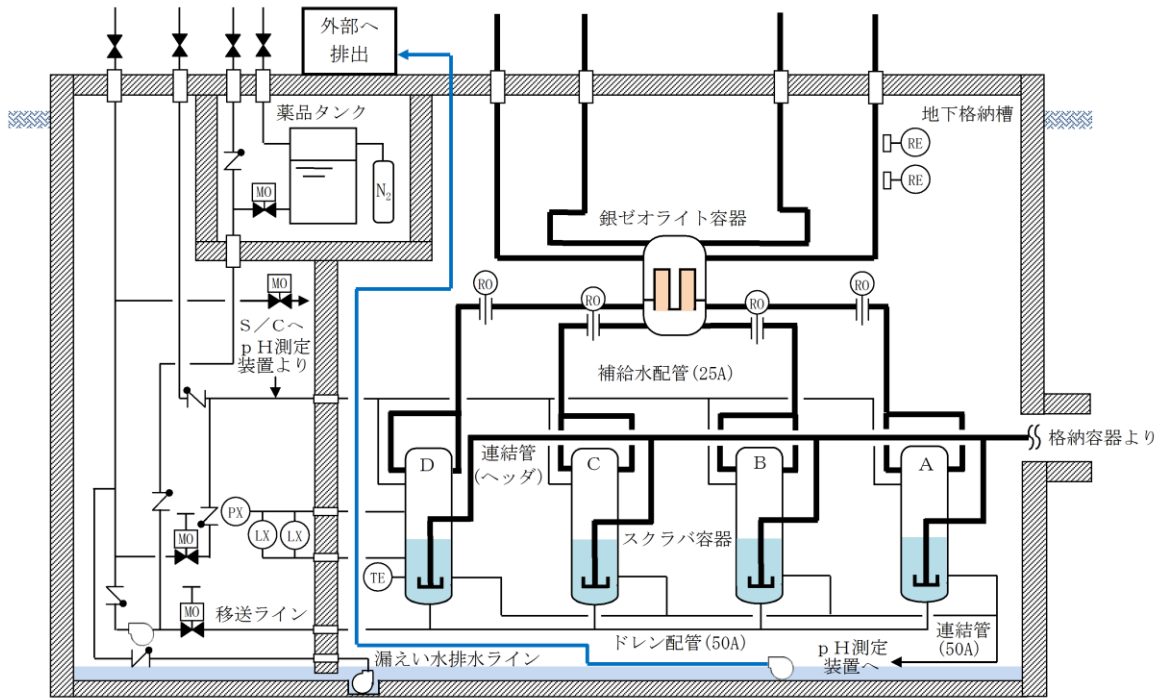


図7 ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図

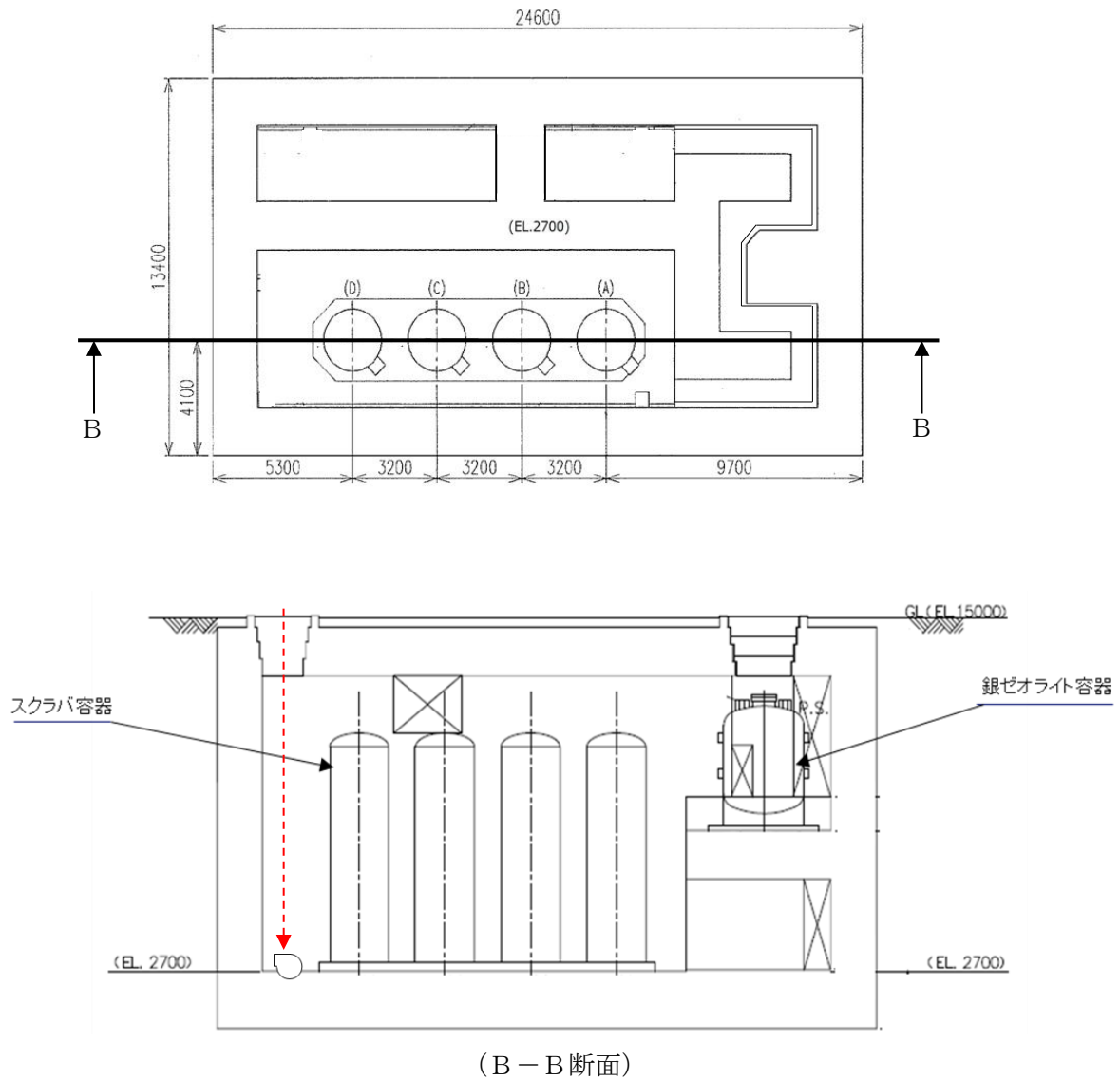


図8 ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図

第1ベントフィルタ格納槽周辺の地下水については、原子炉建物西側に設置しているサブドレンピットに集約され、水中ポンプにより2号放水槽から放出される。サブドレンピット配置図（平面図）を図9に示す。

図10に示すとおりサブドレンピットは、原子炉建物よりも低い位置で地下水を処理する構造としており、原子炉建物よりも高い位置にある第1ベントフィルタ格納槽に地下水が流入することはない。

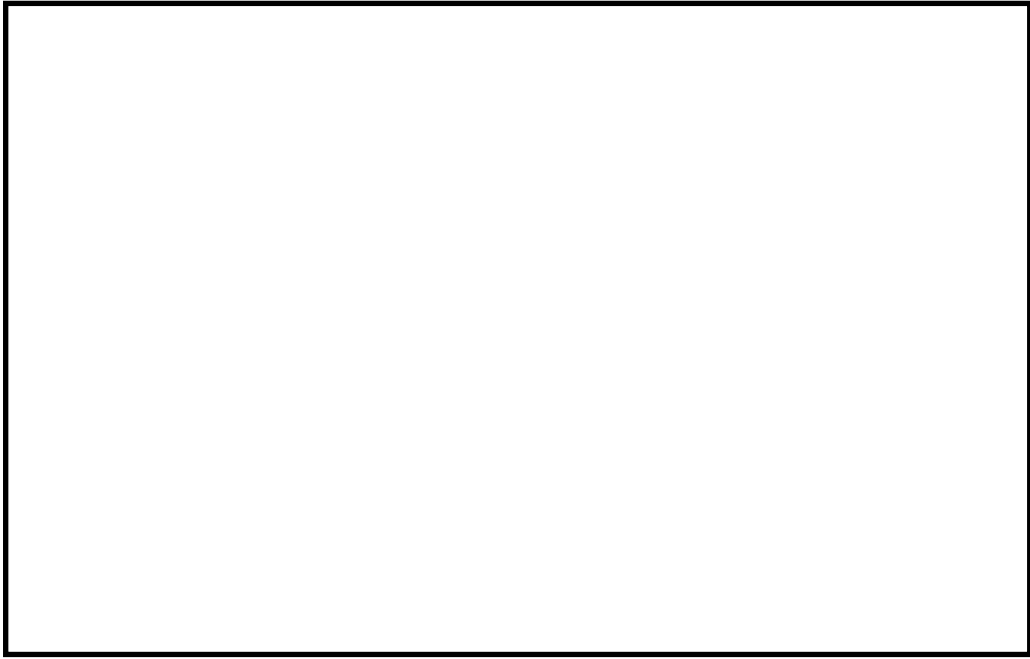


図9 サブドレンピット配置図（平面図）

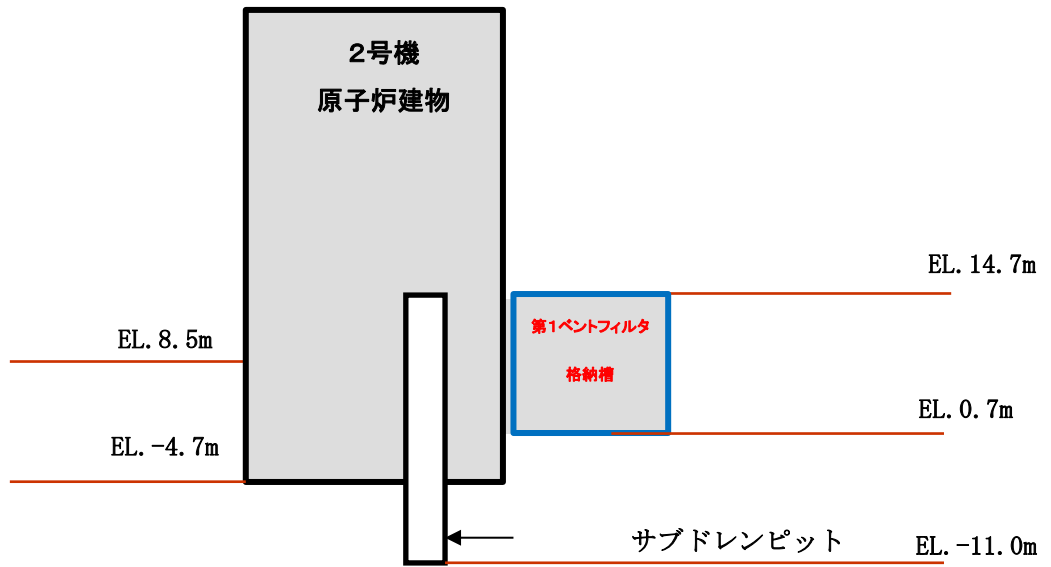


図10 サブドレンピット配置図（断面図）

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。

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。

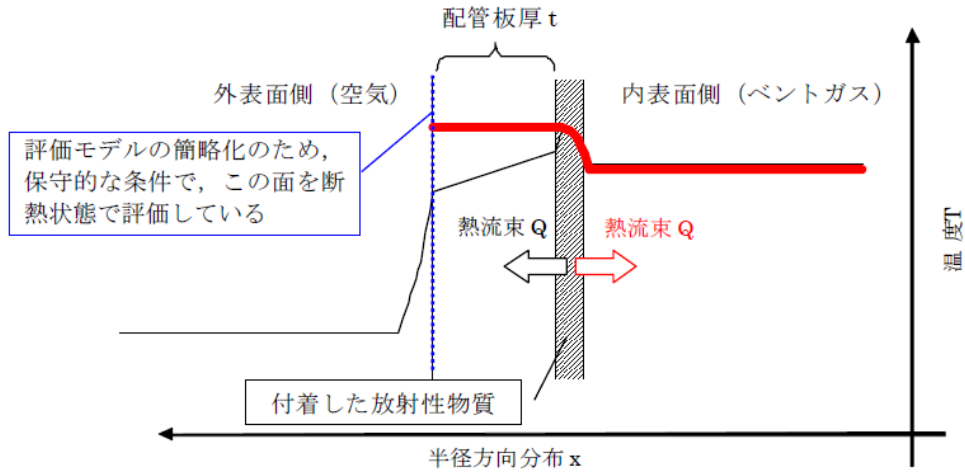
【ケース2】

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。

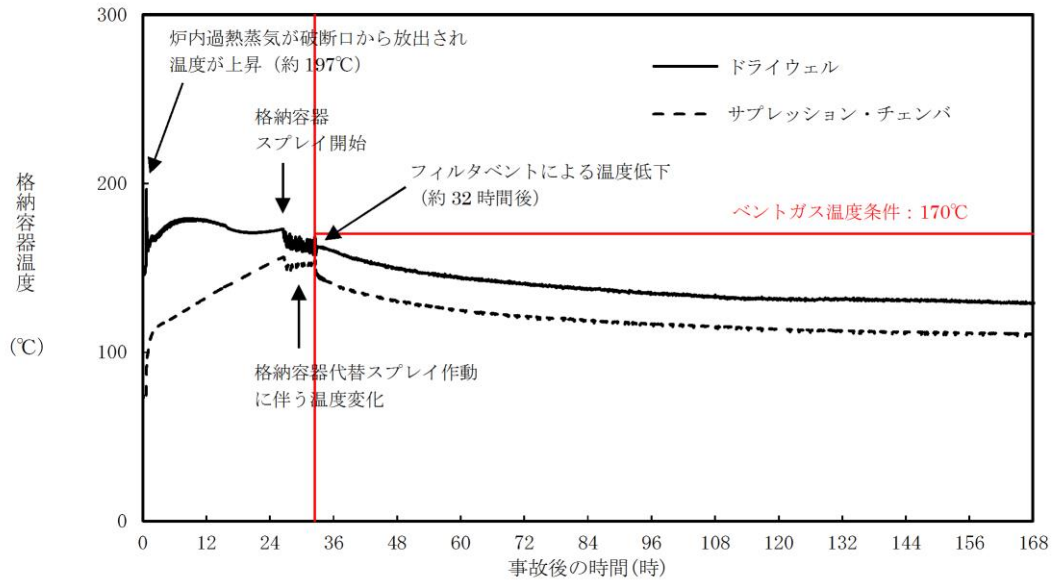


図2 格納容器内温度推移
(大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失シナリオ, 32hr 後 D/W ベント)

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))

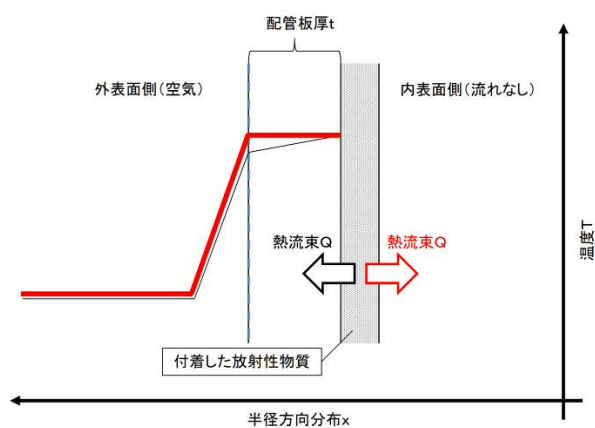
これより、配管内面の温度上昇は 0.04°C 程度であると評価できる。ベントガスの温度は 170°C 程度であることから、蒸気の温度上昇分を考慮しても、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200°C を下回っているため、配管の健全性に影響を与えることはない。

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	8.7kW
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	9.3W/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。

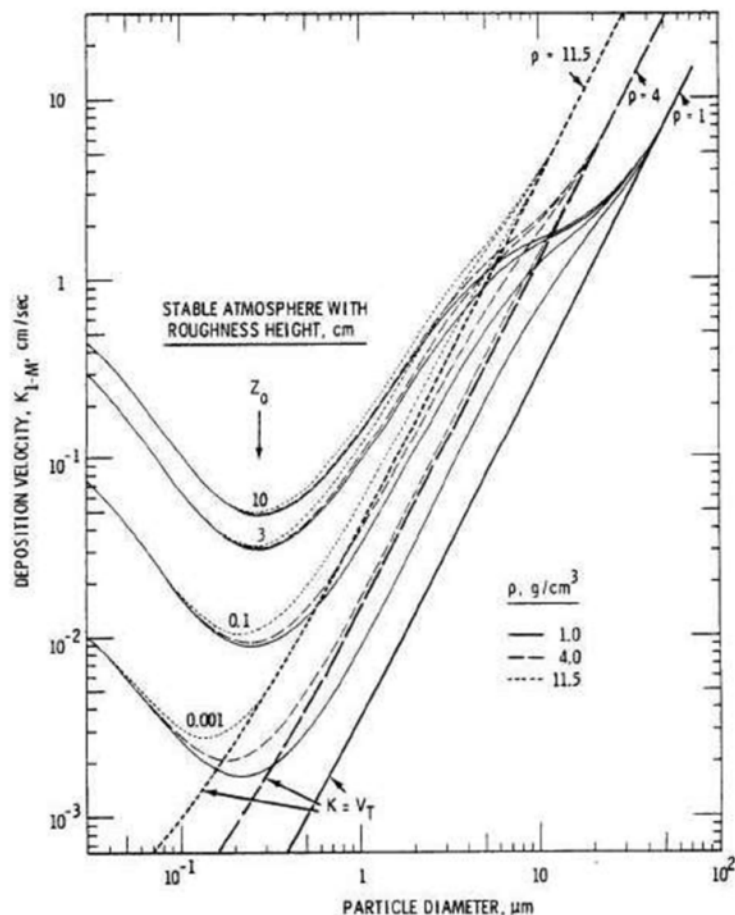


図1 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

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。

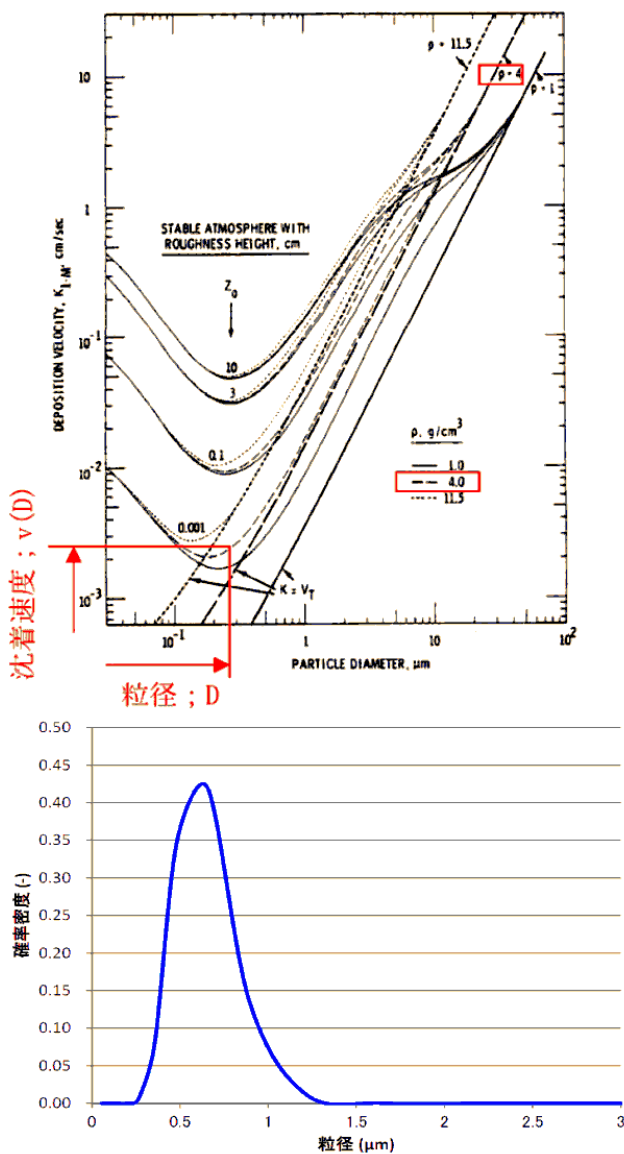
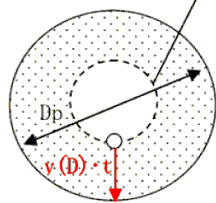


図2 沈着割合評価の考え方(1/2)

図1に基づき、粒径分布の確率密度(P(D))を算出する。

別紙48（参考1図2）に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。

次頁に続く



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 $(A = \pi \left(\left(\frac{D_p}{2} \right)^2 - \left(\left(\frac{D_p}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2 \right))$ にあるエアロゾル量の総和となる。

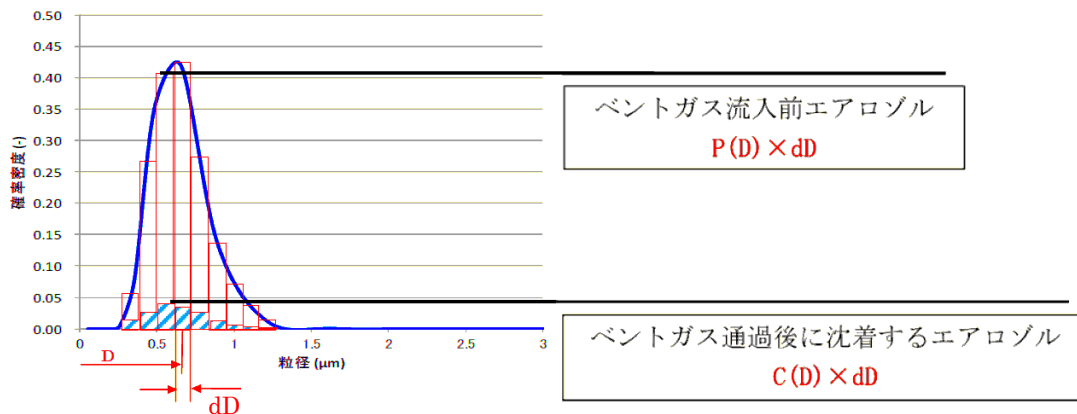


図2 沈着割合評価の考え方 (2/2)

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。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{D_p}{2} \right)^2 - \pi \left(\left(\frac{D_p}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{D_p}{2} \right)^2 - \left(\left(\frac{D_p}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{D_p}{2} \right)^2} \right)$$

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。

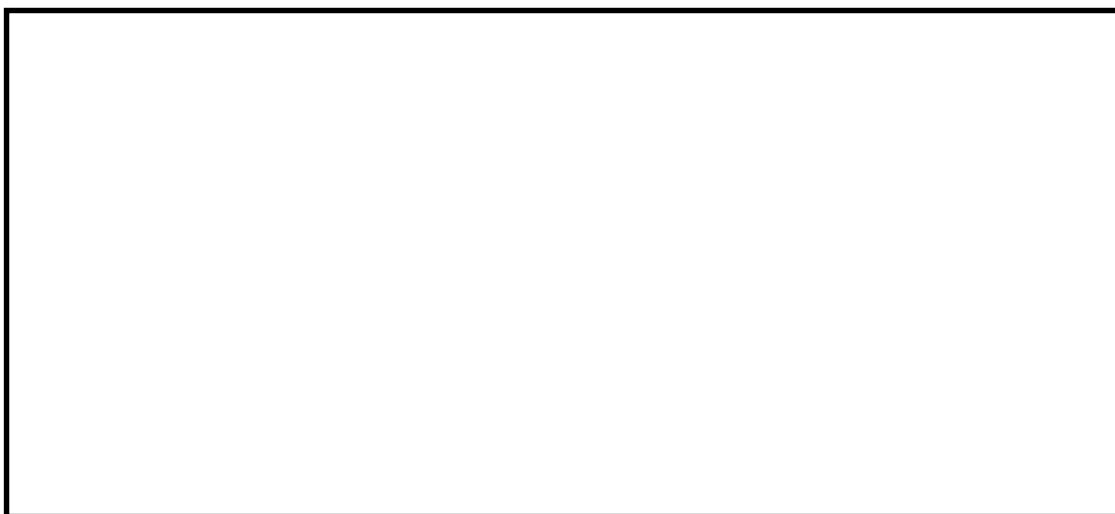


図1 フィルタ装置（スクラバ容器）構造図

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。

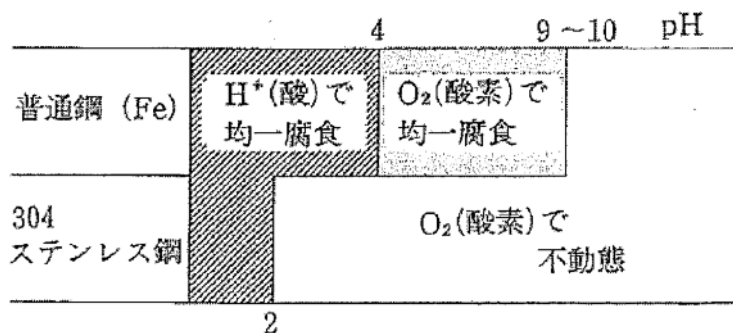


図2 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態とpHの関係（参考図書1）

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、気層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。

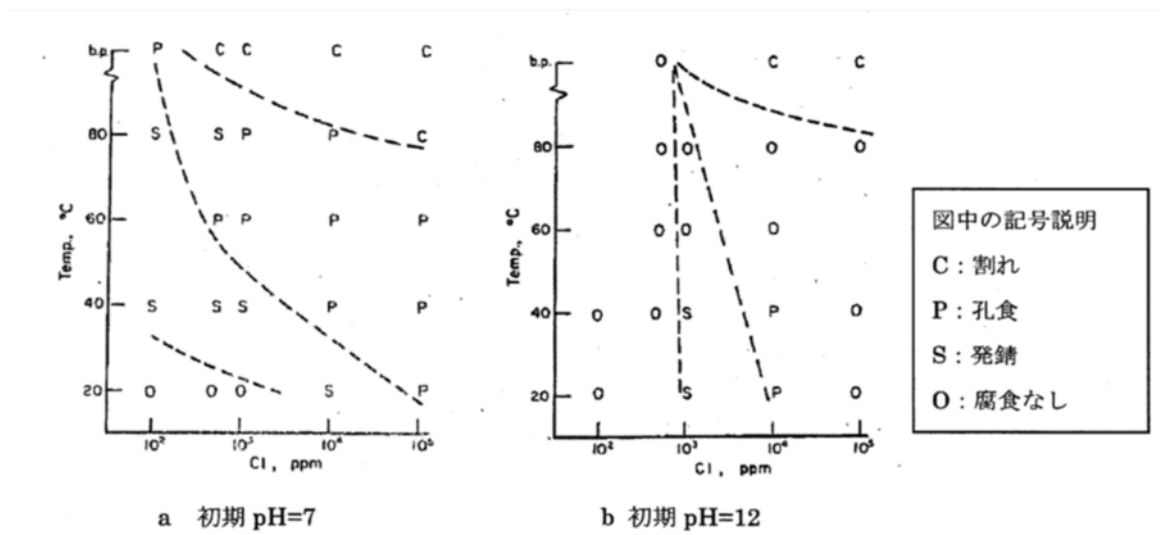


図3 304 ステンレス鋼の NaCl 溶液中における腐食形態に及ぼす塩化物イオン濃度と温度の影響（参考図書2）

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。

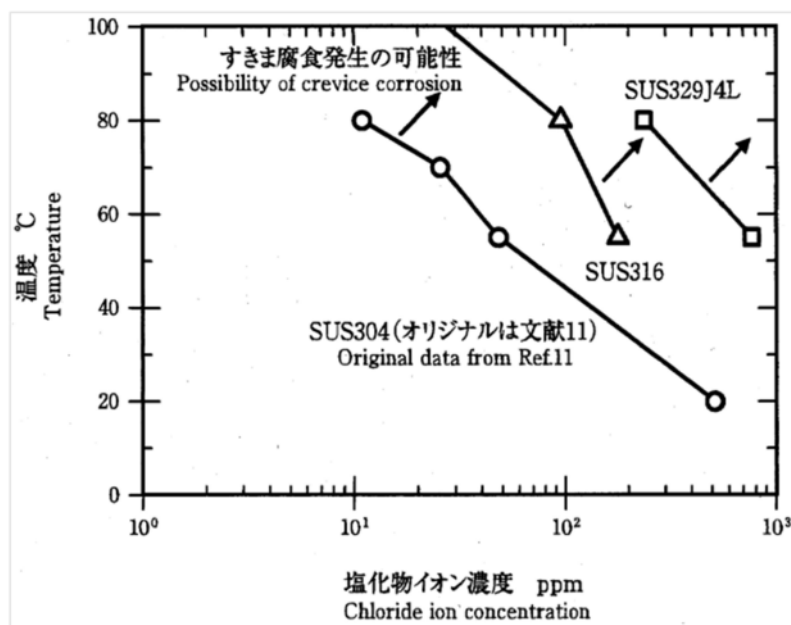


図4 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

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。

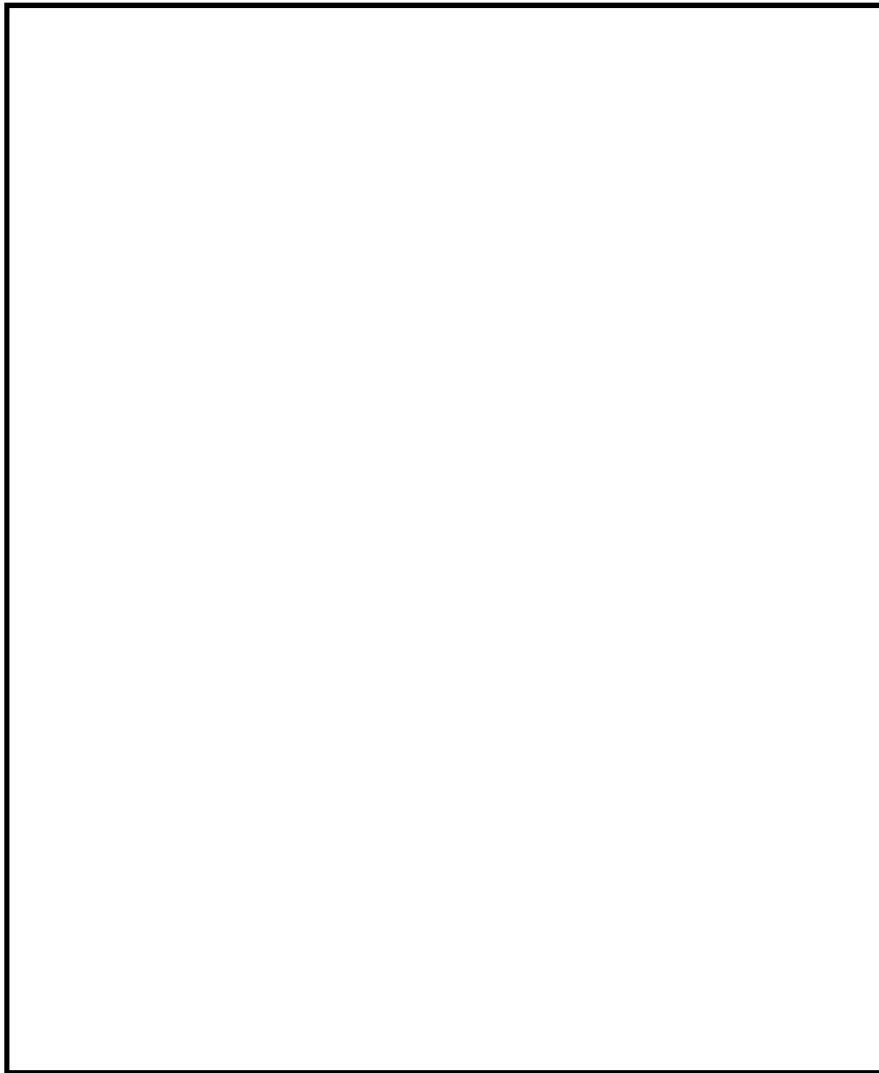


図5 SUS316の [] の耐食性（参考図書4）

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。

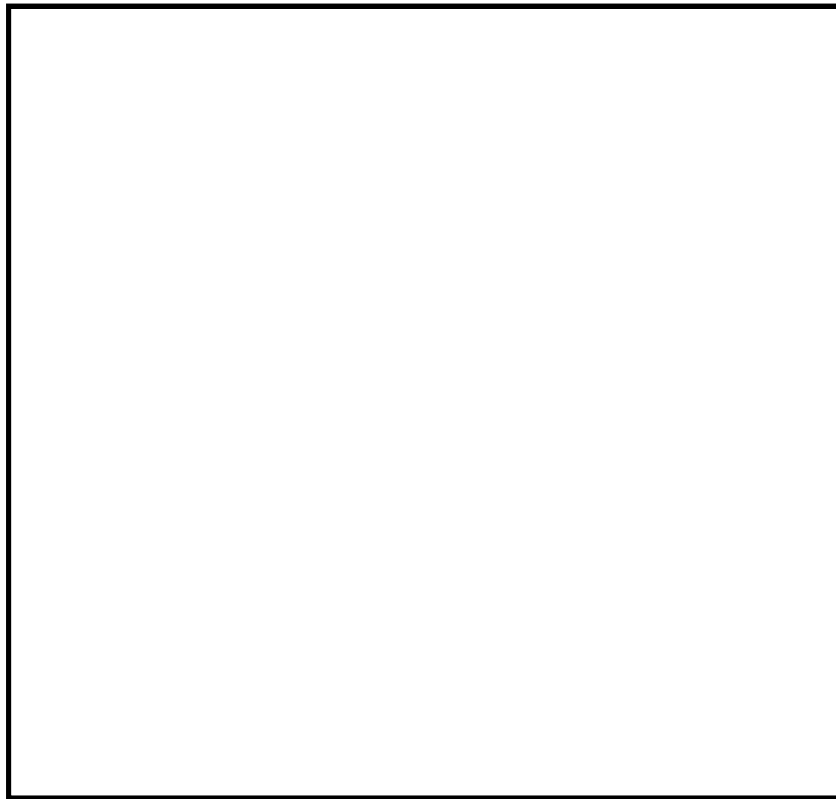


図6 [redacted]における304ステンレス鋼のSSRT結果
(参考図書5)

(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。

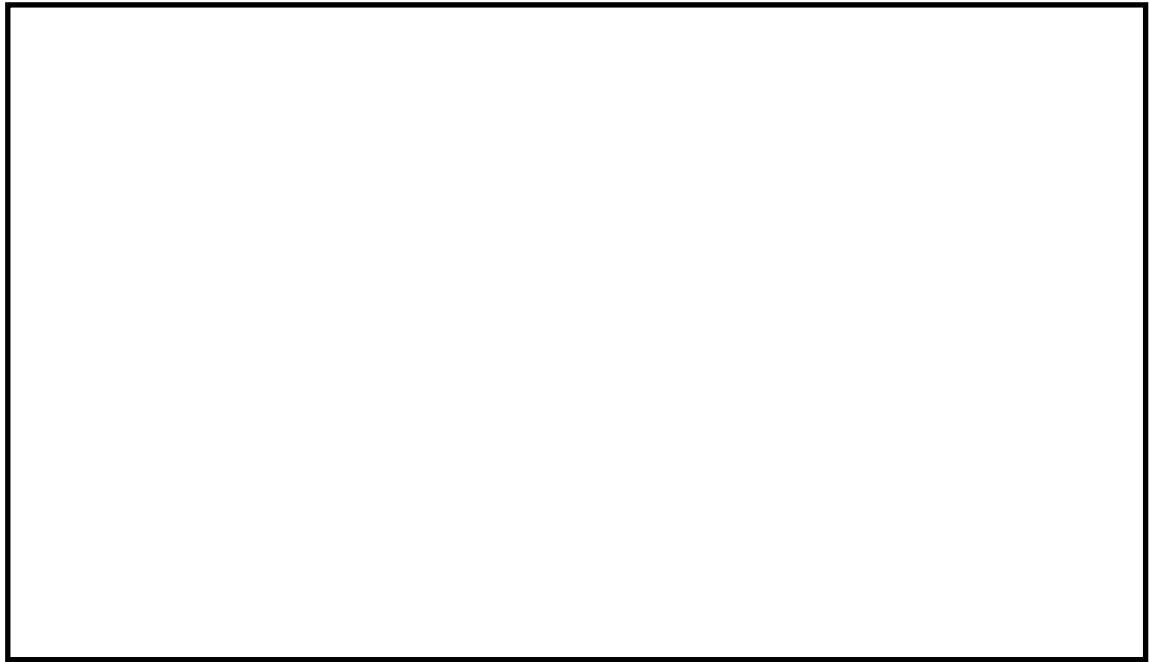


図7 ベンチュリノズル内面観察部位

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 として。

(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

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。

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

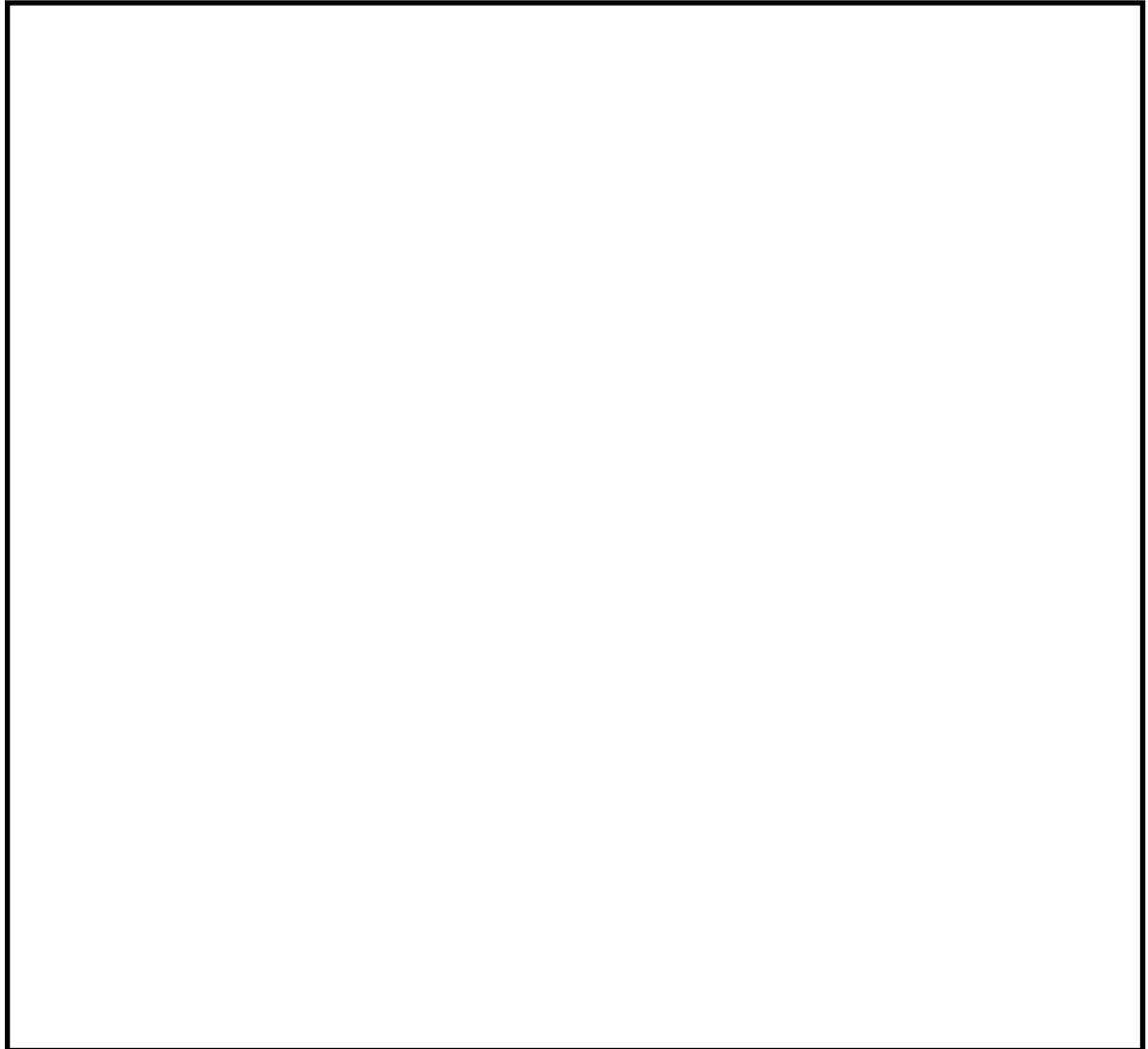
ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保證する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を図 1 に示す。

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。

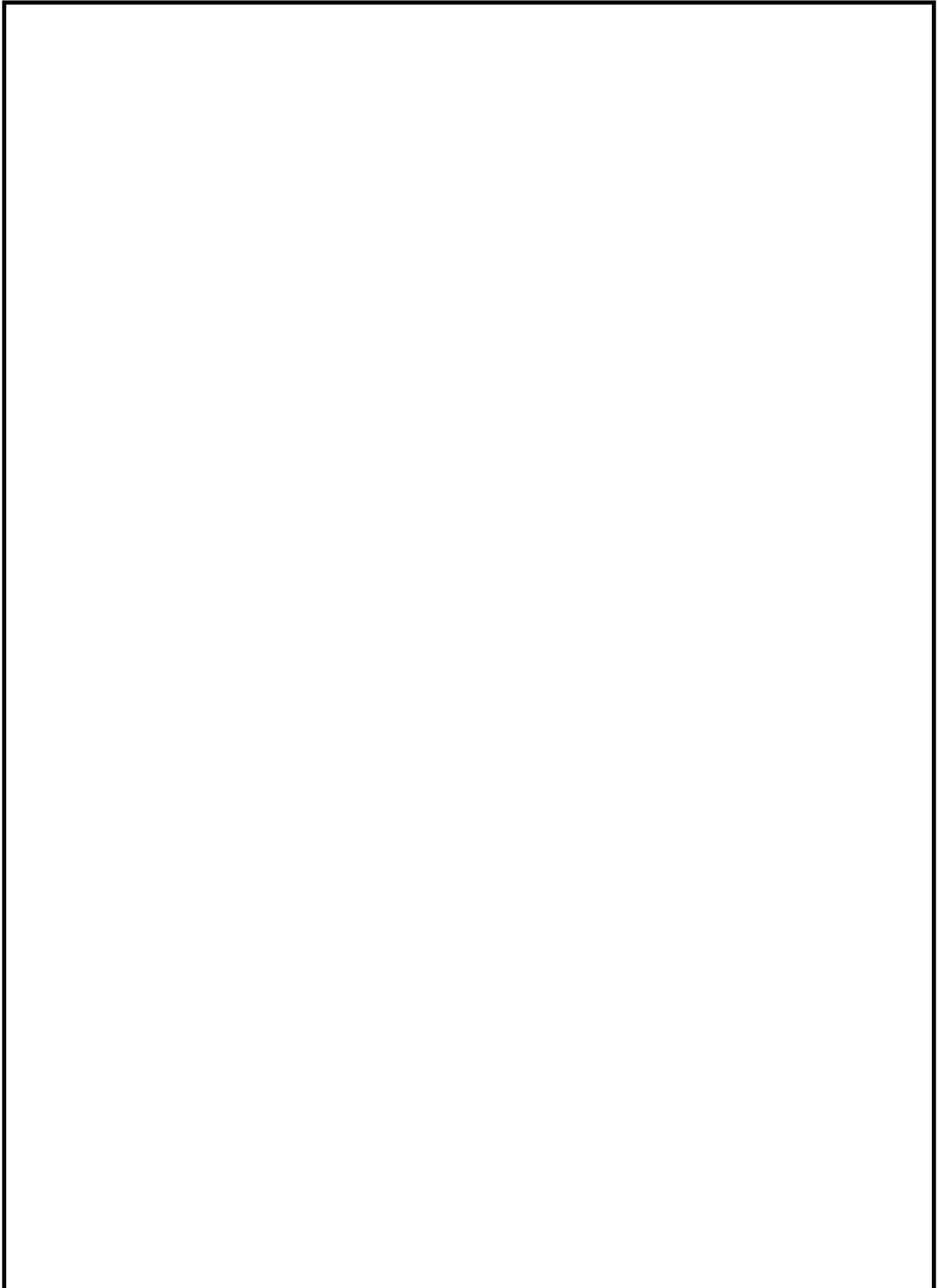
a. 水位高設定値

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。

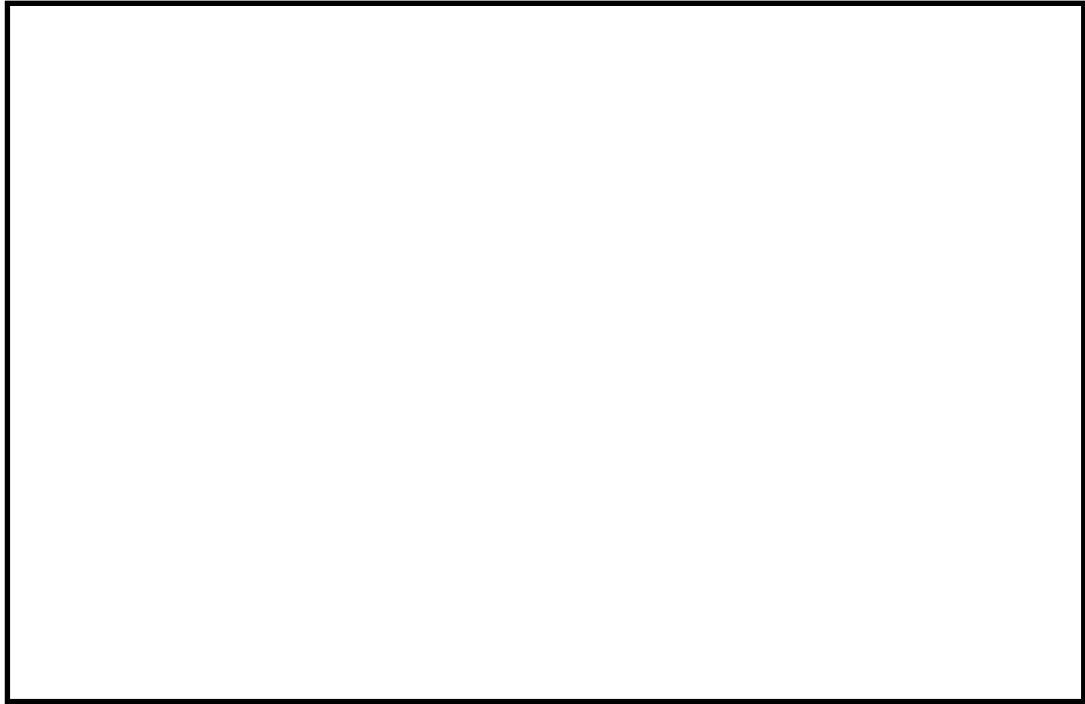


図1 スクラバ容器水位の管理値

(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+SB0+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。

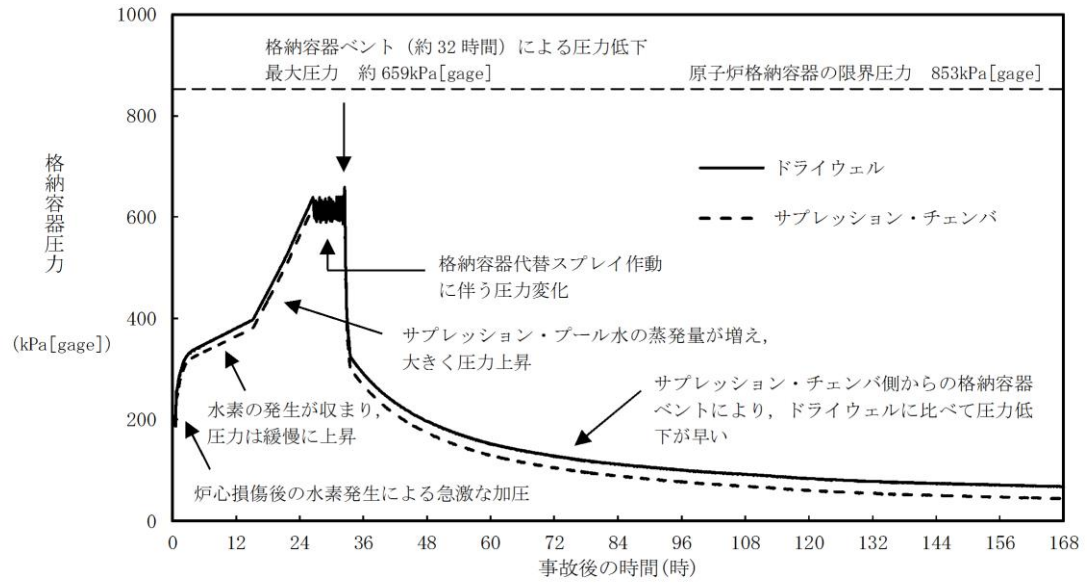


図 2 ベント時の格納容器圧力推移

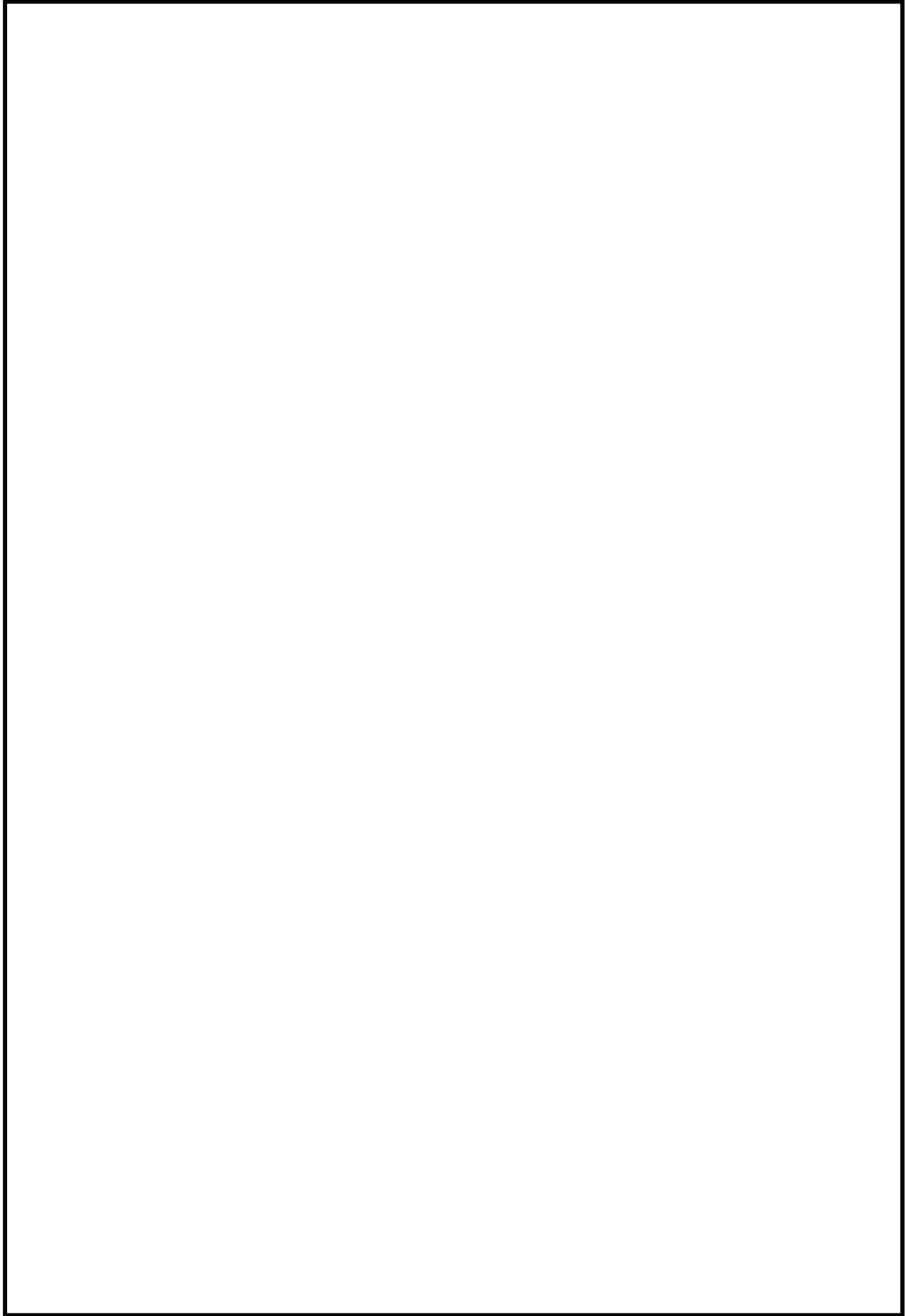


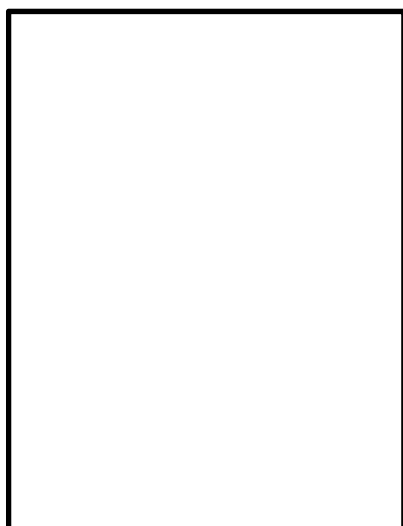
図3 スクラビング水位挙動（大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失事象）

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。

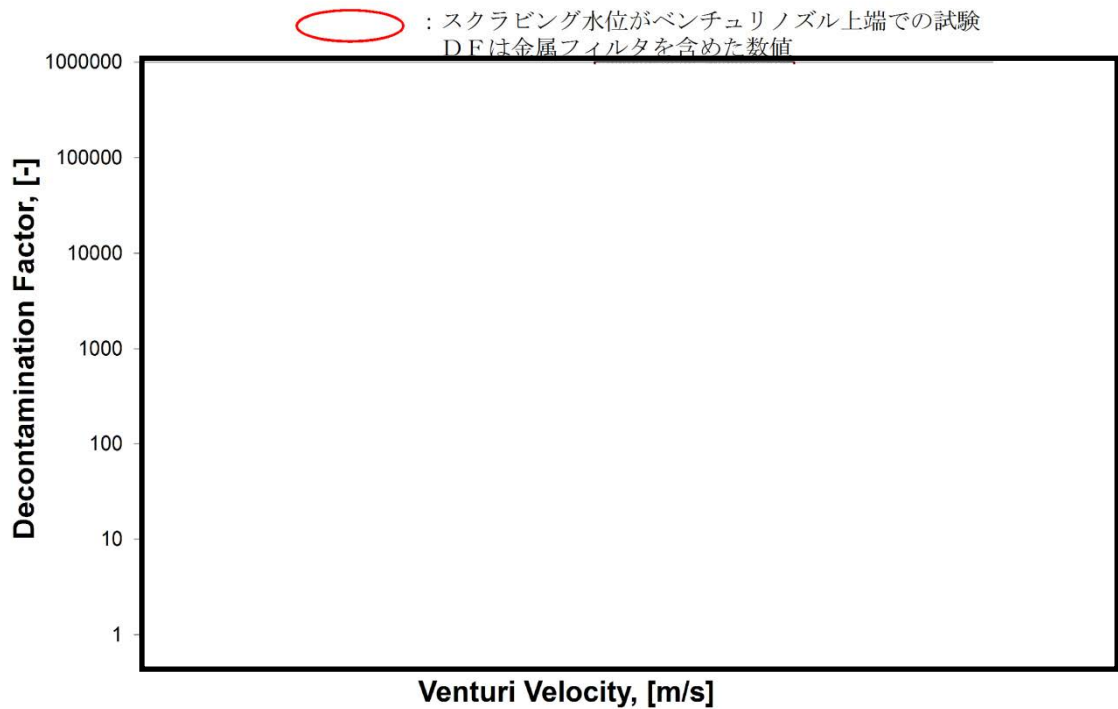


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



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。

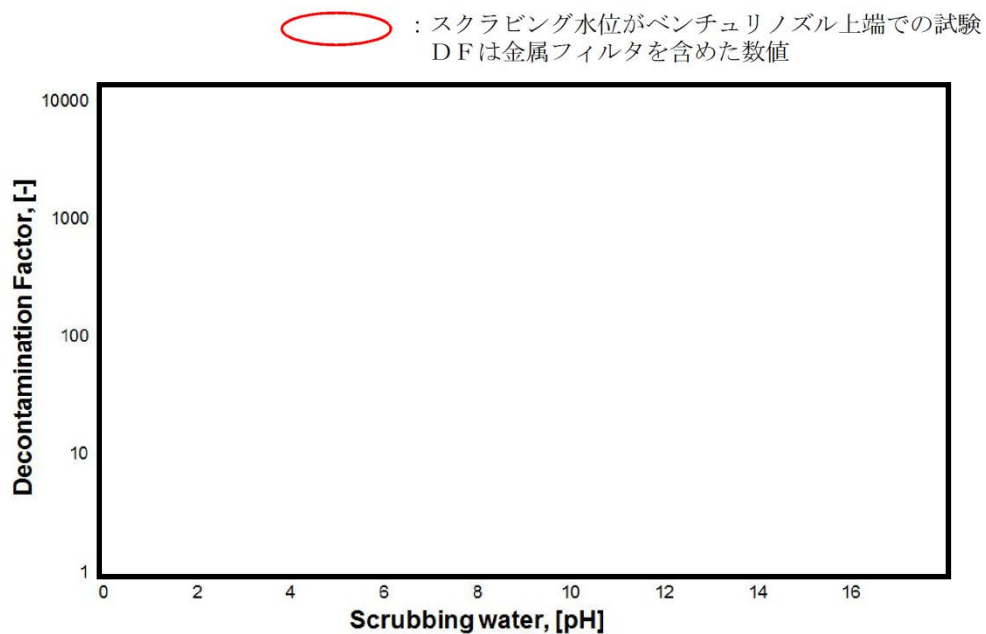


図4 pHに対する無機よう素の除去係数

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、

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

$$\cdot \theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \boxed{}$$

・ 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）

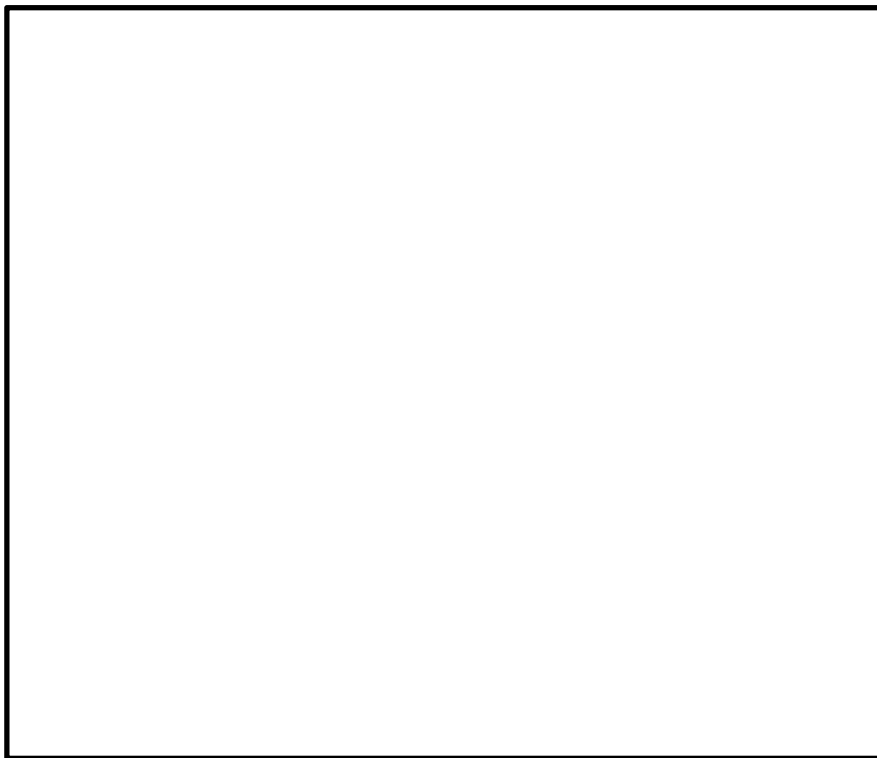


図2 スクラビング水スロッシング評価結果（下限水位）

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。

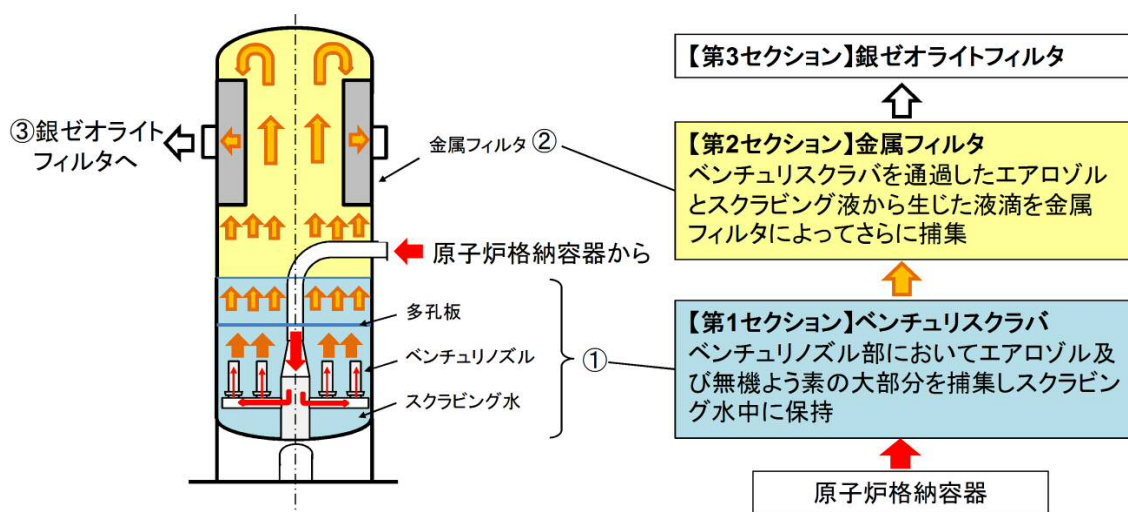


図1 フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図

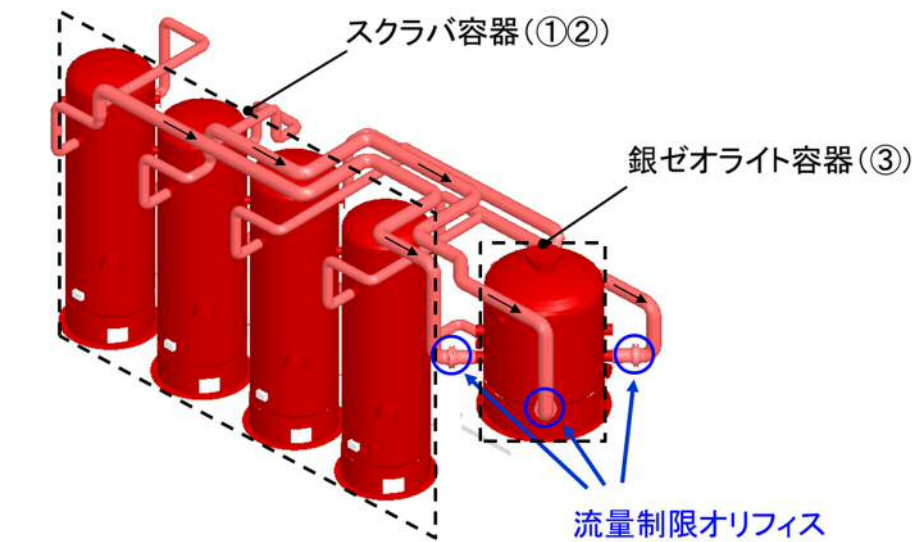
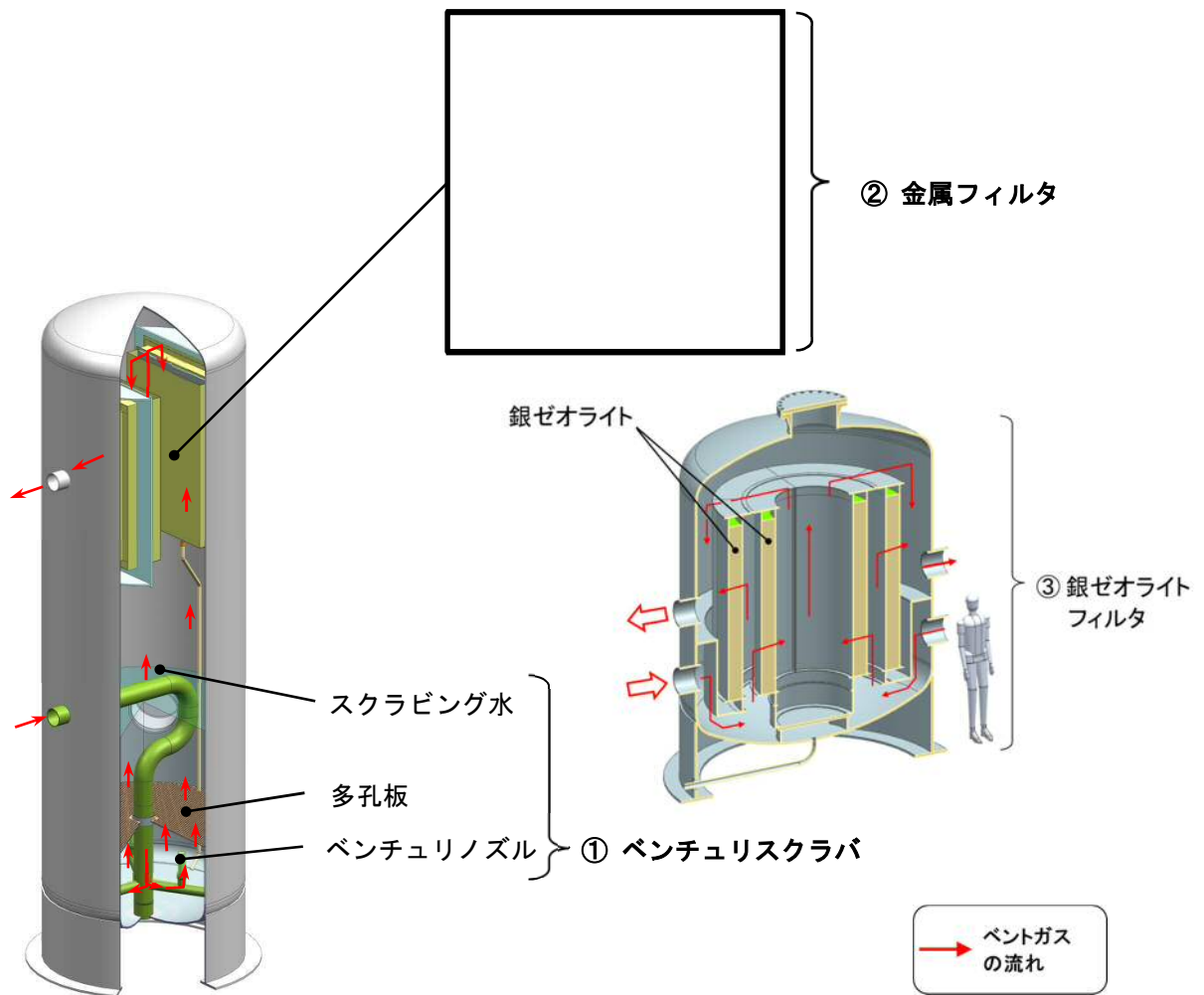


図2 フィルタ装置 概略構造図

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

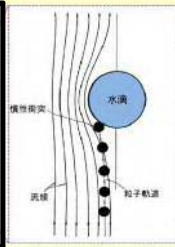
①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】

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

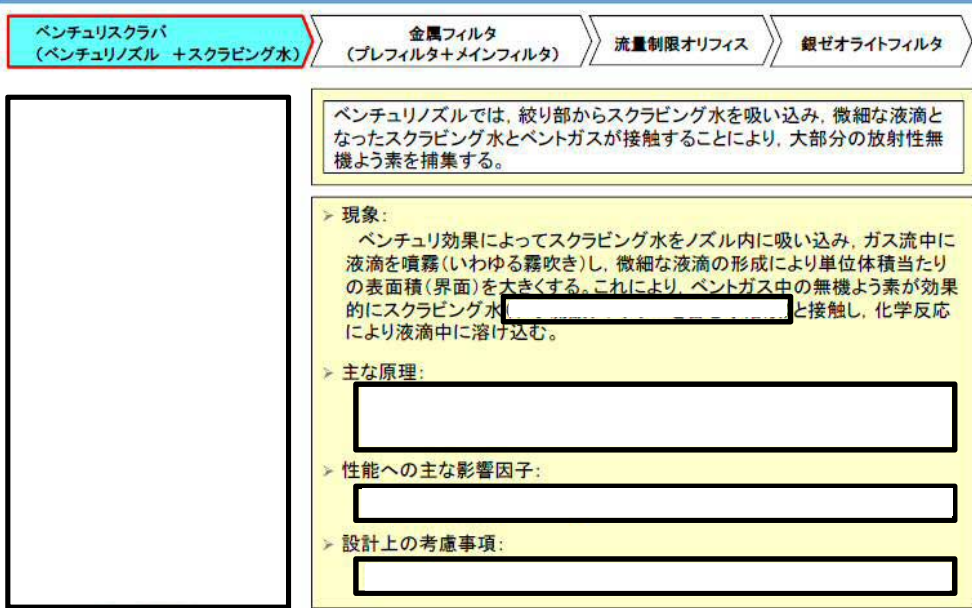


フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

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

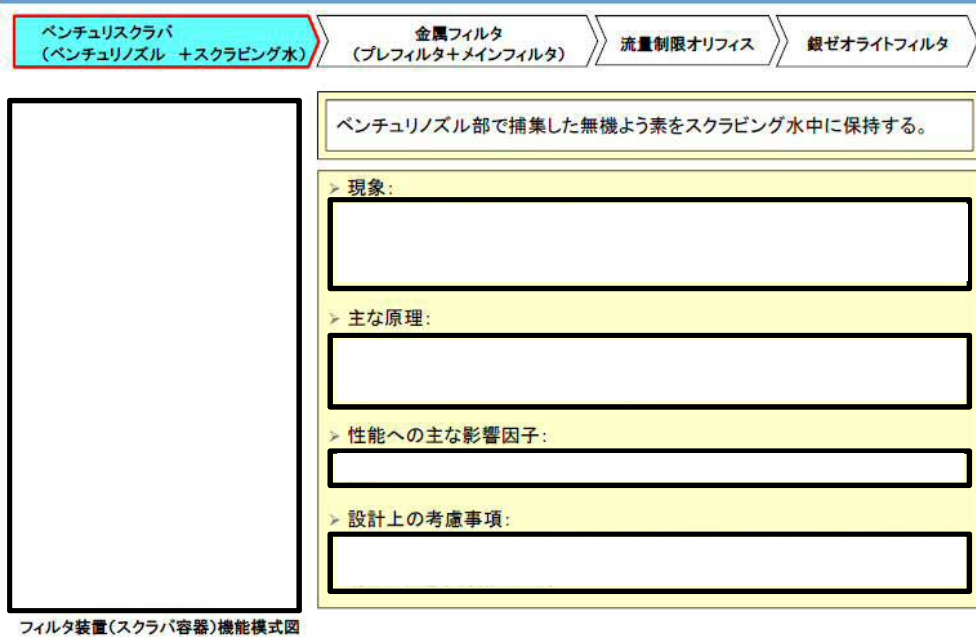


フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

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。

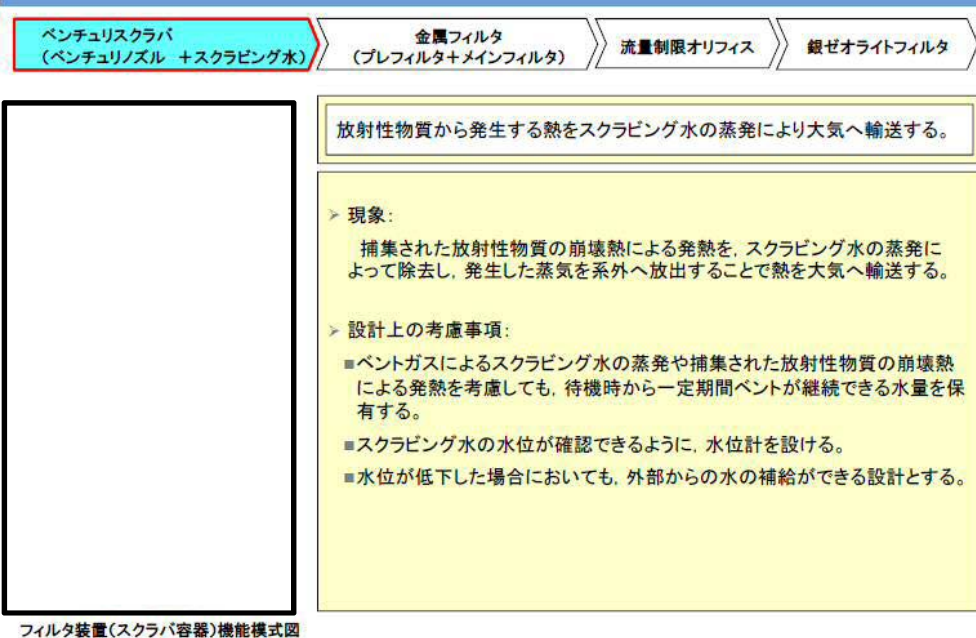
①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】

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】

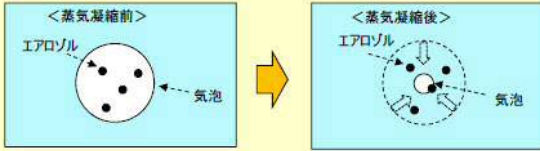
8

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:



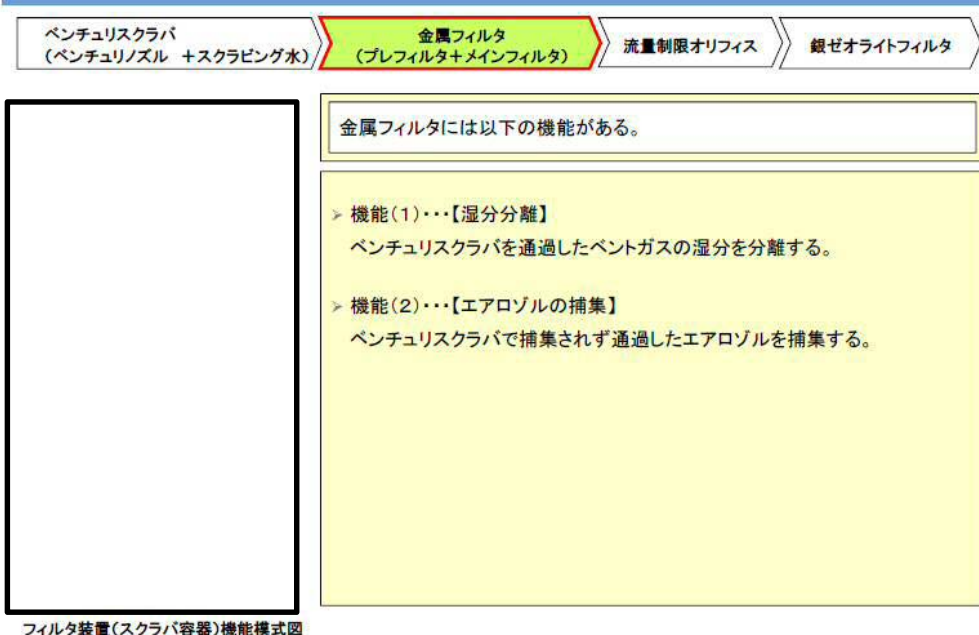
蒸気凝縮効果のイメージ図

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)【湿水分離】

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】

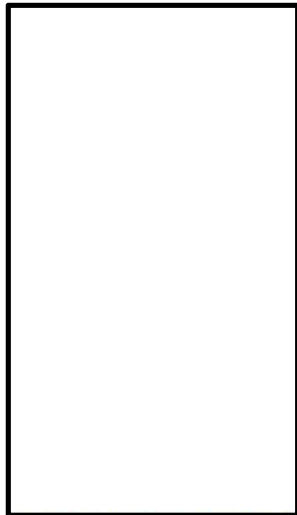
11

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。

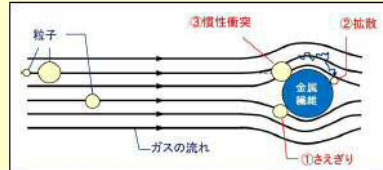
> 主な原理:

- 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

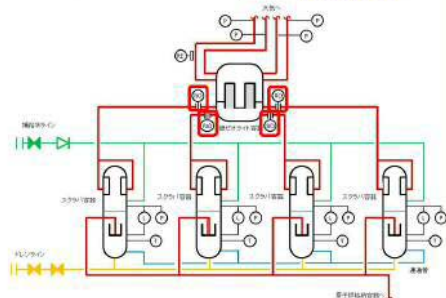
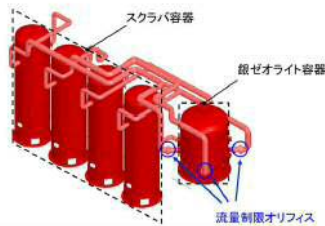
12

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。

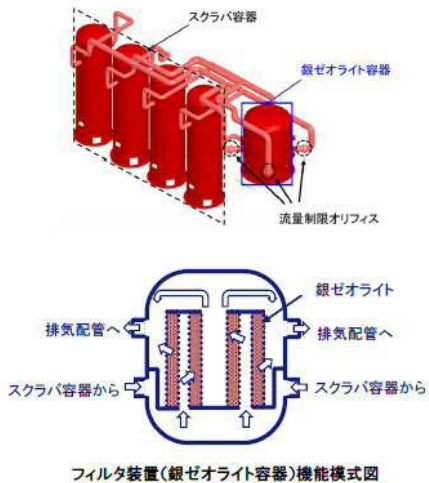
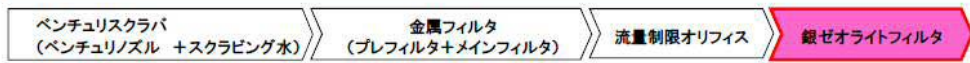
<補足>

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



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

(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

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。

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)

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots\dots\dots (式1)$$

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。

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots\dots\dots (式2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K + 0.7)^2} = \frac{1}{\left(1 + 0.7/K\right)^2} \dots\dots\dots (式3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \dots\dots\dots (式4)$$

- 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。

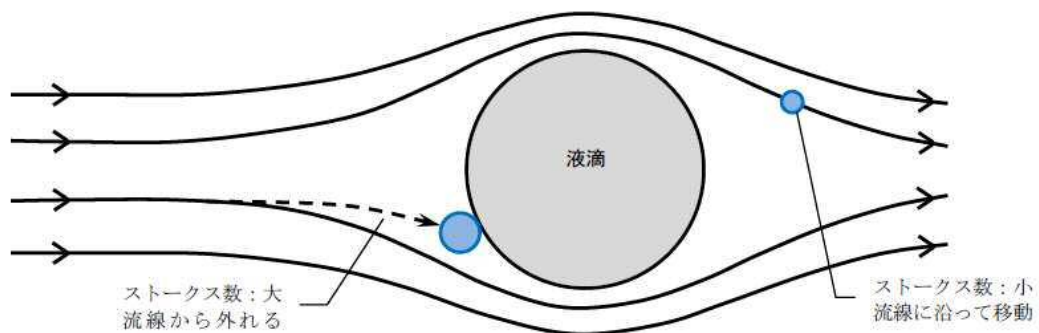


図2 ストークス数とエアロゾルの流れの関係

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。

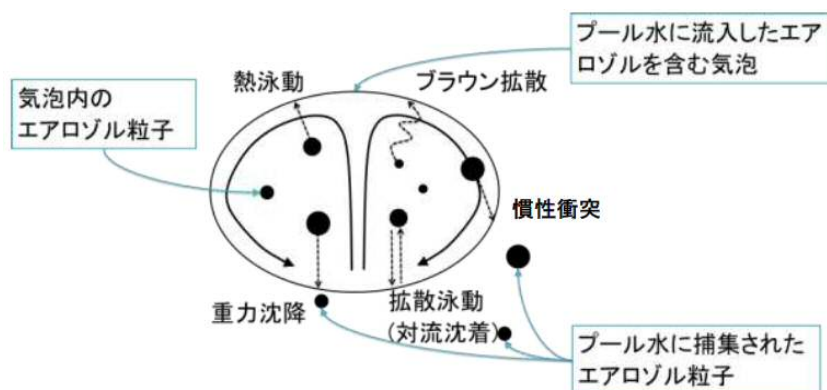


図3 スクラビング水中を浮上する気泡中のエアロゾル

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
にはたらき，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
にはたらき，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

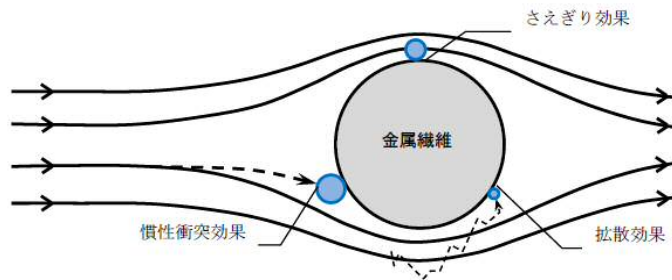


図4 プレフィルタにおける飛沫の分離

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

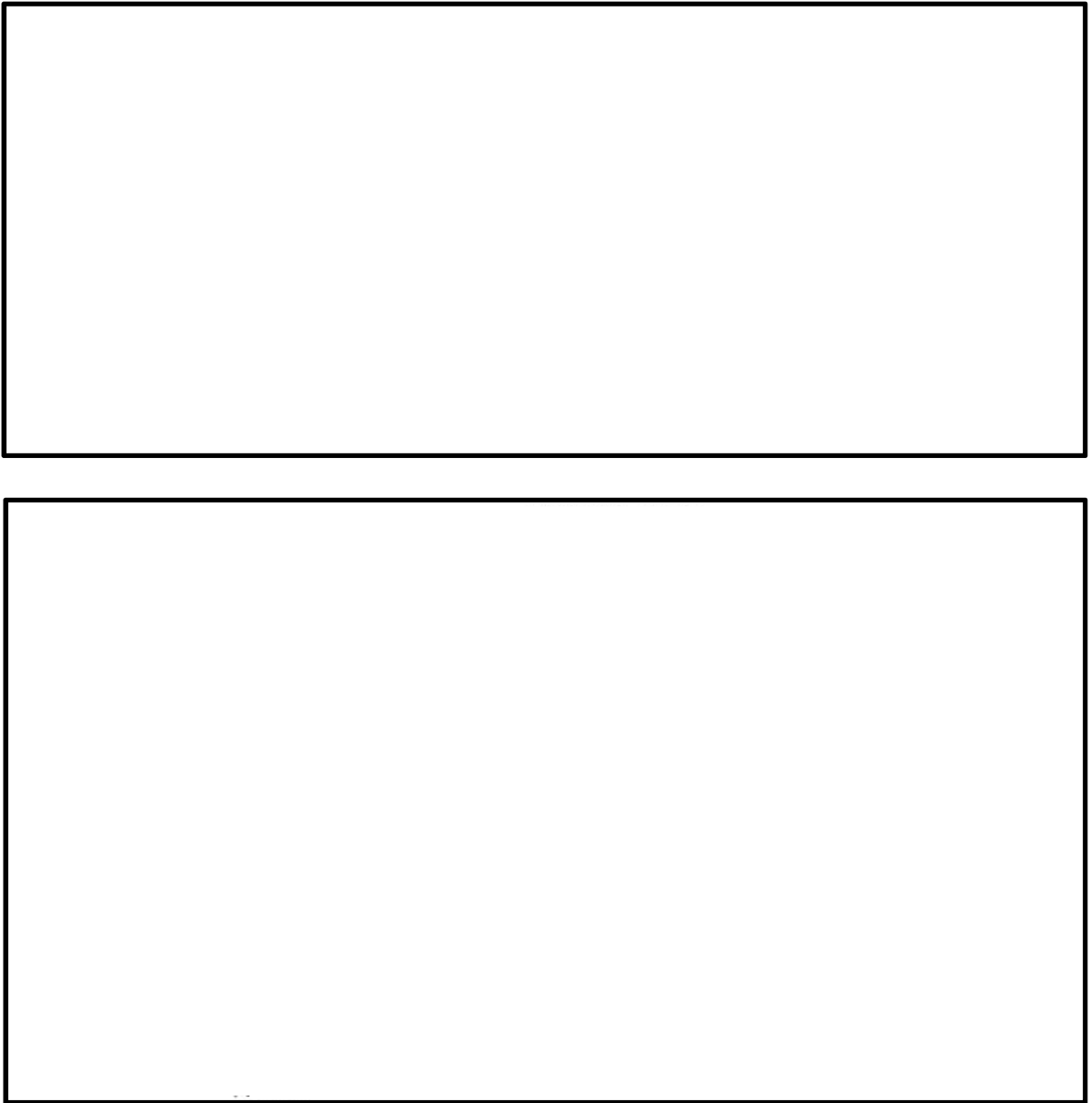
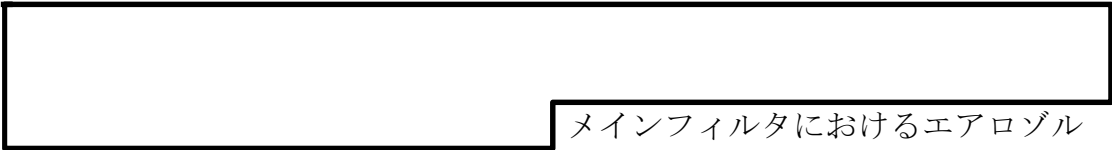


図5 湿分分離機構の概略図

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。

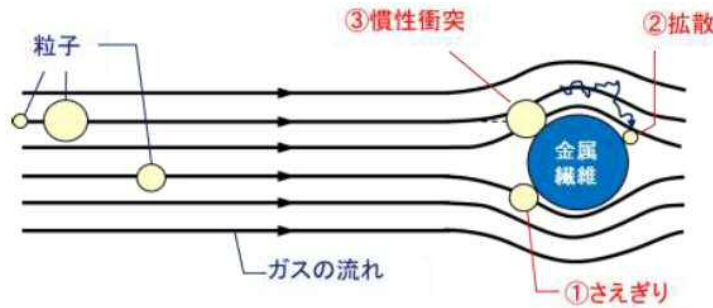


図6 金属フィルタ（メインフィルタ）における除去原理

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)。

$$E_I = \frac{JS}{2K^2} \quad \dots \dots \dots \text{(式 10)}$$

$$J = (29.6 - 28\alpha^{0.62})R^2 - 27.5R^{2.8} \quad \dots \dots \dots \text{(式 11)}$$

$$S = \frac{\tau U_0}{d_f} = \frac{\rho_p d_p^2 C_c U_0}{18\eta d_f} \quad \dots \dots \dots \text{(式 12)}$$

$$R = \frac{d_p}{d_f} \quad \dots \dots \dots \text{(式 13)}$$

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。

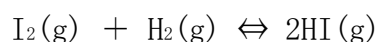
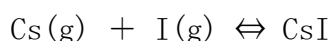
《参考図書》

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)

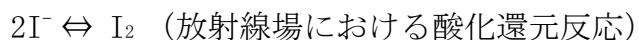
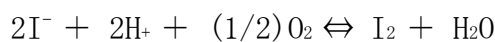
(参考2) 格納容器内におけるよう素の化学形態

a. 格納容器内へ放出されるよう素の挙動

重大事故時に熔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の移行に伴い、サプレッションチェンバのプール水中によう素イオン (I⁻) として溶存する。サプレッションチェンバの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、サプレッションチェンバの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ると考えられている。(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。

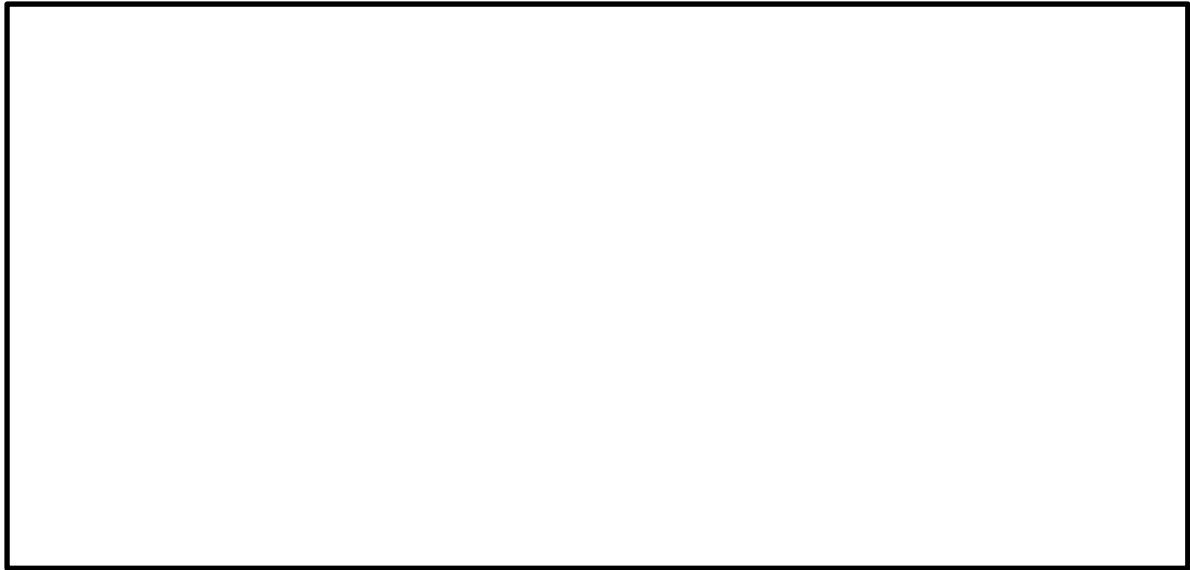


図1 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(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 [] 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 []）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、窒素雰囲気になされることから、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。

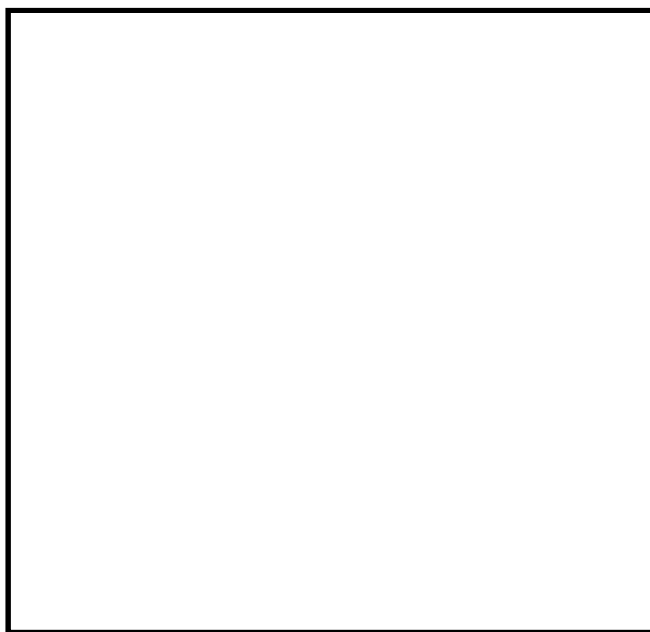


図3 の水系相平衡図

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 [] であること及び [] 以上であることを確認する。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

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

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

- ・ベント停止後において、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。

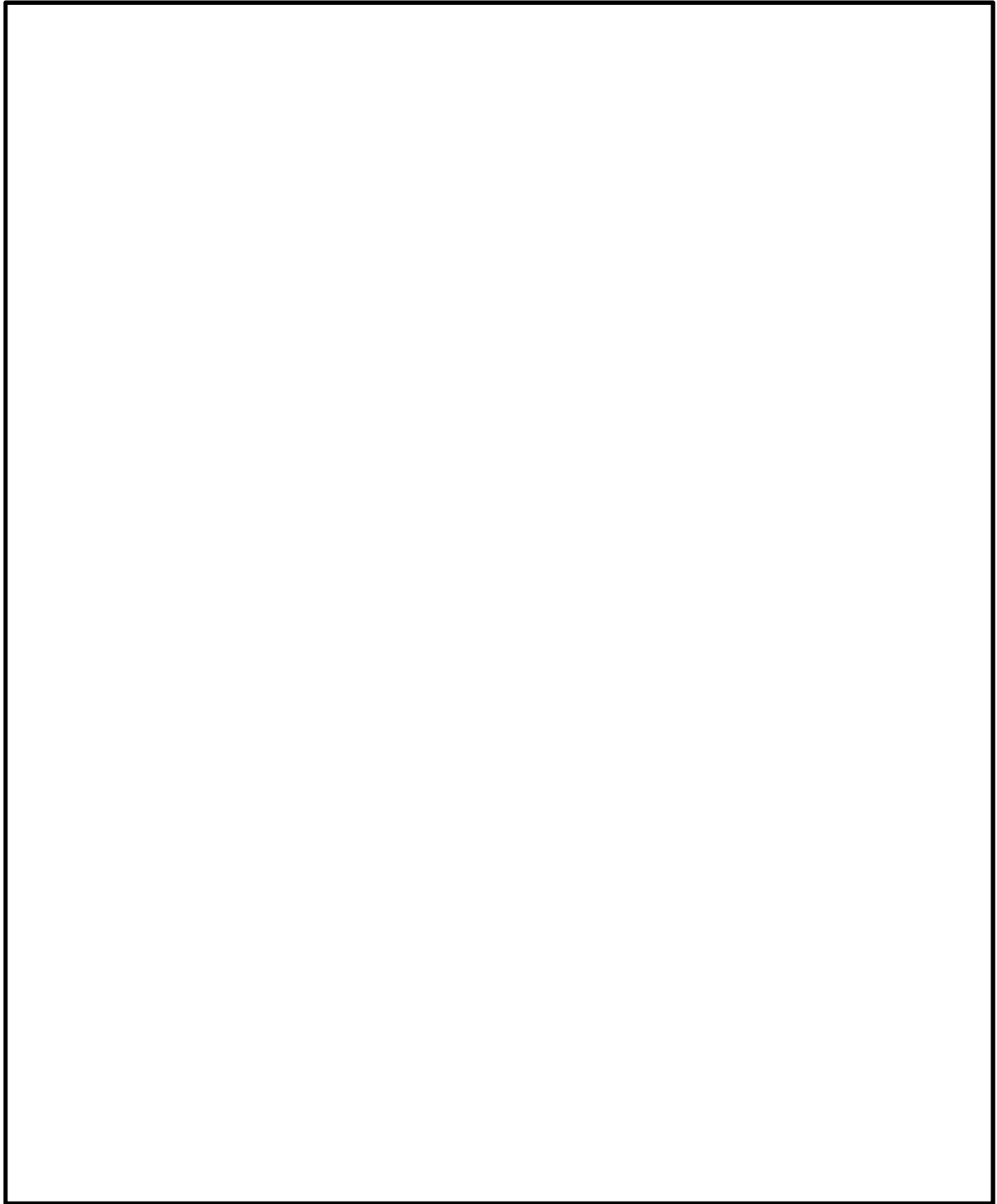
表 1 格納容器内のケーブル量調査結果

--

(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。

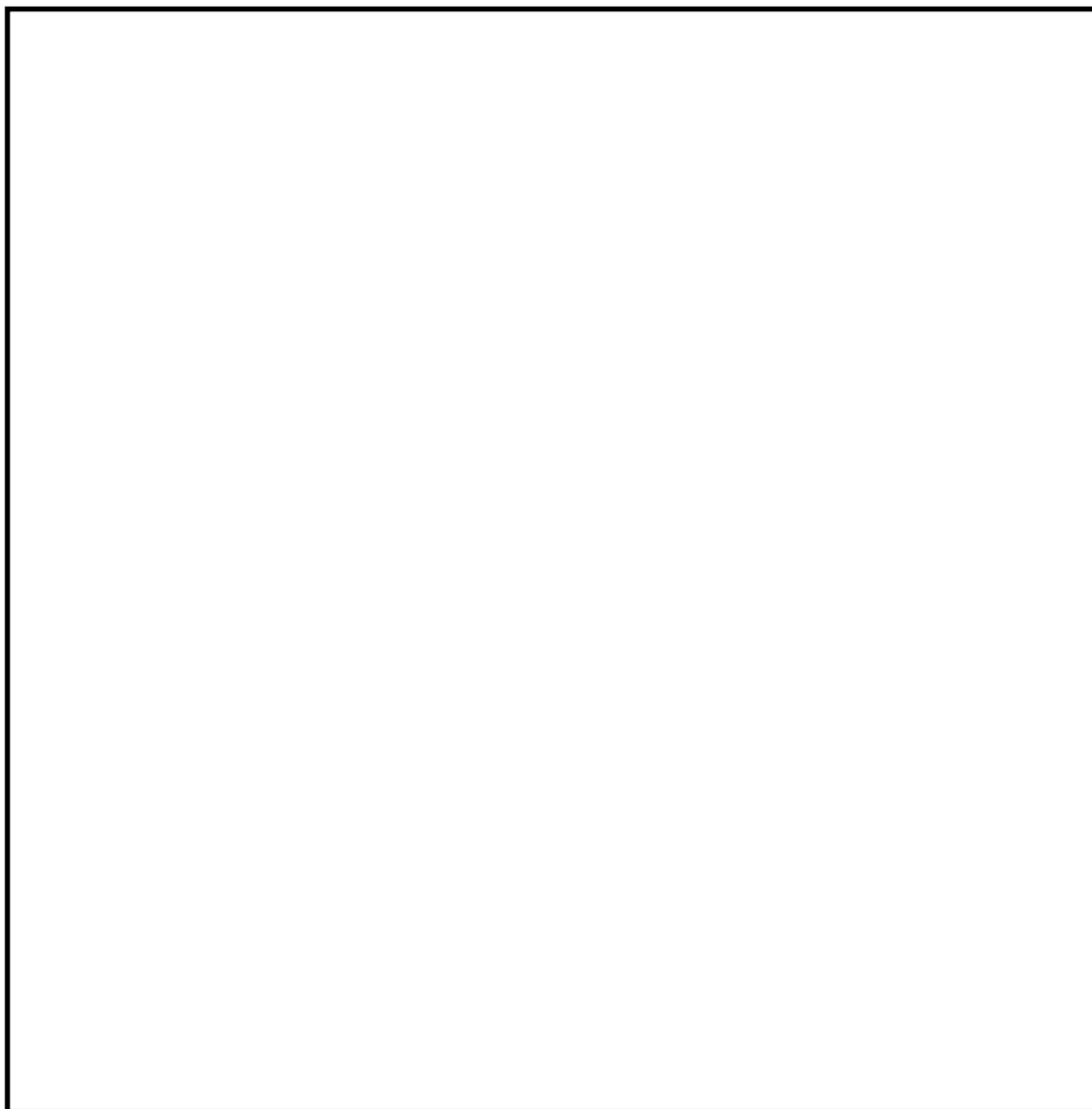


図 1 金属フィルタの外形図

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。

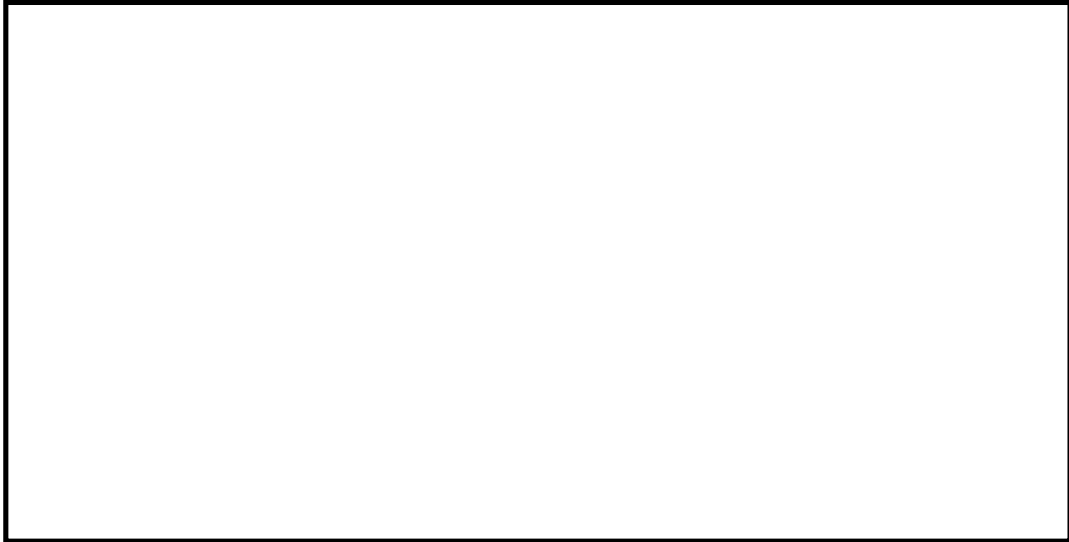


図3 ドレン配管接続部の概略図

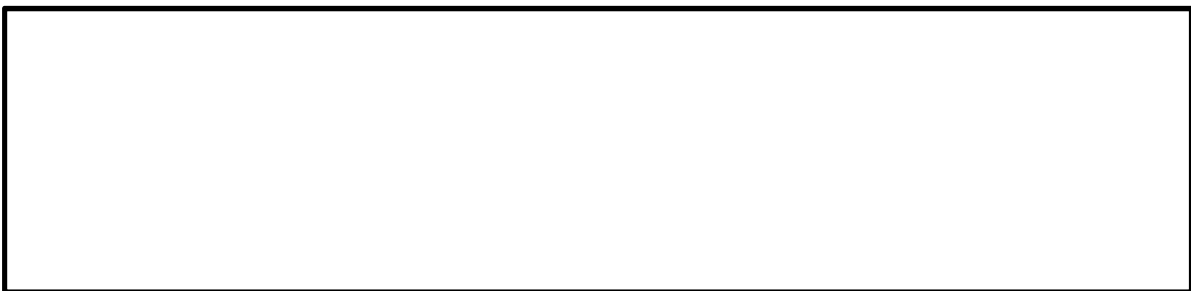
ここで、金属フィルタのドレン配管において閉塞及び逆流が発生した場合、金属フィルタの機能に影響を与える可能性があることから、ドレン配管における閉塞及び逆流について評価した結果を示す。

(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。

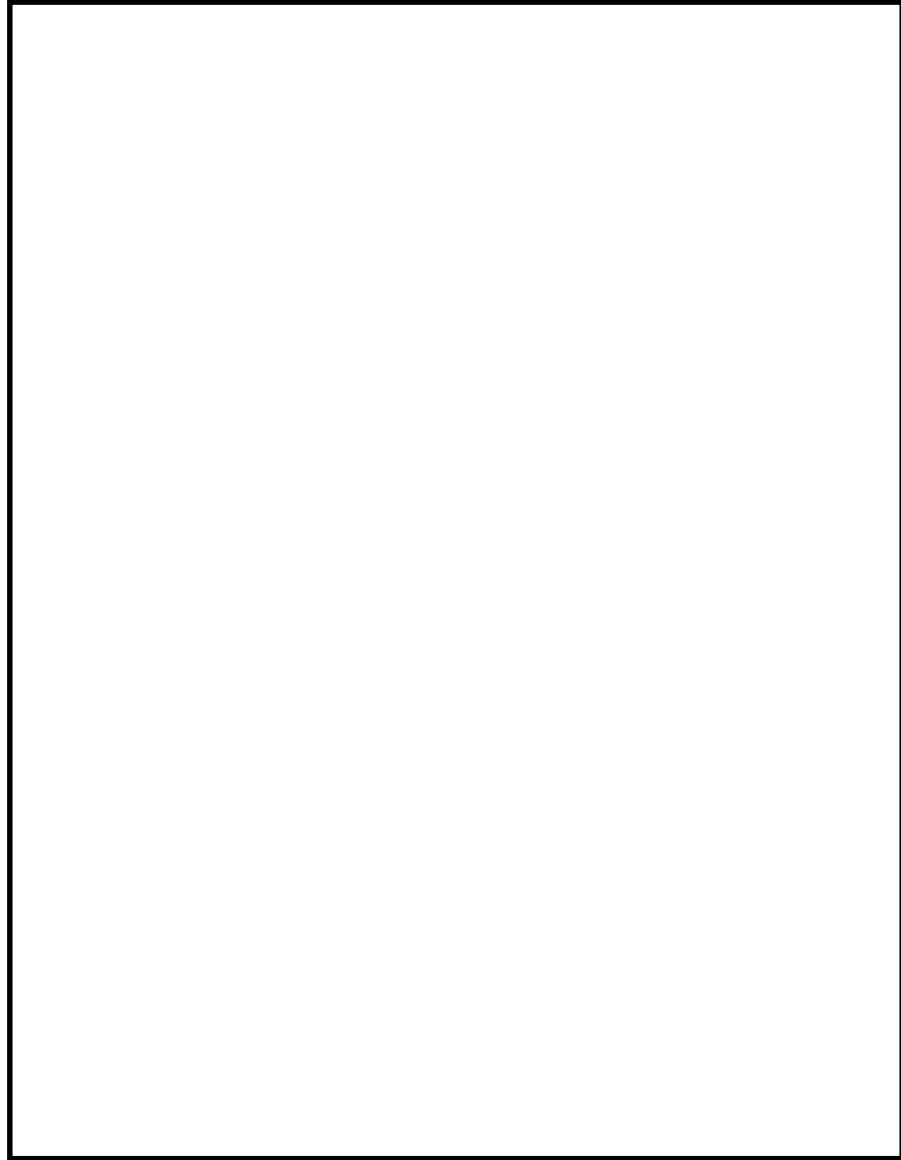


図4 スクラバ容器水位計の測定範囲

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。

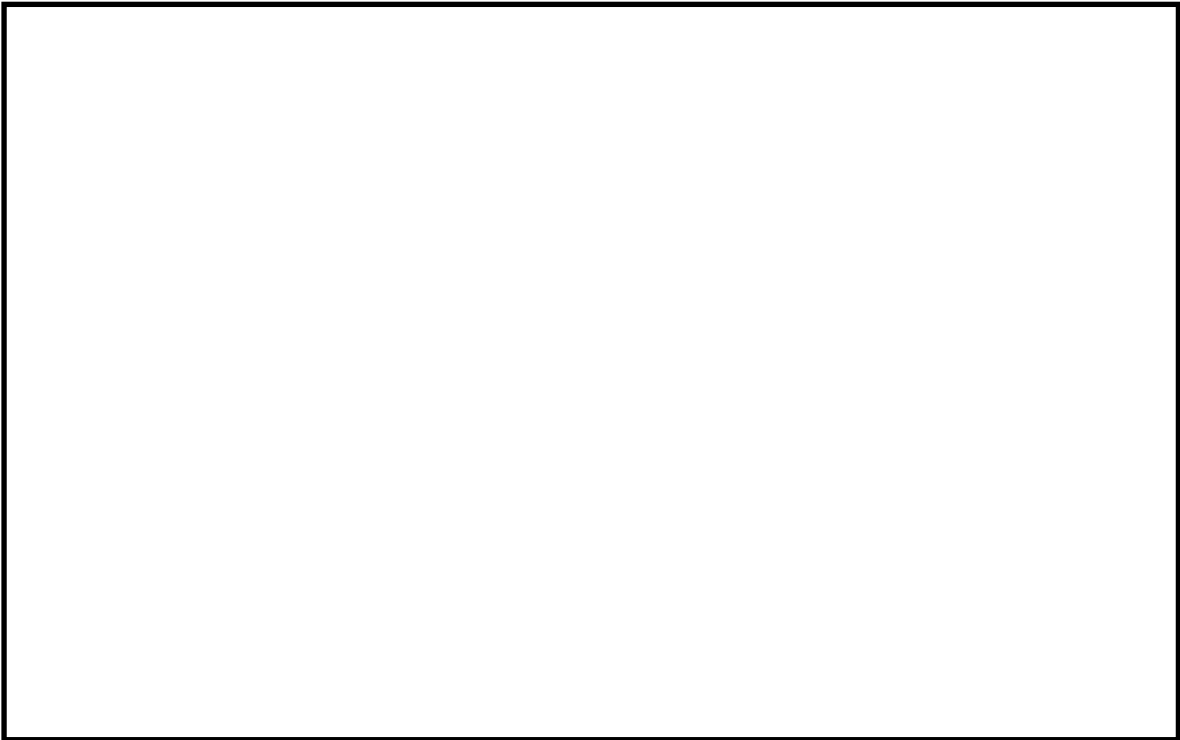
(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定

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。

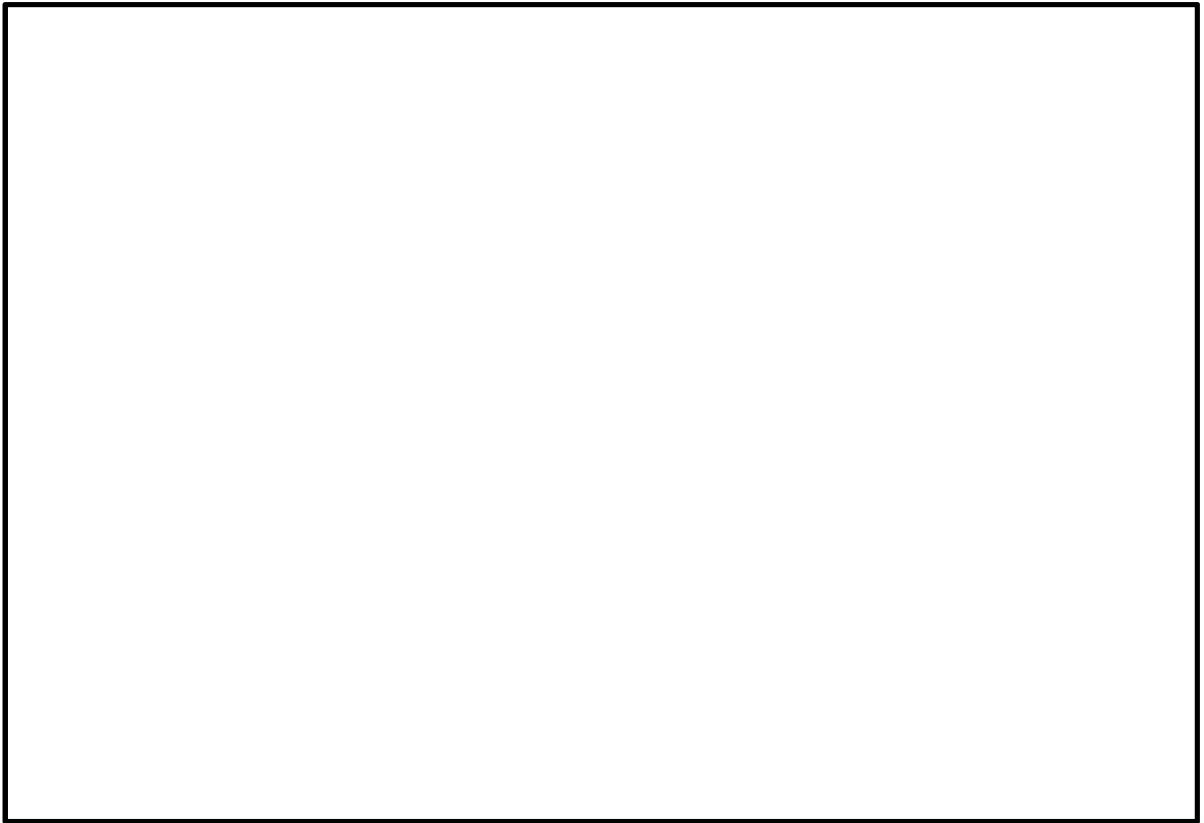


図2 圧力勾配概要

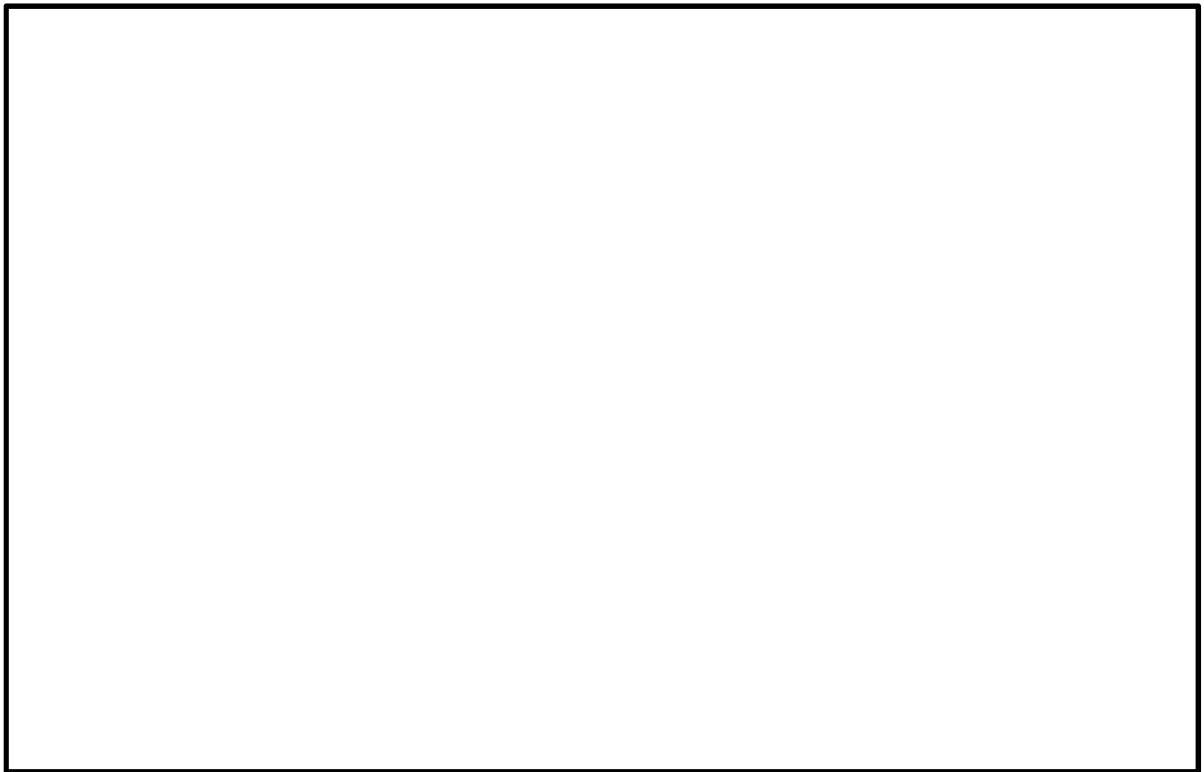


図3 格納容器フィルタベント系の流量特性

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。

$$W_{vent} = 2436 \times 103 \times 0.01 / (h_s - h_w) \approx 9.8 \text{ (kg/s)}$$

h_s : 2750.55 (kJ/kg) : 飽和蒸気の比エンタルピ (427kPa [gage]条件)

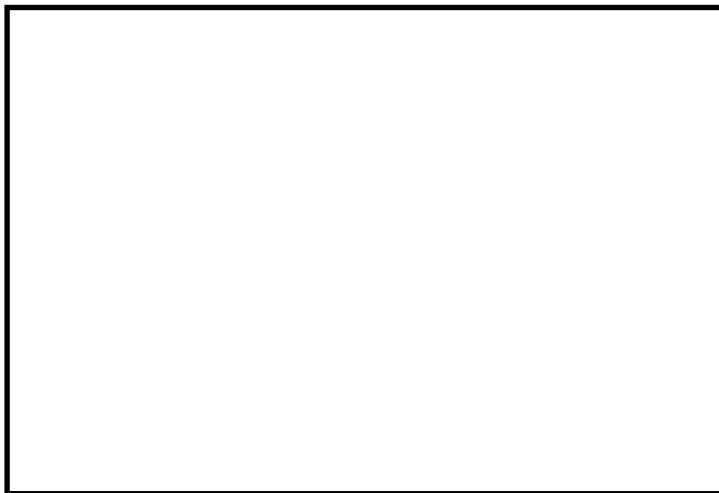
h_w : 251.15 (kJ/kg) : 飽和水の比エンタルピ (60°C条件)

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)

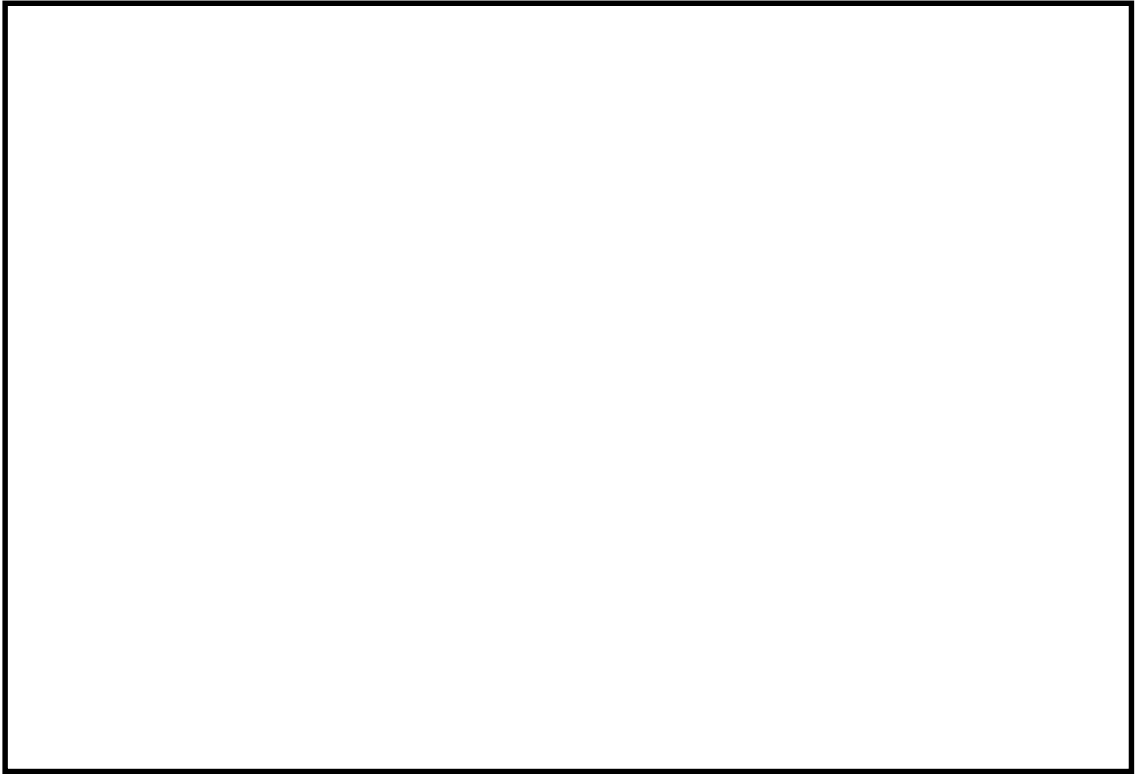
$$V[m^3/s] = m_{システム}[kg/s] \times \sigma[m^3/kg]$$

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。

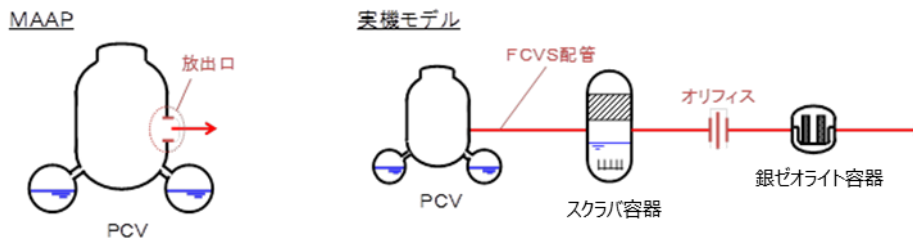


図1 MAAP 解析モデルと実機モデルの比較

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。）

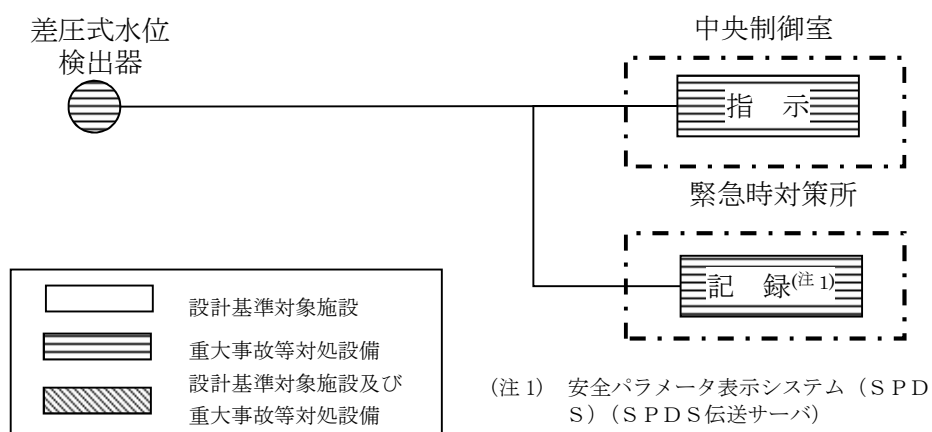


図1 スクラバ容器水位の概略構成図

(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。)

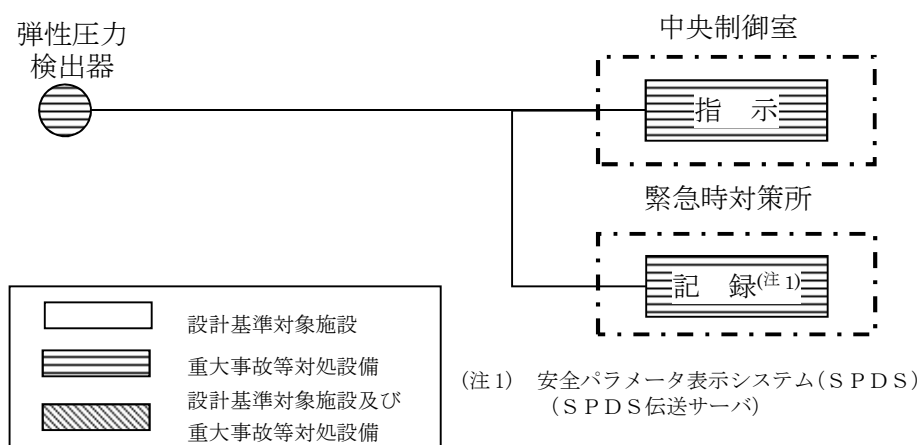


図2 スクラバ容器圧力の概略構成図

(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。)

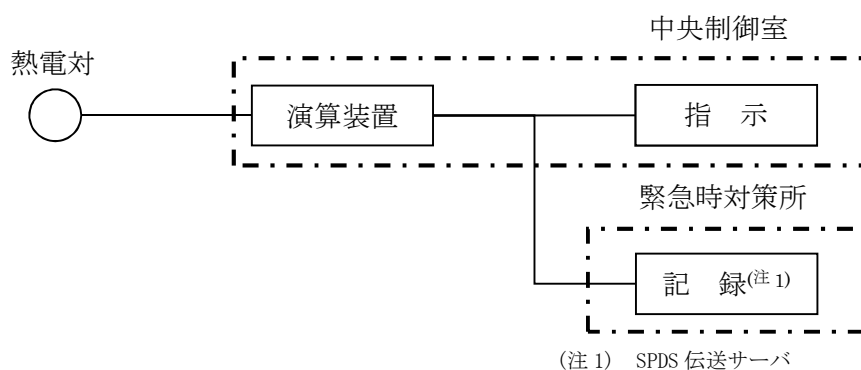


図3 スクラバ容器温度の概略構成図

(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。）

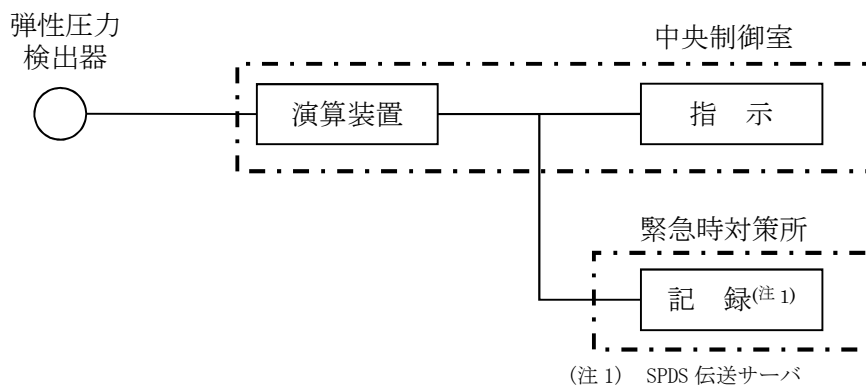


図4 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(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。）

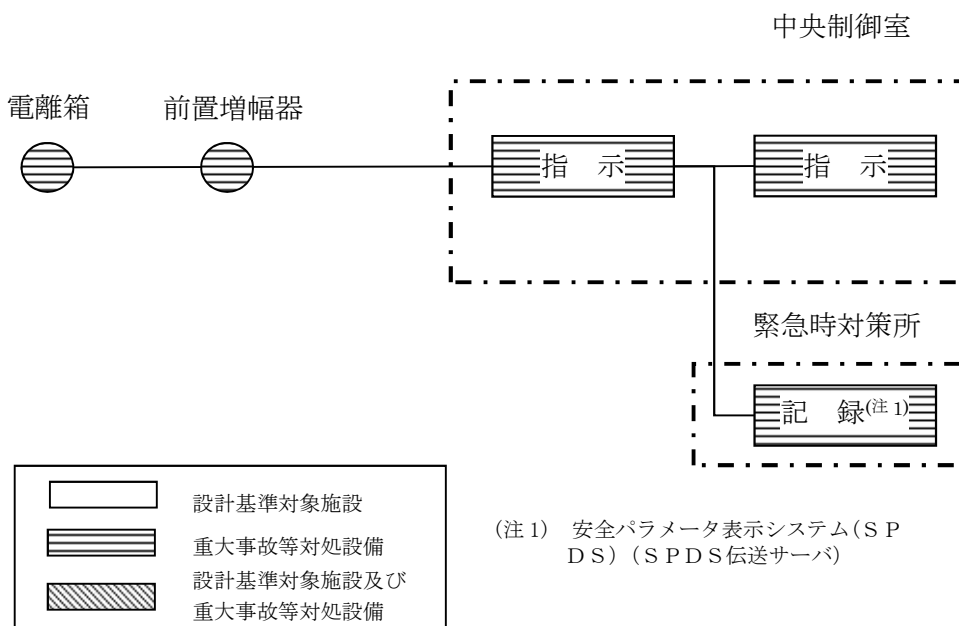


図5 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

(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。)

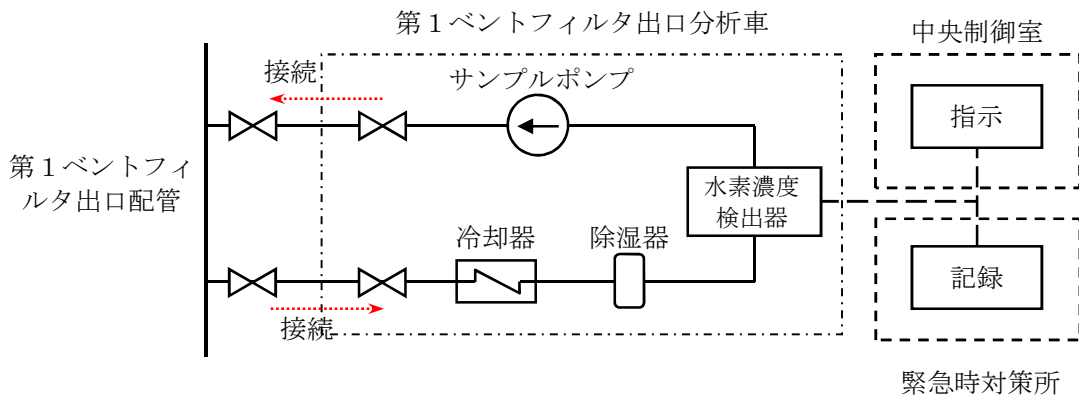


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

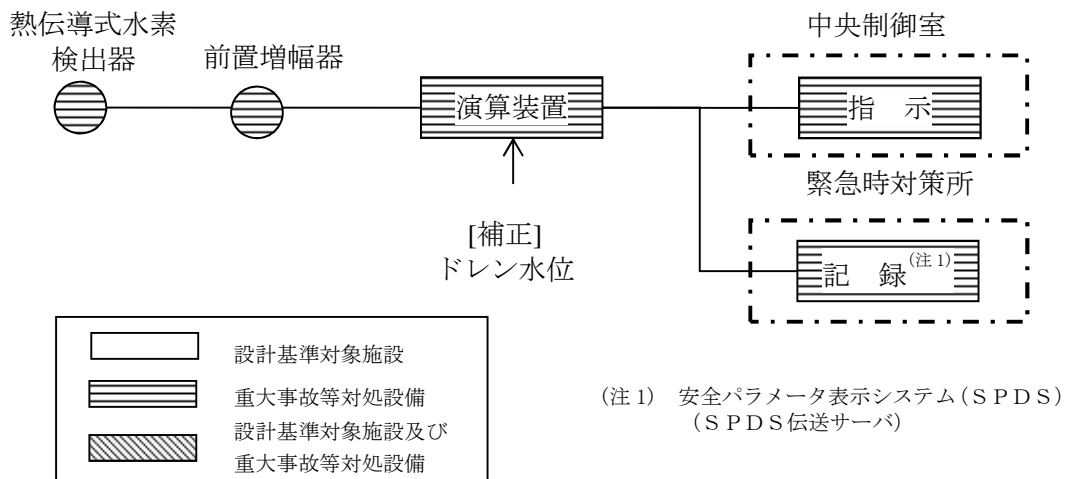


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

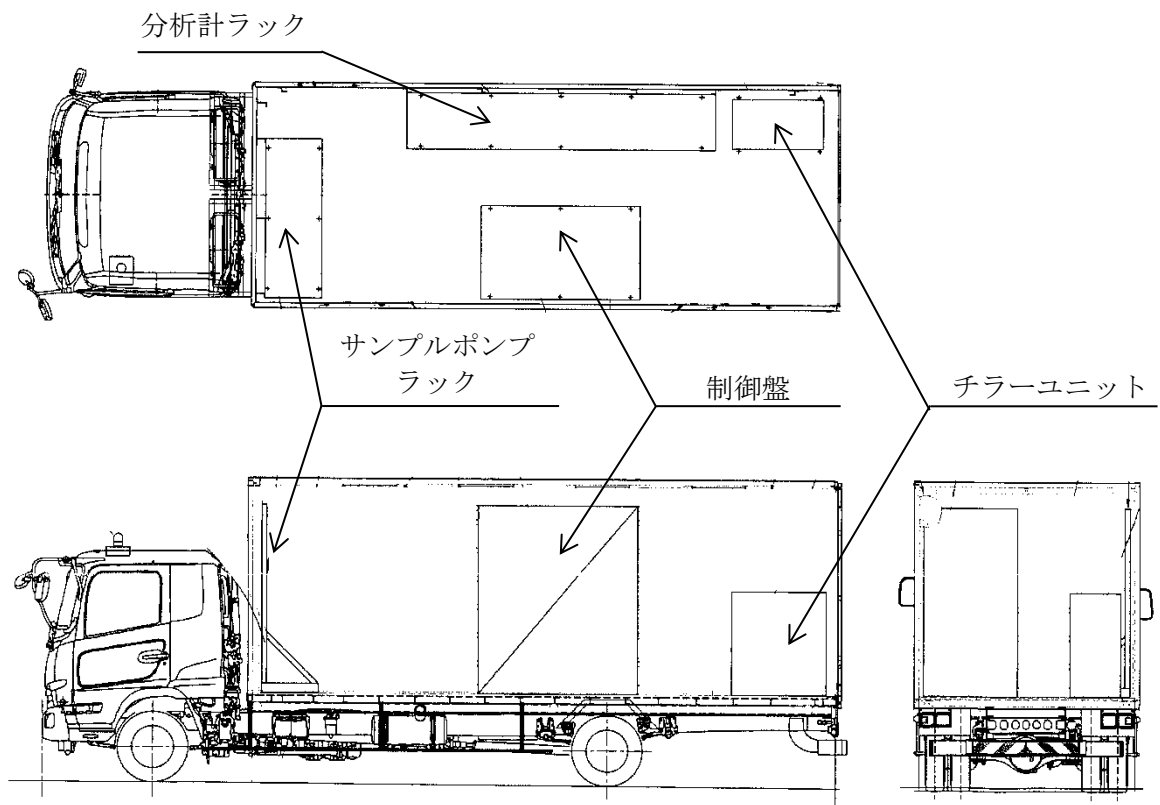


図8 第1ベントフィルタ出口分析車の構造図

(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。）

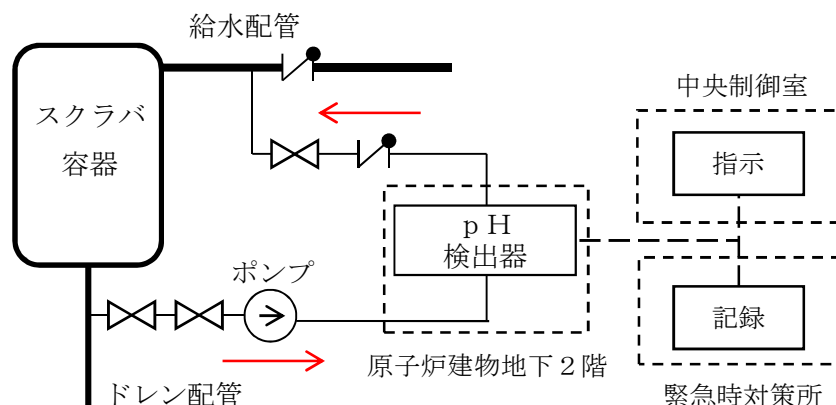


図 9 スクラバ水 pH システム概要図

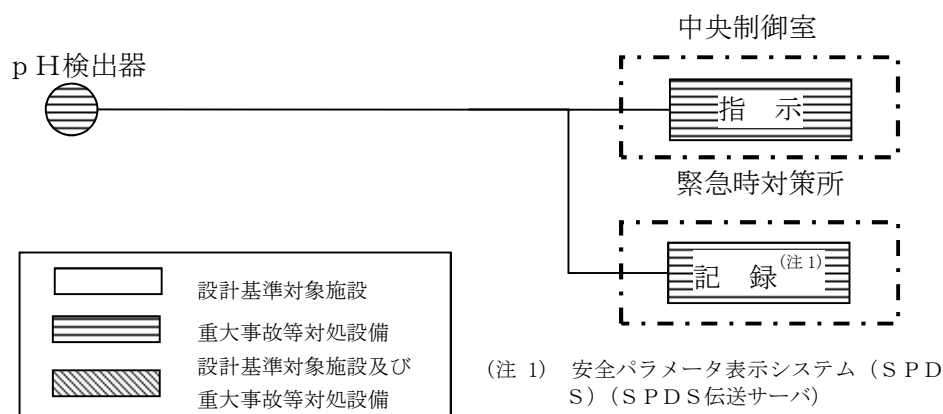


図 10 スクラバ水 pH の概略構成図

参考 格納容器フィルタベント系 計装設備の機器配置図

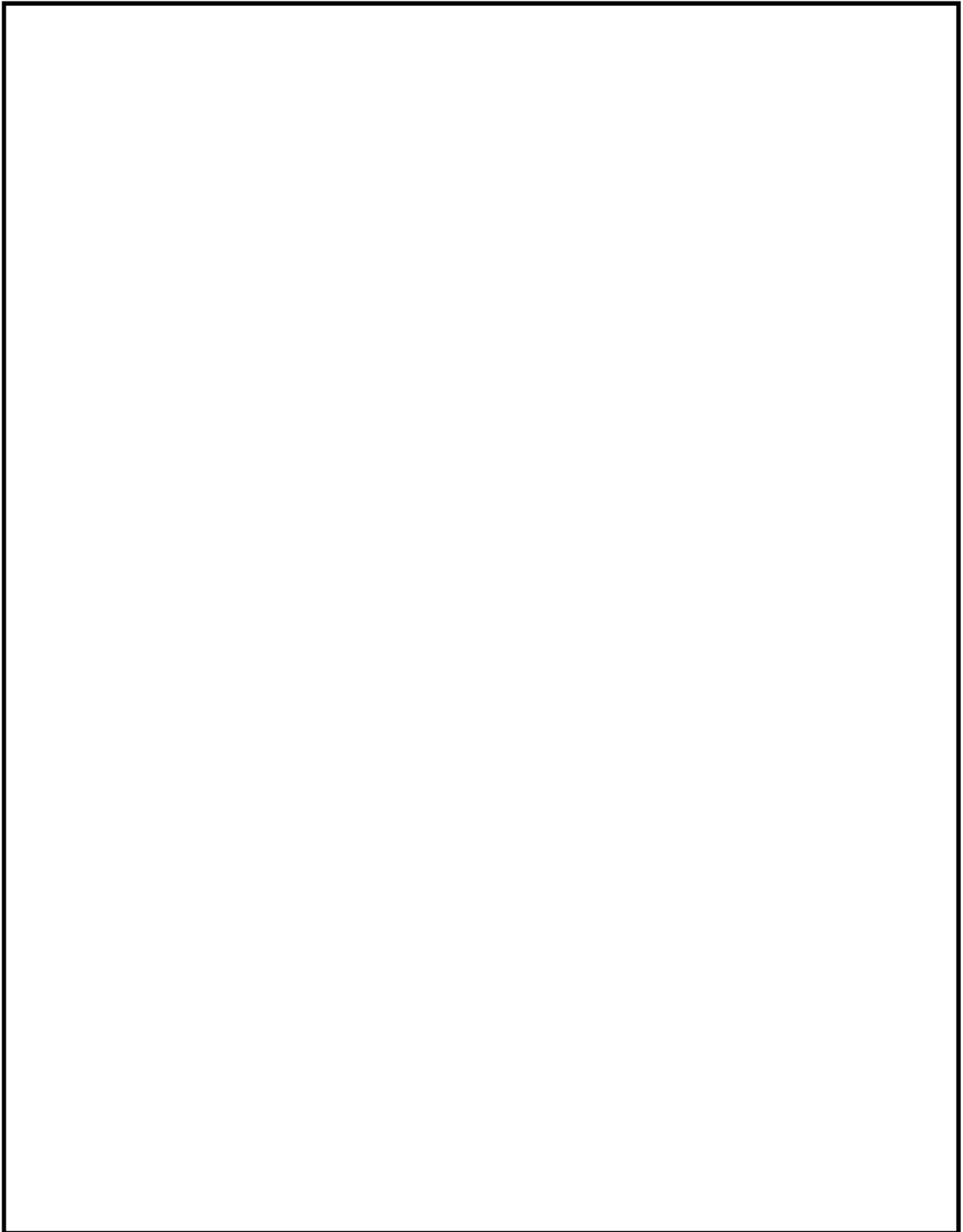


図 11 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）

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。

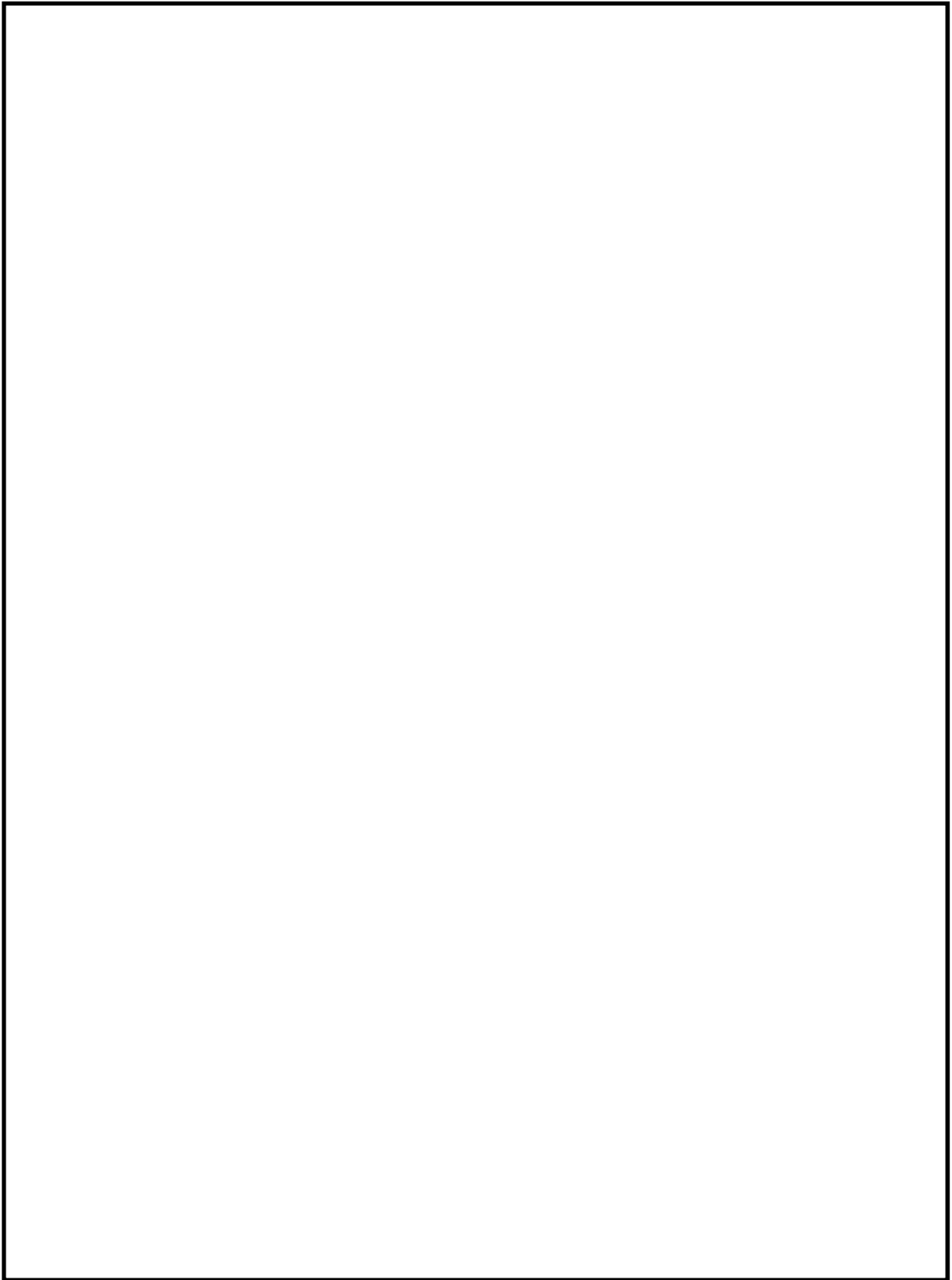


図 12 機器配置図（第 1 ベントフィルタ格納槽）（1/2）

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。

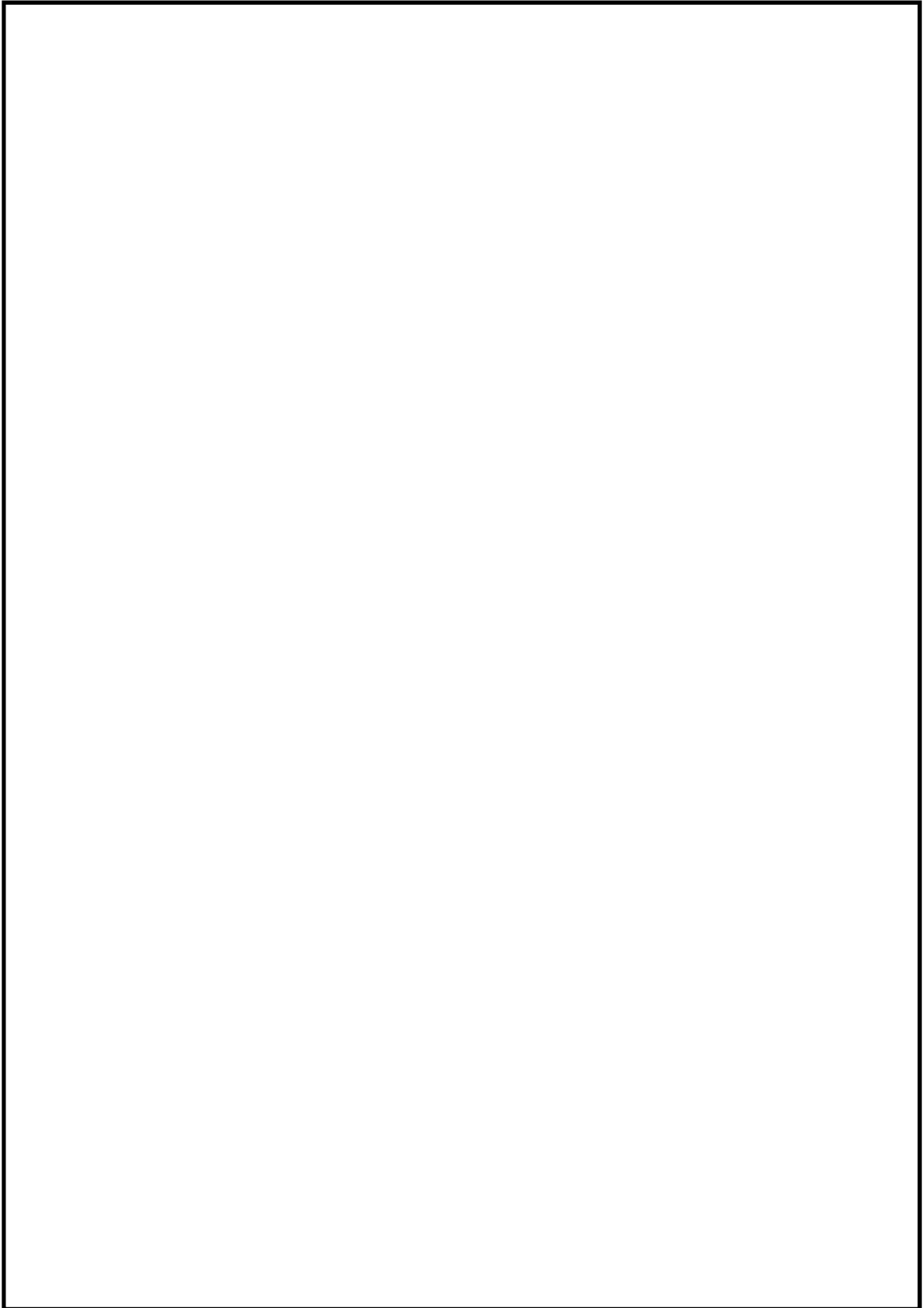


図 13 機器配置図（第 1 ベントフィルタ格納槽）（2/2）

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

1266

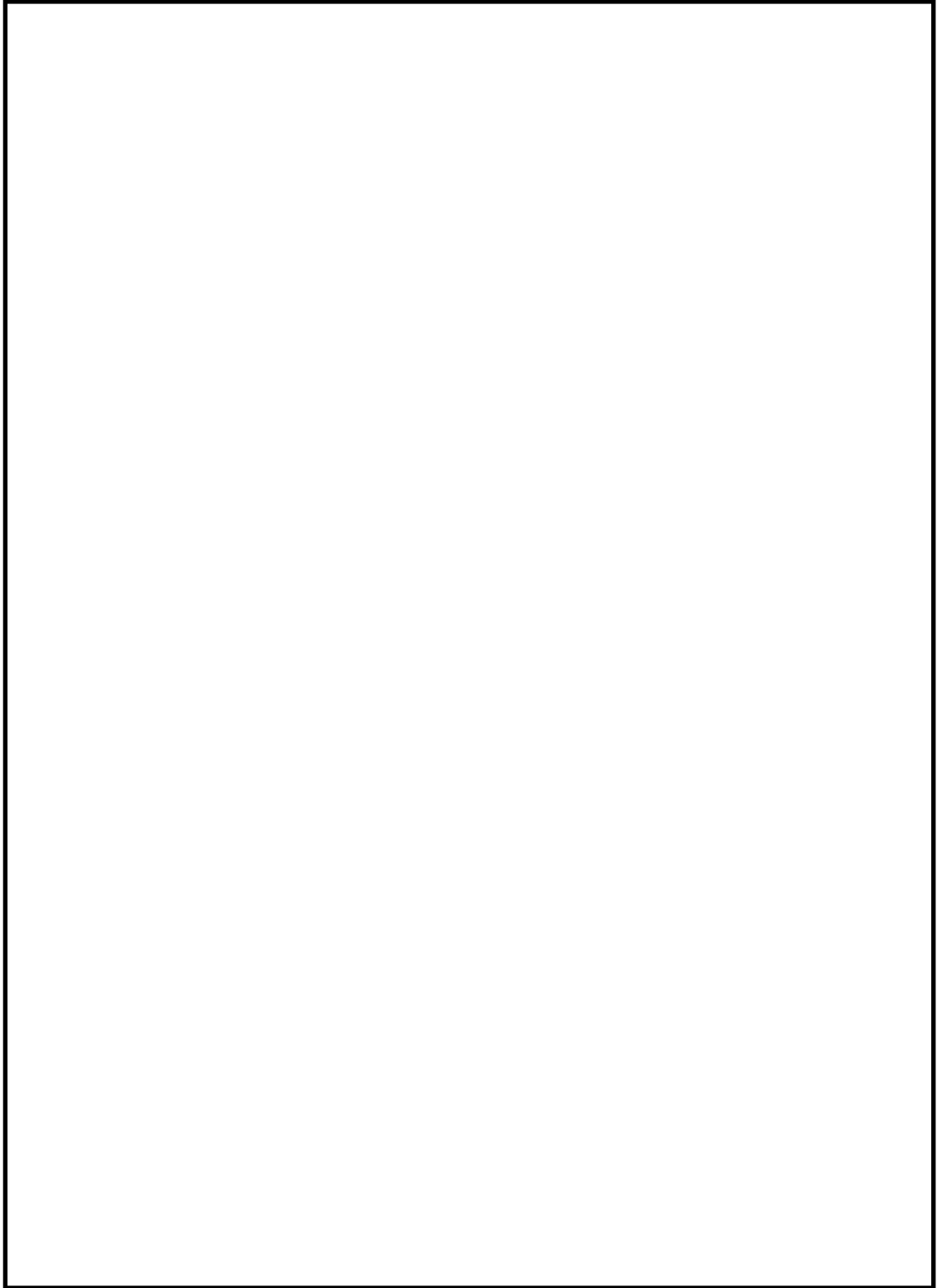


図 14 機器配置図（屋外）

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。

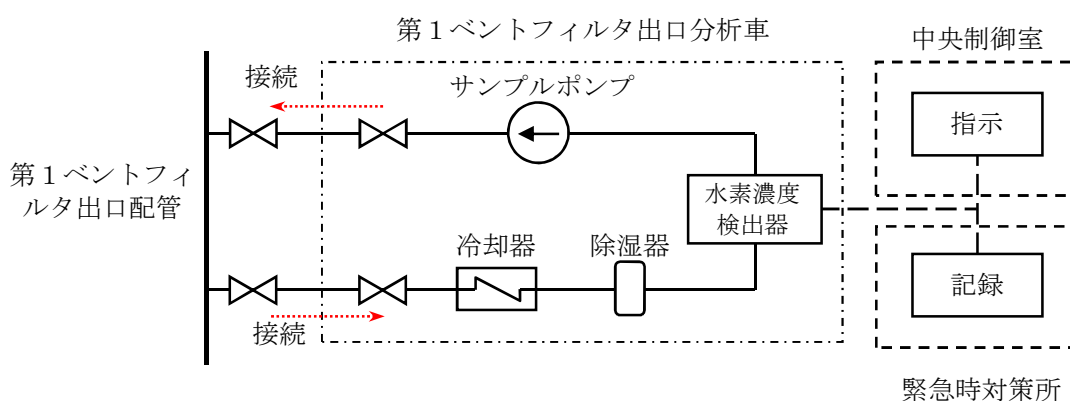


図1 第1 ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

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。

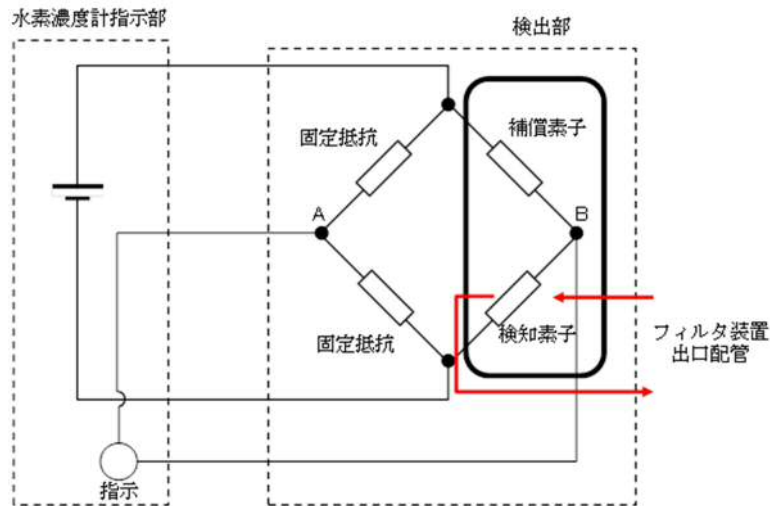


図1 水素濃度計検出回路の概要図

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。

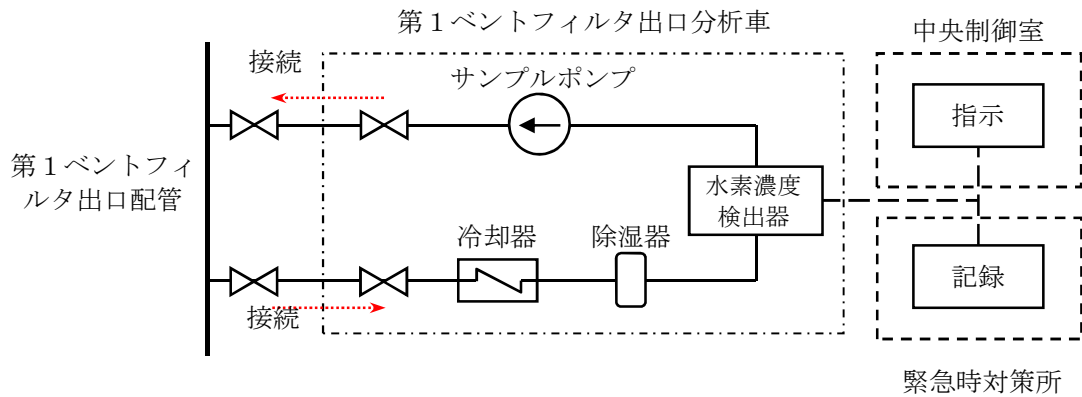


図2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

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

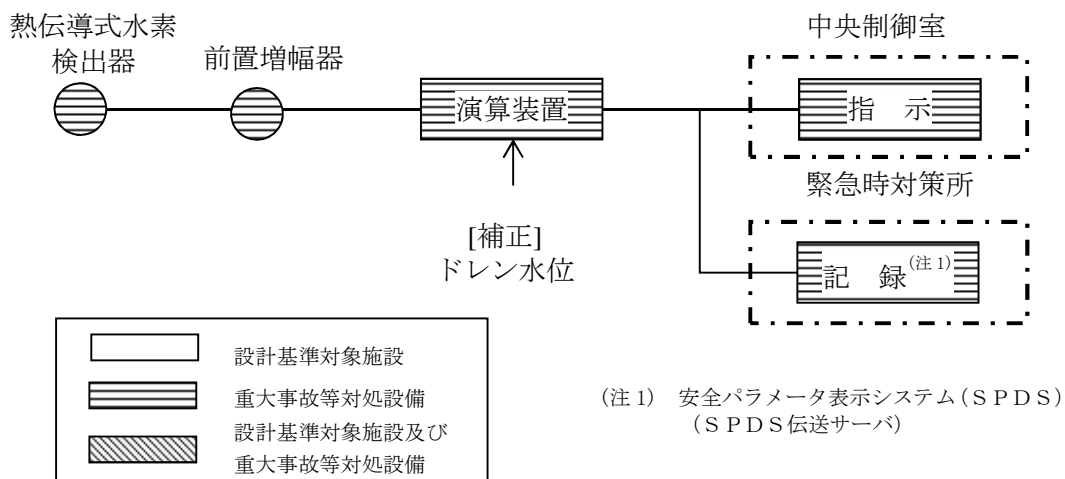


図3 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

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 格納容器フィルタバ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	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 現務		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ドライウェル圧力 (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ドライウェル圧力 (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 ^{※2}	2	中央制御室 緊急時対策所	0~100kPa[gage]	系統待機時の密着封入による不活性状態の確認	— ^{※3}	— ^{※3}
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 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ~10 ⁴ 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 ^{※1} 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 ^{※2}	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	— ^{※3}	— ^{※3}

※1：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。

※2：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

※3：自主対策設備

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。

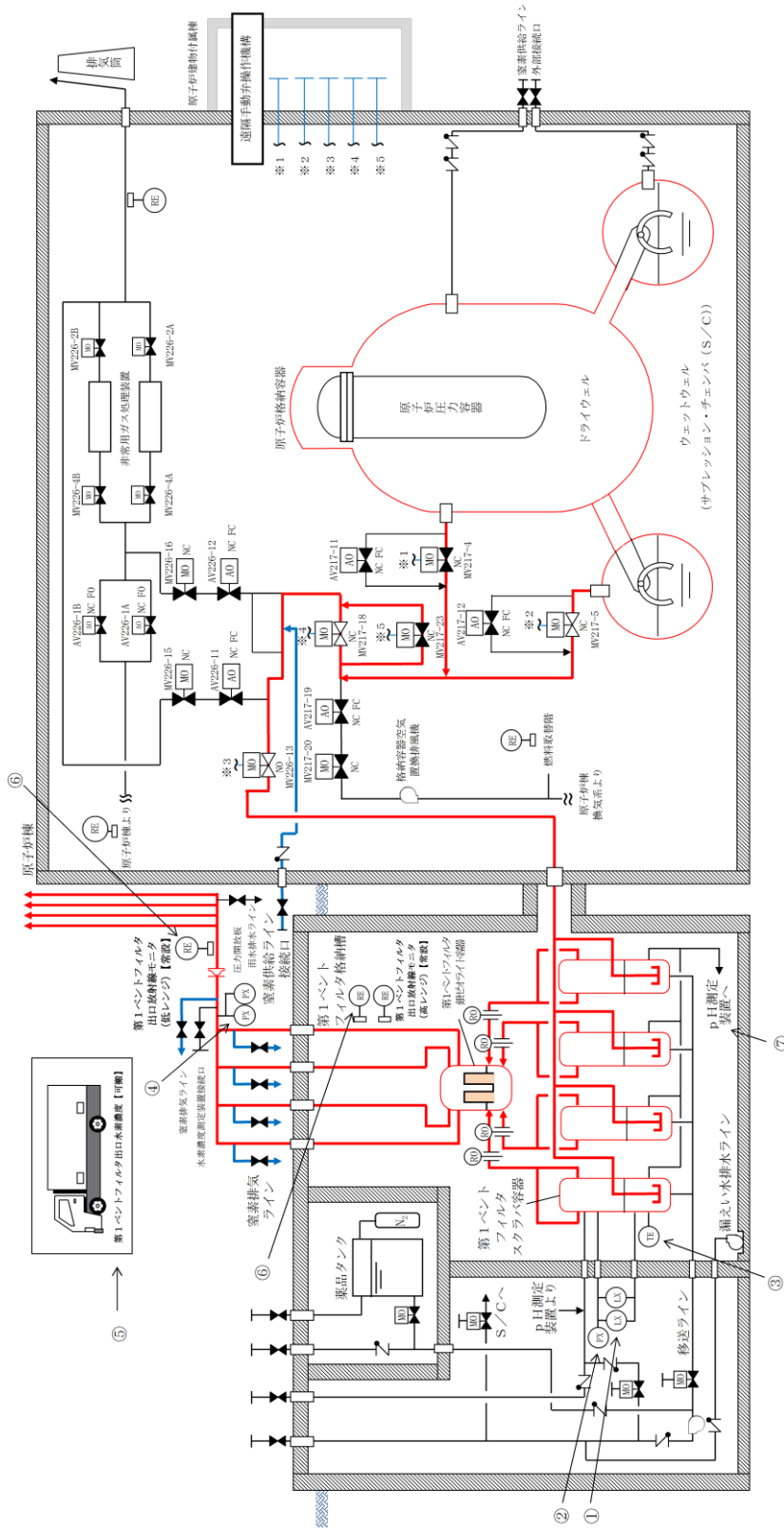


図1 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

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

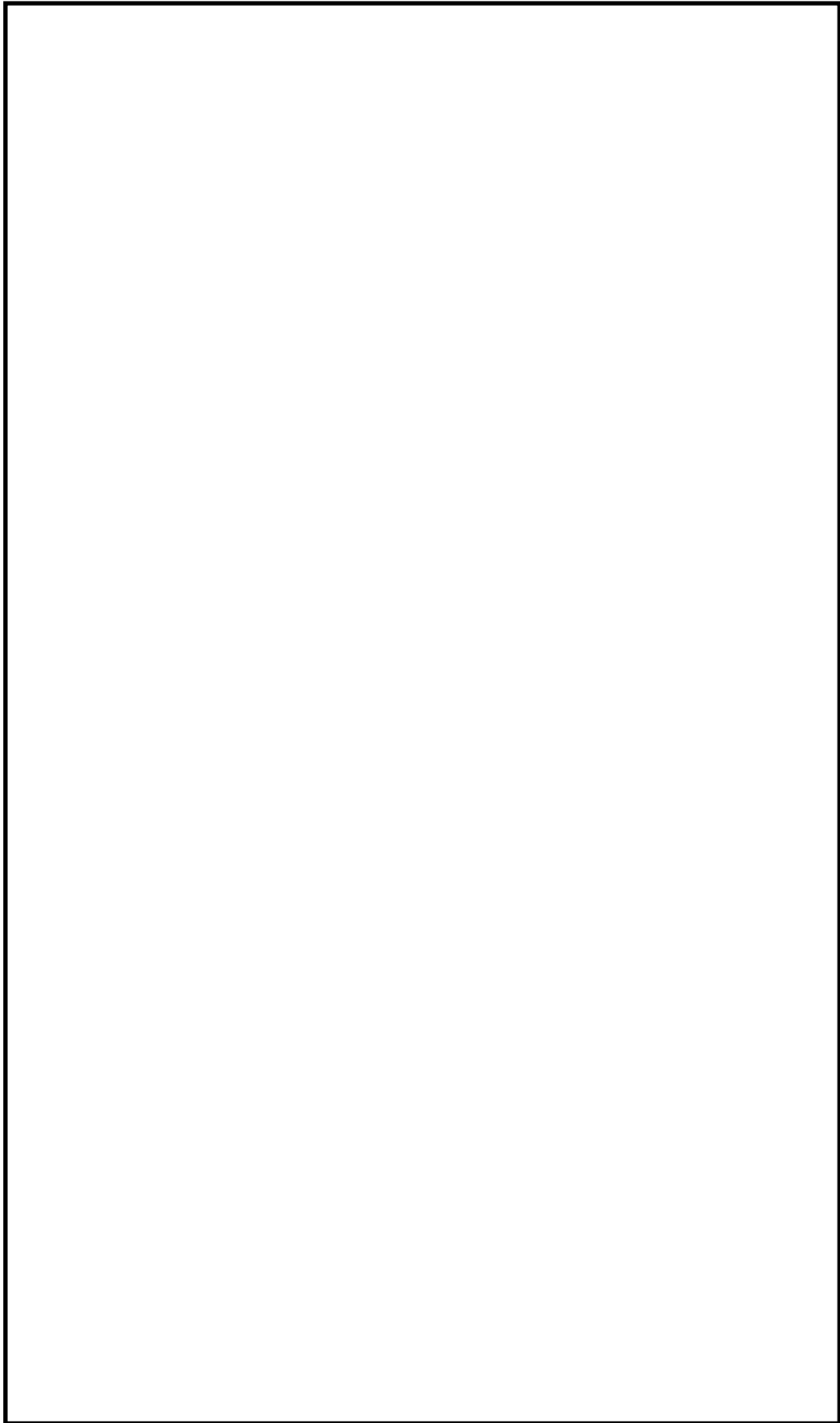


図1 評価モデル

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。

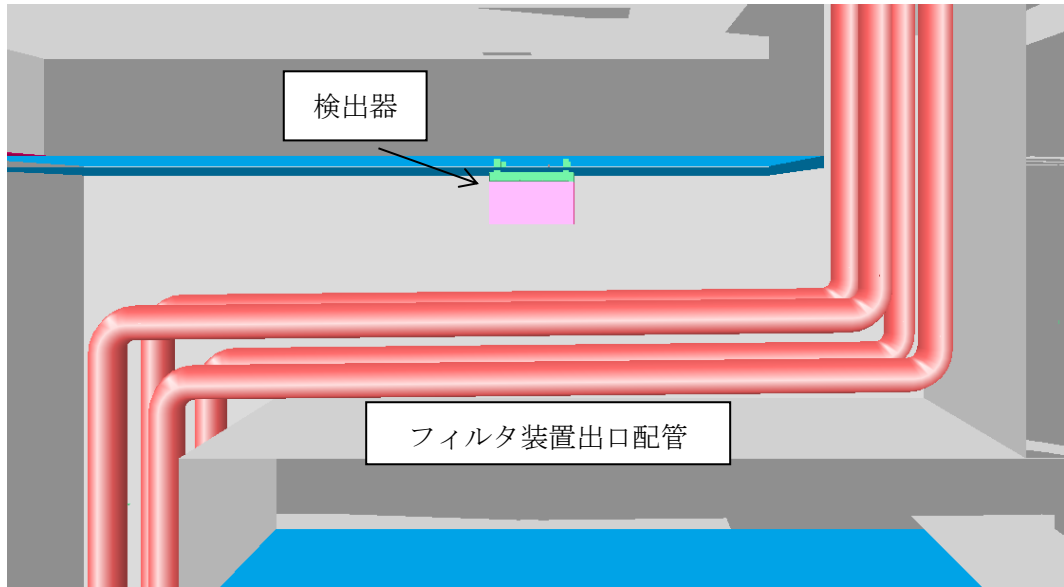


図2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）位置図

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。

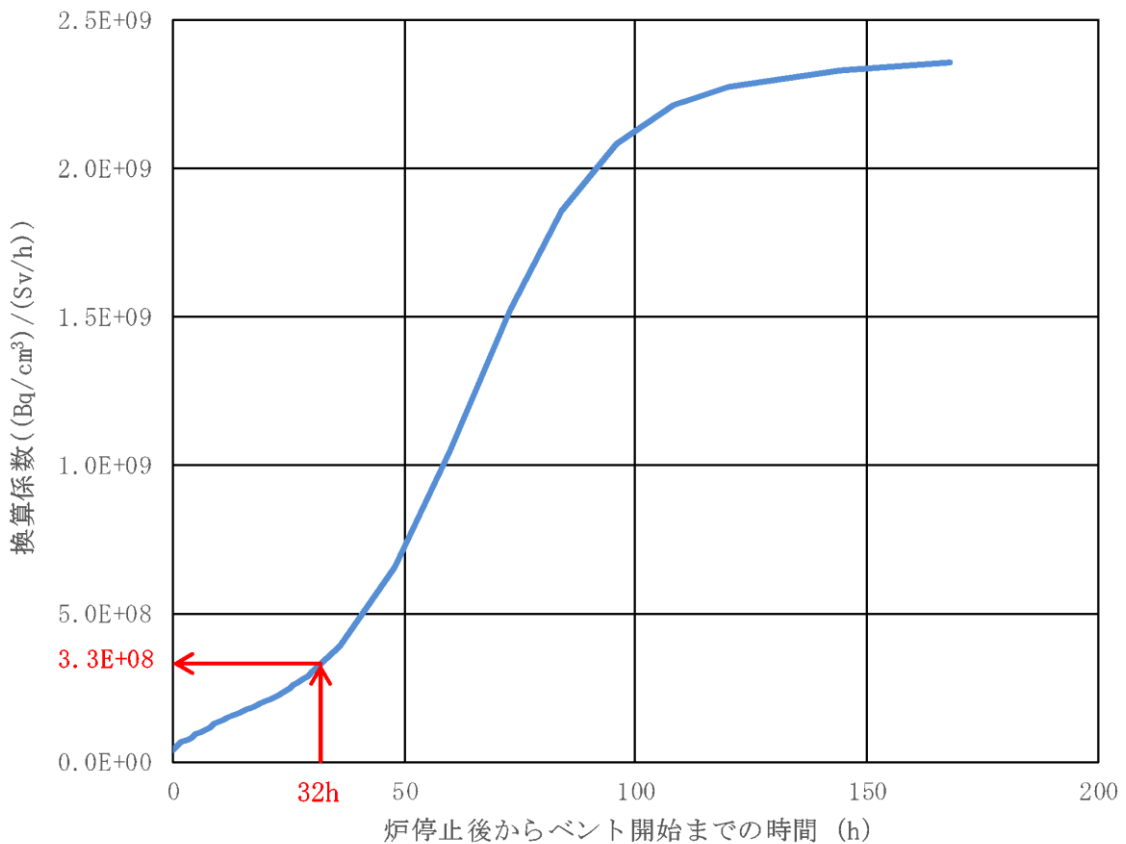


図3 換算係数の時間推移

(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るようにする。

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

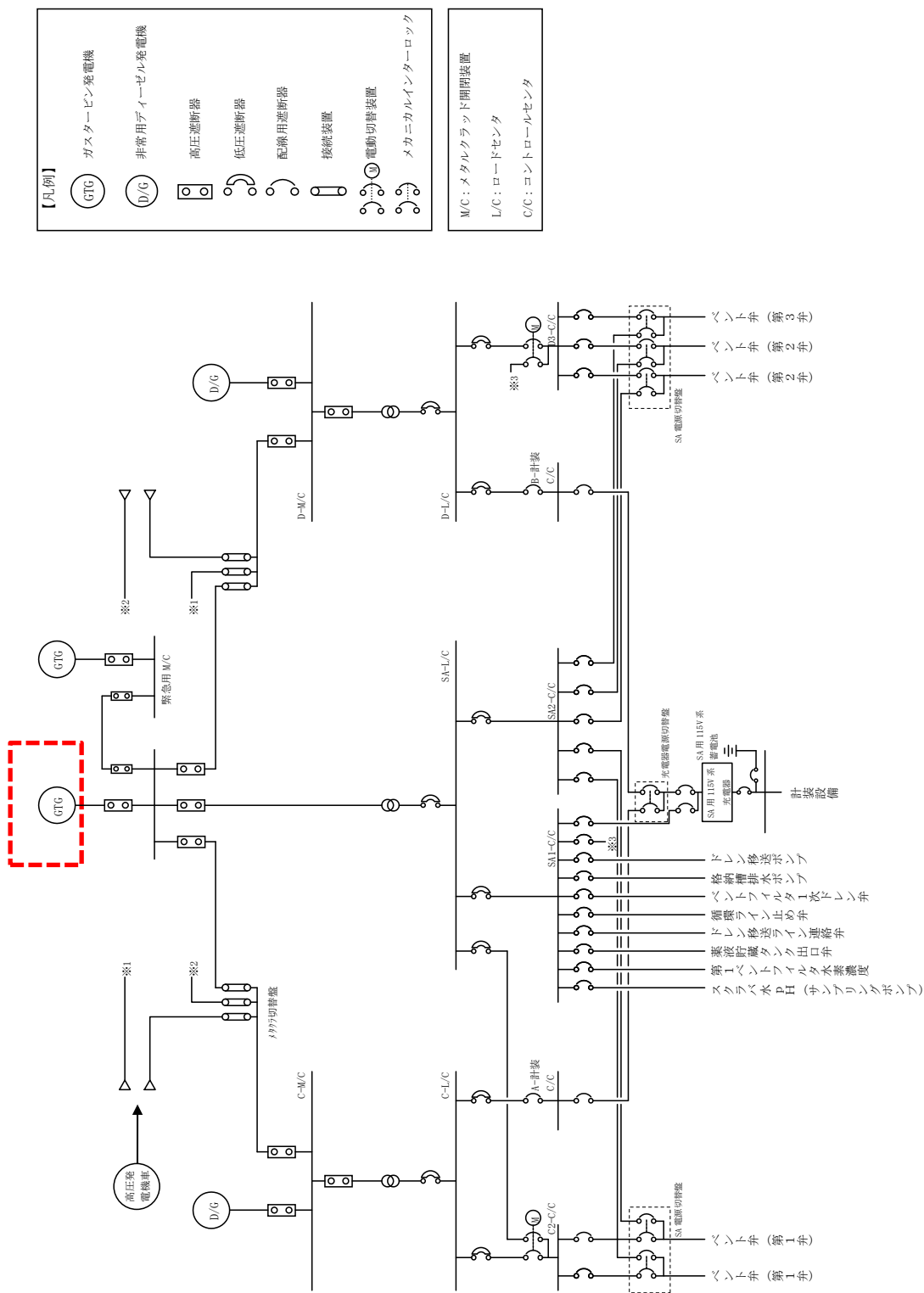
可搬型直流電源設備として、高圧発電機車及び常設充電器を配備し電源を給電する。

(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。



【凡例】

- GTG: ガスタービン発電機
- D/G: 非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- 電動切替装置
- メカニカルインターロック

M/C: メタルクラッド開閉装置
 L/C: ロードセンタ
 C/C: コントロールセンタ

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)

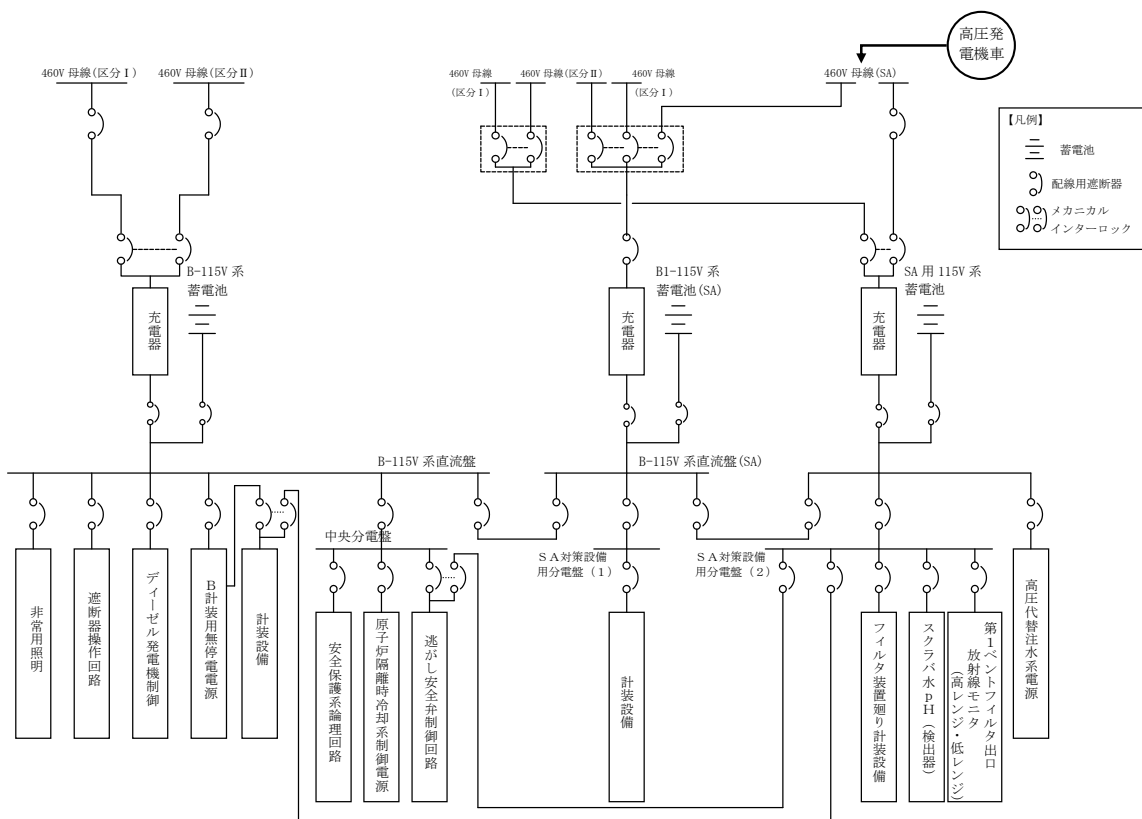


図2 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

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。

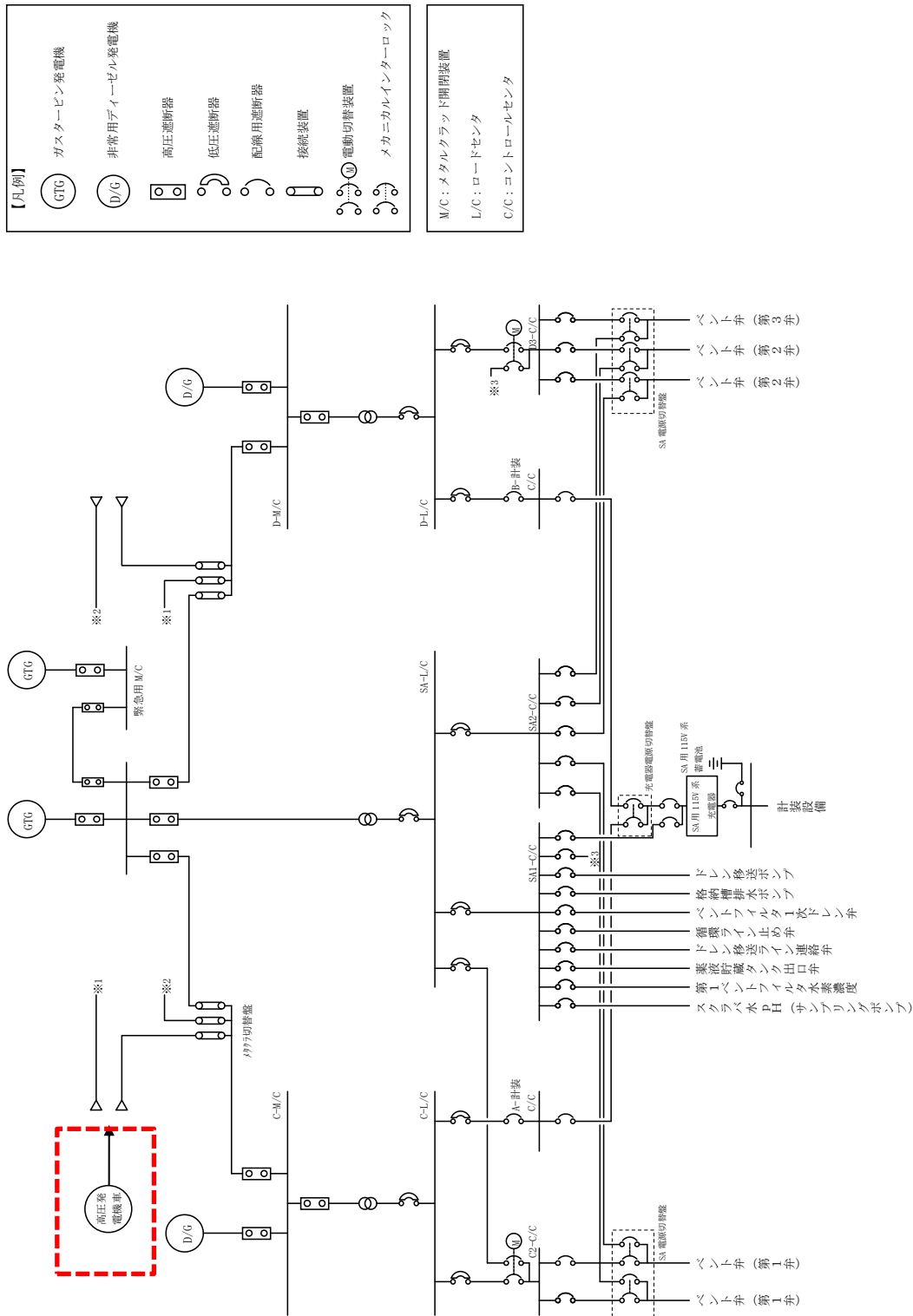


図3 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

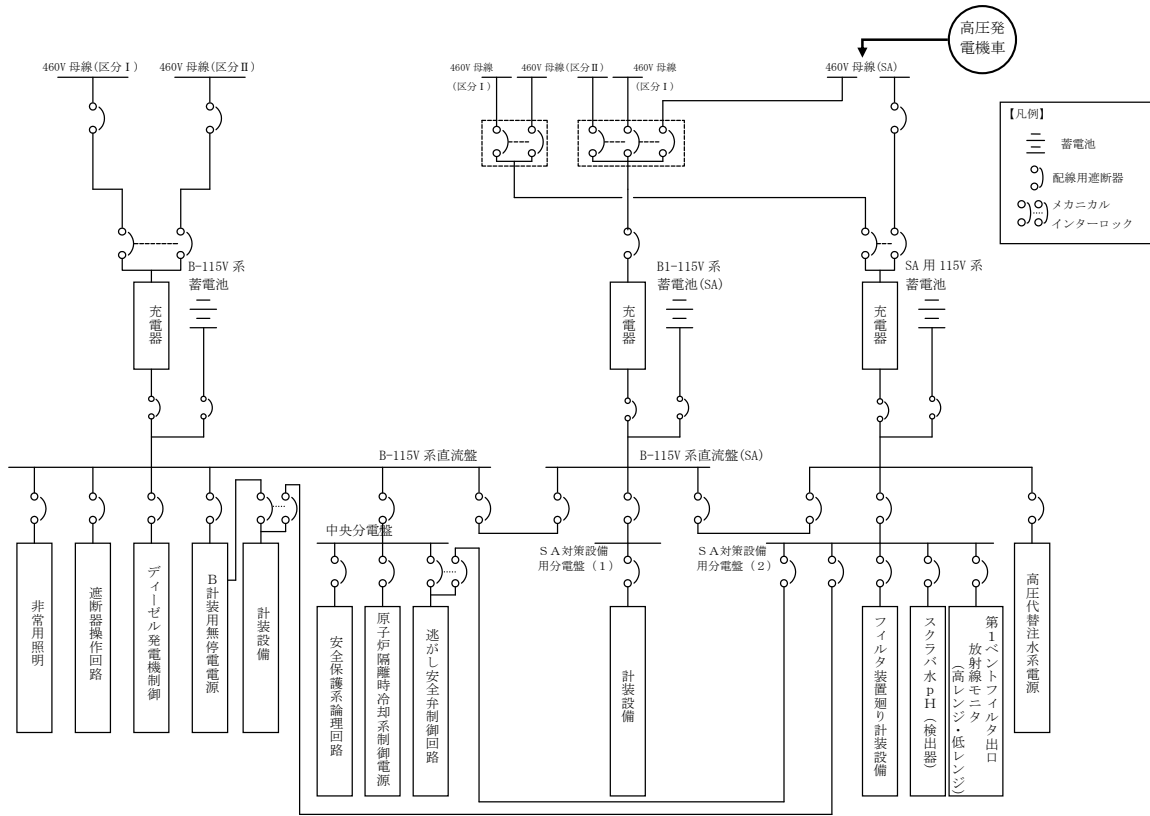


図4 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

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。

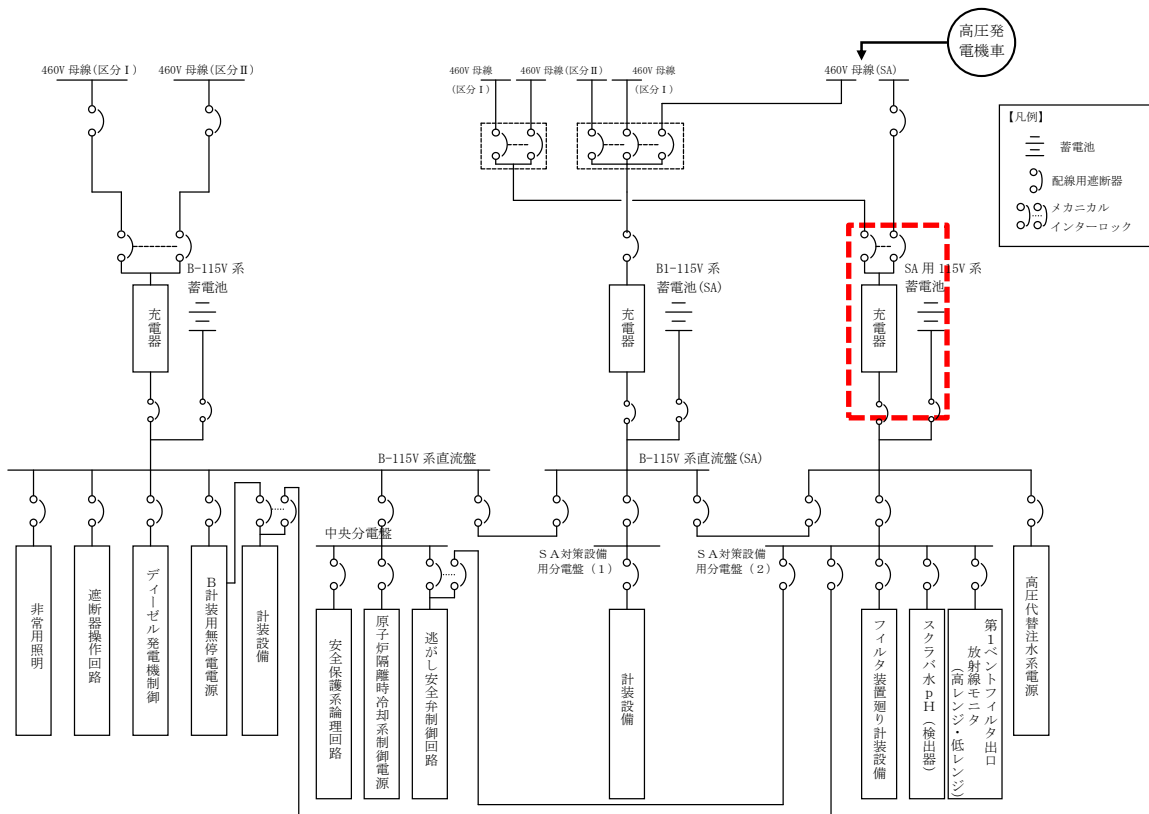


図5 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

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。

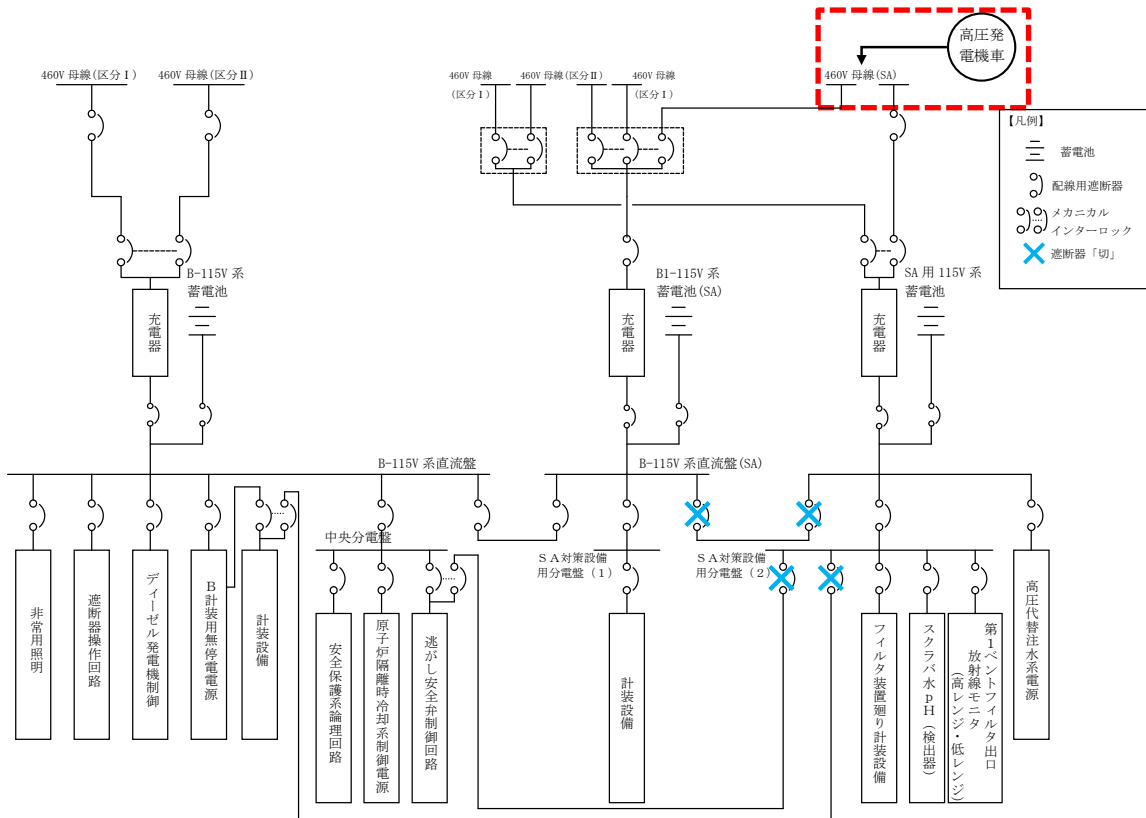


図6 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

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。

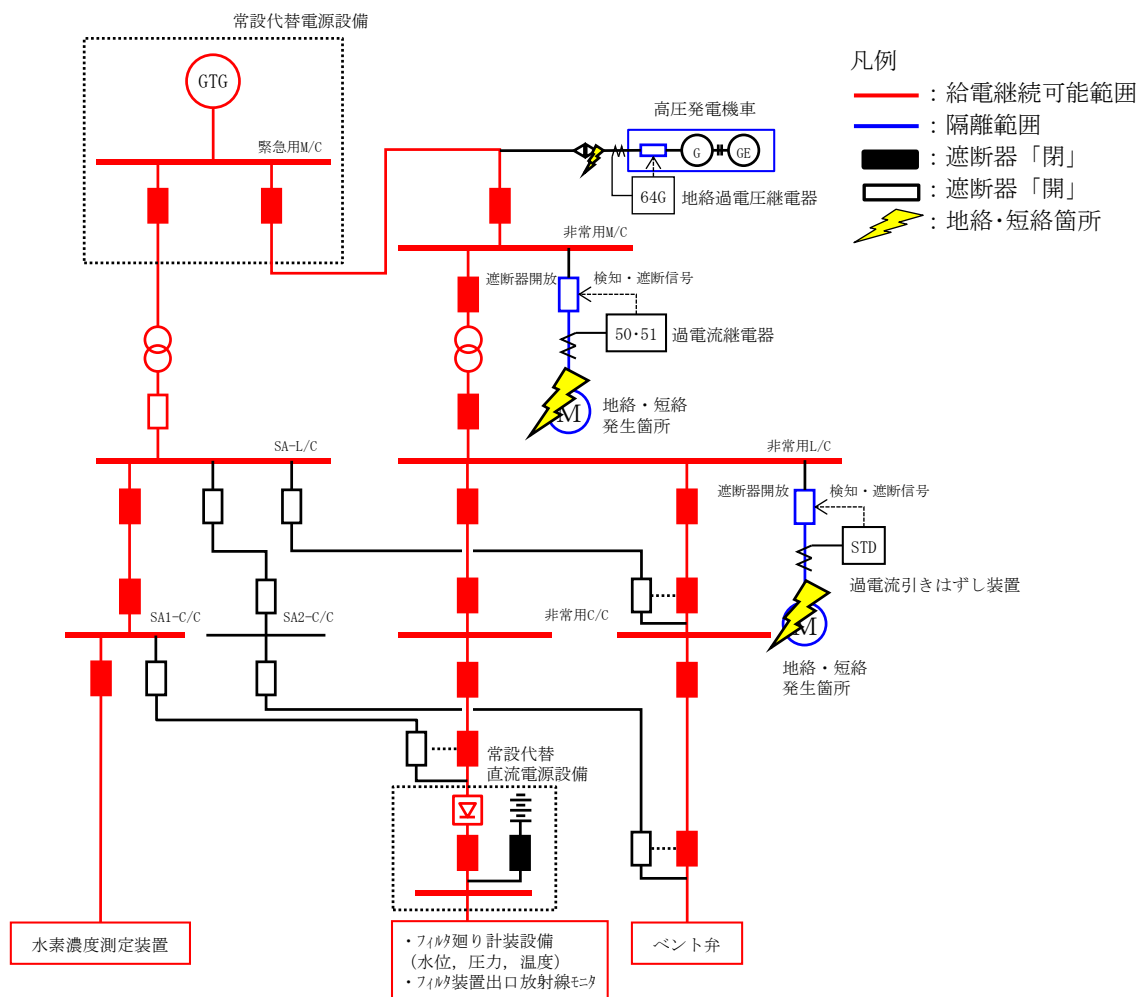
常設設備との接続部についても、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋西側並びに南側の異なる場所に分散配置している。

(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。



電気設備における
事故点隔離の流れ

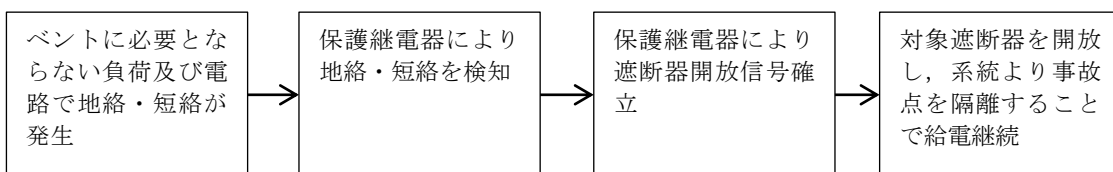


図7 電源設備の地絡，短絡対策

(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 ベント後、中長期的に残留熱除去系が復旧した後に窒素供給を開始し、除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器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）

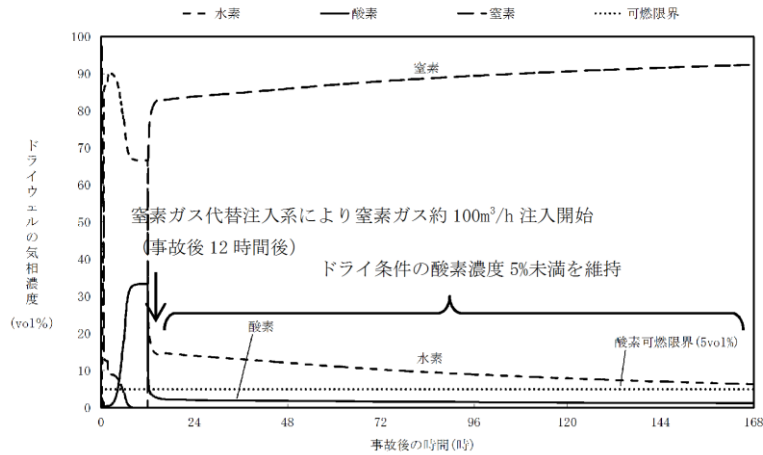


図1 ドライウエル気相濃度推移
(大 LOCA+SB0+ECCS 故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

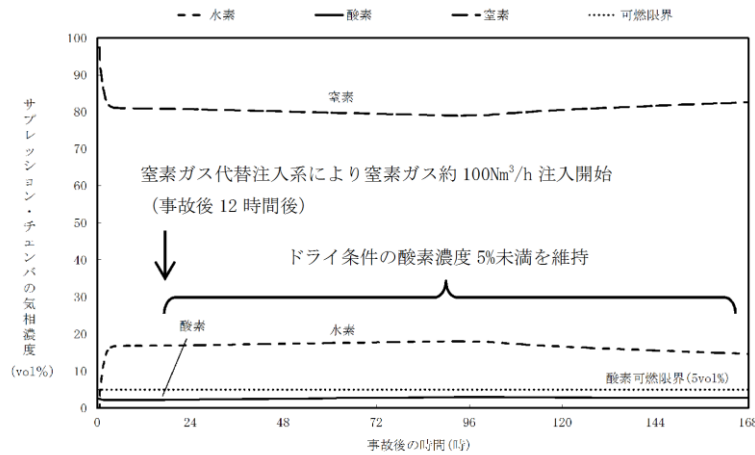


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移
(大 LOCA+SB0+ECCS 故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

(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。

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響があらわれることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式（参考図書 1）を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化（ \square g/cm³）に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾル（ \square g/cm³）を用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^*}{V_L} \frac{Q_L}{Q_g}\right) \quad \dots \dots \dots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \dots \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{\left(1+0.7/K\right)^2} \quad \dots \dots \dots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \dots \dots (4)$$

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。

ここで、

P_t : 透過率	τ_p : 緩和時間
V^* : 液滴通過ガス体積	A_d : 液滴断面積
V_g : ガス体積	K : 慣性パラメータ
V_L : 液滴体積	C : すべり補正係数
Q_g : ガス体積流量	μ : ガス粘性係数
Q_L : 液滴体積流量	ρ_p : エアロゾル密度
η_d : 捕集効率係数	d_p : エアロゾル粒径
u_g : ガス速度	d_d : 液滴径
u_d : 液滴速度	

これらから、透過率 P_t (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は、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り、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG1465 に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表 1 のとおり g/cm³ となる。

表 1 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb※		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO※		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)						

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

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。

ここで、各化合物の密度は、以下の通り

CsI : 4.5g/cm³ (参考図書2)

SrO : 5.1g/cm³ (参考図書2)

CsOH : 3.7g/cm³ (参考図書4)

MoO : 6.4g/cm³ (参考図書2)

TeO₂ : 5.7g/cm³ (参考図書3)

CeO₂ : 7.3g/cm³ (参考図書2)

Sb : 6.7g/cm³ (参考図書2)

La₂O₃ : 6.2g/cm³ (参考図書2)

BaO : 6.0g/cm³ (参考図書5)

c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり g/cm³ 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} \doteq \text{$$

ここでは、



とした。この結果から、密度の変化 () に対して捕集効率係数変化 (\doteq) は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

これは、格納容器フィルタベント系の運転範囲において、ベンチュリノズル部における液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では、速度差が支配的となるためと考えられる。

JAVA 試験では、複数の種類のエアロゾルで試験が行われている。それぞれの化合物の密度を以下に示す。

g/cm³ (参考図書2)



g/cm³ (参考図書6)



以上より、重大事故時における密度の変化が、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径（MMD）、空気力学的質量中央径（AMMD）どちらを用いても変わらない。

(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した  の質量中央径（MMD）の範囲は  となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を図1に示す。

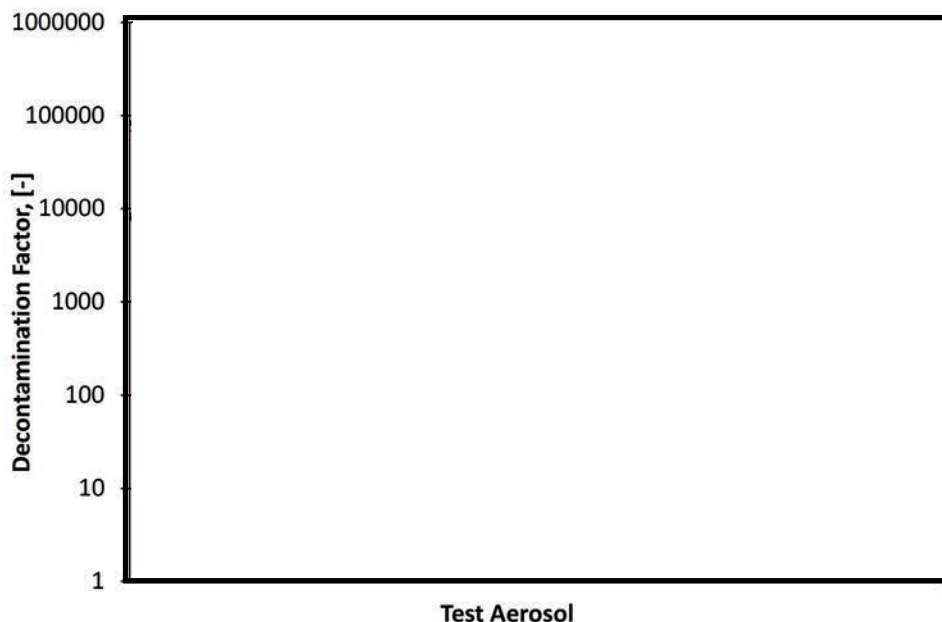


図1 エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 試験用エアロゾルと想定されるエアロゾルの空気力学径の比較

・質量中央径（MMD）

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

・空気力学径（AMMD）

その粒子と同じ沈降速度を持つ単位密度（ 1 g/cm^3 ）の球の直径であり、形状と密度について基準化したもの

MAAP コードによる評価では MMD を用いることから、以下の式により AMMD を MMD に換算する。

$$\text{AMMD} = \rho_p \text{ MMD}$$

ここで ρ_p はエアロゾルの密度 (g/cm^3) である。

MAAP 解析により得られた MMD と AMMD の関係を表 2 に、JAVA 試験で使
用した試験用エアロゾルの MMD と AMMD の関係を表 3 に示す。この結果、試験
用エアロゾルの MMD (約) と AMMD (約) は、
実機に想定される MMD (約) と AMMD (約)
のいずれについても、よく代表していると言える。

表 2 実機想定エアロゾルの MMD と AMMD

想定エアロゾル	MMD (d_p)	密度 (ρ_p) g/cm^3	AMMD ($d_p \sqrt{\rho_p}$)
	サプレッションチェンバ からのベント： 約 <input type="text"/>	4.5	
		3.7	
		5.7	

表 3 試験用エアロゾルの MMD と AMMD

試験用エアロゾル	MMD (d_p)	密度 (ρ_p) g/cm^3	AMMD ($d_p \sqrt{\rho_p}$)

《参考図書》

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS”, (2009)
2. 理化学辞典第 4 版
3. 理化学辞典第 4 版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第 3 版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition.
Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke (2011)

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) エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

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

(2) 粒径分布（個数分布と累積質量分布）

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

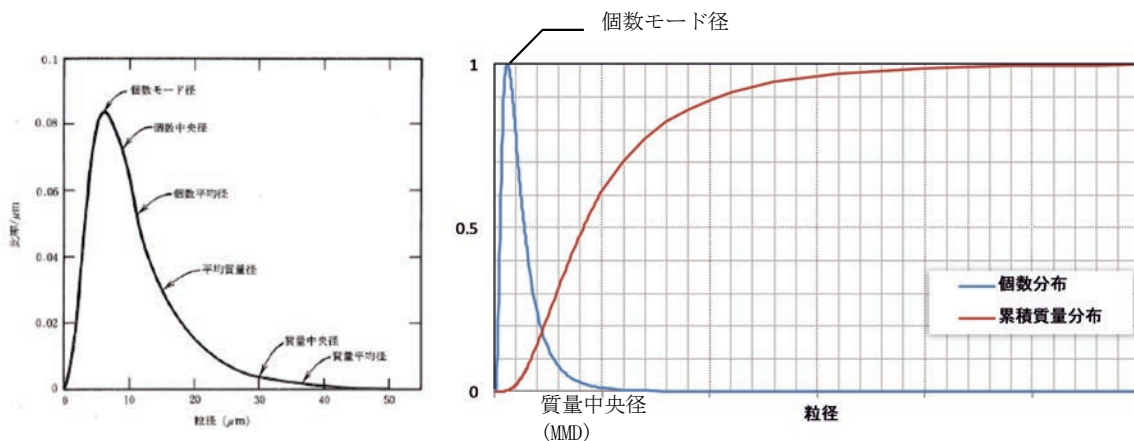


図1 個数分布と累積質量分布

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

ここで、


個数モード径	最も存在個数の比率の多い粒径
質量中央径 (MMD)	全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

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

(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係

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

(参考2) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)

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

(参考3) 想定する事故シナリオについて

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「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」を選定する。

1. 事象の概要（格納容器ベント時）

- (1) 大破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (2) 更に非常用炉心冷却系（以下、ECCSという。）喪失、全交流動力電源喪失（以下、SBOという。）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。事象発生から30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (3) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約73時間後に外部注水量制限値に到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

2. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(1) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象についてはプラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から地域性等を考慮して12事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えられられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表1のとおりグループ別に分類する。

表1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2)で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・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。）を実施した場合と、ドライウエ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。）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器フィルタベント系が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/Wベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。

※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

原子炉圧力容器が破損し熔融炉心がペDESTALに落下すると、熔融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成さ

れ、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。

熔融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペDESTALに落下する熔融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。表1に示す各事故シナリオグループのうち、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。

崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設の機能喪失または機能の遅延を仮定した場合において、原子炉格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器フィルタベント系の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

LOCA時注水機能喪失は、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入の可能性があることから、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

以上のことから、原子炉格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内の注水に失敗し、さらに熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため、あえて原子炉圧力容器破損前のペDESTALへの水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTALへの注水を行った後にD/Wベントを実施するものとする。

なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に熔融炉心からプールへの熱流束は 800kW/m^2 相当で一定（圧力依存なし）としている。

(参考4) 発生するエアロゾルの種類について

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器フィルタベント系に流入する。これらは格納容器フィルタベント系に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を表1に示す。また、想定事故シナリオ（D/Wベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量を表2に示す。

表1 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質 例	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む) ^{※1}	格納容器フィルタベント系に 流入する粒子状物質量 [kg] (安定核種を含む) ^{※2}
希ガス	Xe, Kr		—
CsI	CsI, RbI		約 1.3×10^{-4}
TeO ₂ , Te ₂ ^{※3, ※4}	TeO ₂ , Te ₂		約 1.2×10^{-4}
SrO	SrO		約 4.7×10^{-5}
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂		約 4.4×10^{-5}
CsOH	CsOH, RbOH		約 1.9×10^{-3}
BaO	BaO		約 6.7×10^{-5}
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , S m ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂		約 5.6×10^{-6}
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂		約 1.3×10^{-5}
Sb	Sb		約 1.6×10^{-6}
UO ₂	UO ₂		約 1.4×10^{-3}
コンクリート/構 造材	-		約 2.1×10^{-5}

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGENコードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、評価した値

※2 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合(MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正)から評価した。想定シナリオ(W/Wベント時)ではTe₂及びUO₂の放出割合のMAAP解析結果はゼロであることから、後述するMAAP解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465の知見を用いた補

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。

正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te₂ 及び UO₂ の放出割合として MAAP 解析結果(ゼロ)そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

- ※3 表中の Te₂ の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te₂ の形態で存在する場合の値に相当する。
- ※4 ここでは TeO₂ と Te₂ の存在比率を考慮せず、TeO₂ と Te₂ の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

表2 想定事故シナリオ (D/Wベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) ^{※1}	
	想定事故シナリオ (大LOCA+SBO+全ECCS 機能喪失シナリオ) (D/Wベ ント)	原子炉圧力容器が破損するケ ース(高圧・低圧注水機能喪 失シナリオ) (D/Wベント)
希ガス	—	—
CsI	約 9.7×10^{-2}	約 3.9×10^{-6}
TeO ₂ , Te ₂ ^{※2}	約 2.0×10^{-1}	約 8.1×10^{-5}
SrO	約 7.9×10^{-2}	約 3.1×10^{-5}
MoO ₂	約 7.3×10^{-2}	約 2.9×10^{-5}
CsOH	約 3.2	約 1.3×10^{-3}
BaO	約 1.1×10^{-1}	約 4.4×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 9.4×10^{-3}	約 3.7×10^{-6}
CeO ₂	約 2.1×10^{-2}	約 8.3×10^{-6}
Sb	約 2.7×10^{-3}	約 1.1×10^{-6}
UO ₂	約 2.3	約 9.1×10^{-4}
コンクリート/構造 材	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-7}

- ※1 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (W/W ベント時) では Te₂ 及び UO₂ の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正

は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質を保守的に評価するために Te_2 及び UO_2 の放出割合として MAAP 解析結果（ゼロ）そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO_2 と Te_2 の存在比率を考慮せず、 TeO_2 と Te_2 の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質を評価した（ Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応）。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

a. 炉心状態の想定

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の (a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

このことから、格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。

(a) 停止時炉内内蔵量

停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a) と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量 [kg] は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは、原子炉格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器フィルタベント系への放出割合を MAAP 核種グループごとに評価している。

大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/Wベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果(事故発生から 168 時間後時点)を表 4 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 4 の値は格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

表 4 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合(10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい(10^{-5} オーダー) という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

表 5 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやよう素) が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表 6 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやよう素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また、被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba : 雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb : 高温状態でも放出速度は低い。

※1 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究(JAEA-Review2013-034, 2013年12月)」

表4 評価結果は、これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおいては、MAAP解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAPコードの開発元であるEPRIからも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてMAAP解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru及びMo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Moの放出量評価について、NUREG-1465よりもMAAPコードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種（セシウムやヨウ素）については、炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単にMAAP解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されているNUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析事象進展（格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、当該事故シー

ケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉压力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 3 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において問 REG1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 7 に示す。

表 3 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 28 分 ^{※1}	約 28 分～約 3.2 時間 ^{※2}
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉压力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループ。については、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合^{※1※2}、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する（詳細は別紙 50 参照）。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I / M_{Cs} \times W_{Cs} / W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

ここで、

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : I 元素の停止時炉内内蔵量

M_{Cs} : Cs 元素の停止時炉内内蔵量

W_I : I の原子量 W_{Cs} : Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価
- ② ①の結果をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。
- ④ 各化合物は表 1 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

(b) それ以外の核種グループ。

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と、希ガスグループの放出割合、及び、NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表 8 及び表 9 に、NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / Y_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

表4 MAAP解析による放出割合の評価結果
(エアロゾル量の評価に使用しない)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO ₂	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La ₂ O ₃	約 3.3×10^{-5}
CeO ₂	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs ^{※1}	約 6.8×10^{-6}

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価(評価式は別紙50参照)

表5 TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

核種	(単位：%)								
	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁴⁴ Eu	¹⁵⁴ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³⁰ I	⁸¹ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水, 気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持されたIのインベントリはCsと同等であると考えられる。

出典：TMI-2号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990))

表6 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サービ スビル新 (北約1,000m)*2	⑤臨休廃棄物貯 蔵庫12棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核 種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.8E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：東京電力 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表7 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
(格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際に使用)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO ₂	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 5.4×10^{-9}
CeO ₂	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te ₂	約 1.3×10^{-8}
UO ₂	約 1.3×10^{-8}
Cs* ¹	約 6.8×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は別紙 50 参照)

表 8 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※ 1
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照 (NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。)

表 9 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。実機フィルタ装置については、使用条件において所定の性能が発揮されるように、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験条件に包絡されるように設計されている。

ACE 試験は、米国 EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。

これらの試験について、実機フィルタ装置とのスケール適用性について以下に示す。

性能検証試験の概要

(1) JAVA 試験

JAVA 試験は、Framatome 社（旧 AREVA 社）により、ドイツのカールシュタインにある大規模試験施設（以下、「JAVA 試験施設」という。）にて実施された。JAVA 試験では、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件，エアロゾル粒径等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。

図 1 に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。試験フィルタ装置は、高さ約 m, 直径約 m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル（ ），及び実機と同構造の金属フィルタを内蔵している。

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

(2) JAVA PLUS 試験

JAVA PLUS 試験は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome 社（旧 AREVA 社）により、JAVA 試験施設を改造した施設にて実施された。

JAVA PLUS 試験では、実機と同仕様の銀ゼオライトを充填したフィルタを設置し、有機よう素の除去性能試験を実施している。

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

(3) ACE 試験

ACE 試験は、EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能検証試験が実施された。

図2に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。

試験フィルタ装置は、高さ m、直径 m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル () と、実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属フィルタを内蔵している。

なお、ACE 試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI 及び Framatome 社 (旧 AREVA 社) の知的財産 (Intellectual Property) として開示が不可能であることから、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

(4) スケール性の確認

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

試験フィルタ装置へ流入したガスは、装置の下端に設置されたベンチュリノズルを経由し、上部に設置された金属フィルタ、その後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成となる。

フィルタ装置の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ガス流速が挙げられるが、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように実機のベンチュリノズルの個数を設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属フィルタの表面積についても、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。JAVA 試験及び実機における物理パラメータと試験条件を表2、ベンチュリノズル部及び金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図3、4に示す。

実機の銀ゼオライトフィルタについては、JAVA PLUS 試験で得られた試験結果に基づき、想定されるよう素量を捕集するためベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充填量を設定している。

以上より、試験の実機への適用性は確保できていると考えられる。

表3に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。

(5) 評価

以上より、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機

の使用条件についても模擬できており、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考える。



図 1 ACE 試験の設備概要

表1 ACE試験の試験条件及び結果

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

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

実機

JAVA試験

ACE試験



図2 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較

表2 JAVA試験及び実機における運転範囲

項目	JAVA試験	実機運転範囲
ベンチュリノズル部ガス流速		
金属フィルタ部ガス流速		

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。

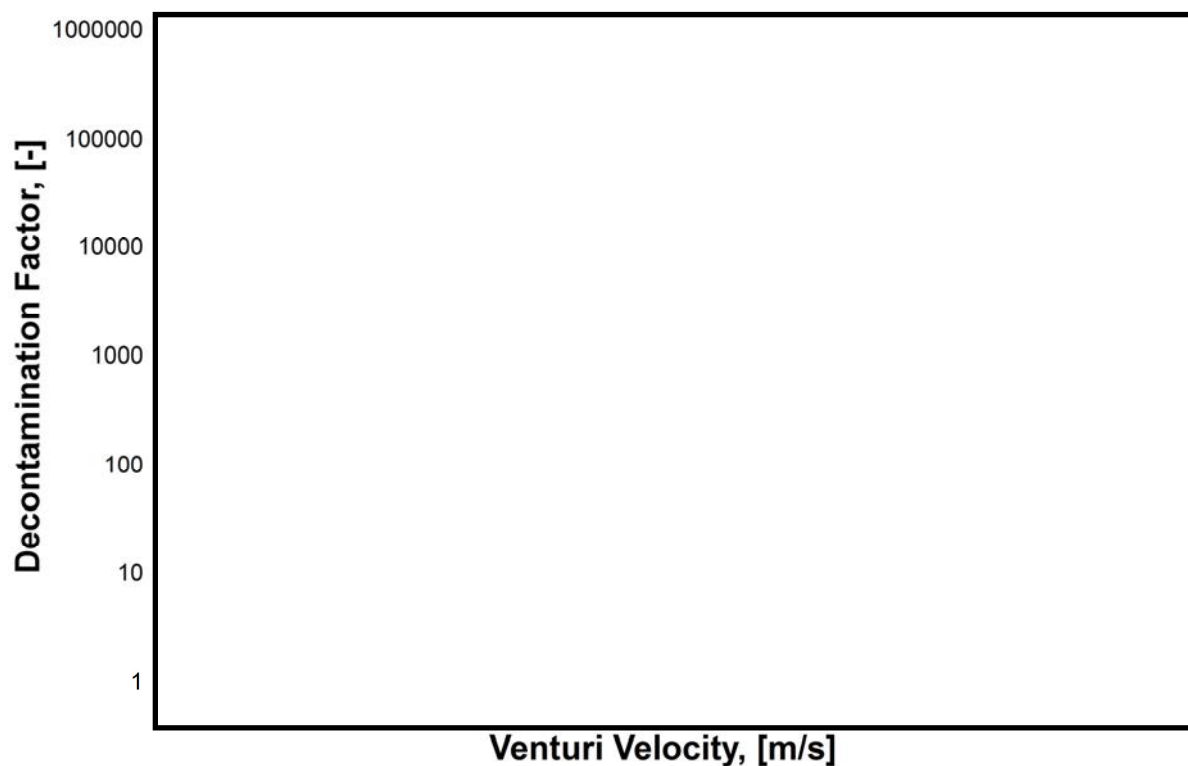


図3 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

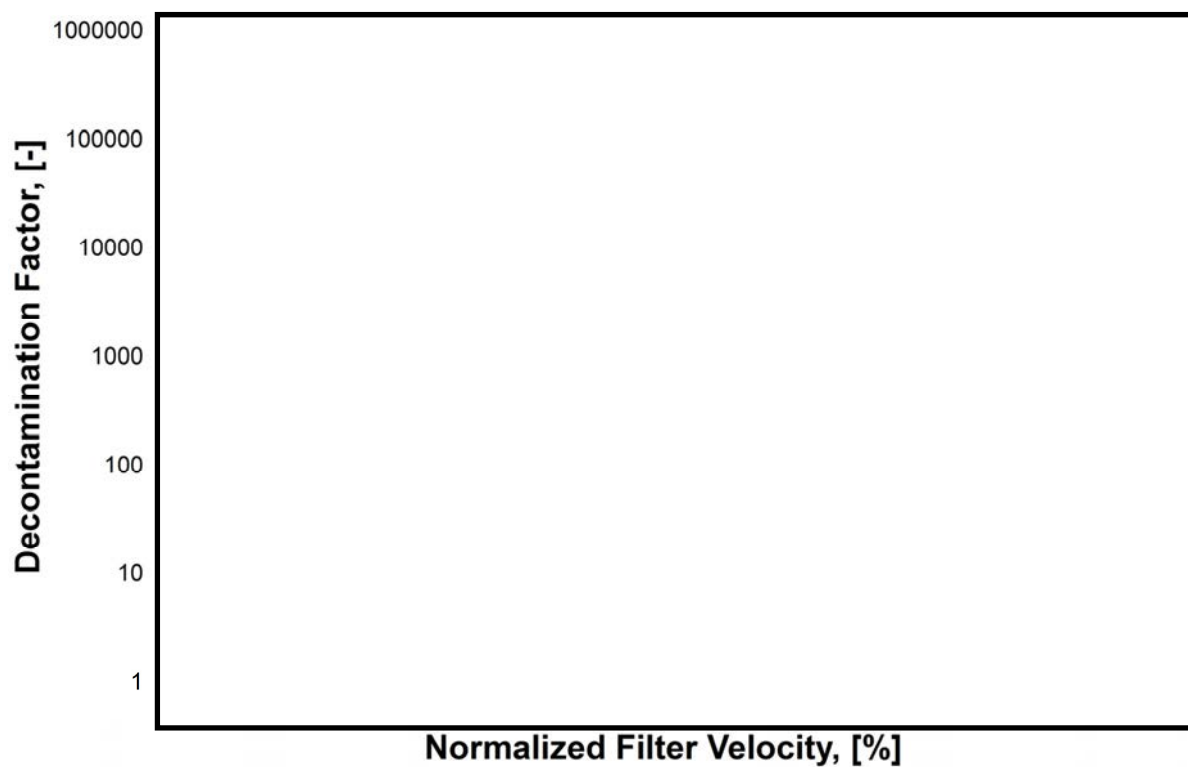


図4 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

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3 実機に対する JAVA 及び JAVA PLUS 試験装置の適用性のまとめ

構成要素	相違			適用性	
	有 無	JAVA (PLUS)	実機		
全体構成 (基数を含む)	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験フィルタ装置へ流入したガスは、ベンチュリノズルを経由し、金属フィルタ、後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成である。 試験装置は、実機と同様に、銀ゼオライトフィルタがスクラバ容器の外に設置されている。 	
	有	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 実機では、同一のスクラバ容器を4基並列に設置するが、ベントガスは均等に分配されるよう設計しているため、分離設置による影響はない。 	
スクラバ 容器	高さ	無	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は、同じ高さの容器を使用している。
	断面積	有	約 <input type="text"/> m ² 又は 約 <input type="text"/> m ²	約 <input type="text"/> m ²	<ul style="list-style-type: none"> ベンチュリノズル部においてエアロゾル及び無機よう素の大部分を捕集するため、断面積の違いによる影響は小さい。なお、ベンチュリノズル1個あたりの断面積は、実機が約 <input type="text"/> m²、JAVA 試験が約 <input type="text"/> m² (<input type="text"/>) 又は約 <input type="text"/> m² (<input type="text"/>) である。
ベンチュリ ノズル	構造	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同一形状 (寸法) のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<ul style="list-style-type: none"> 実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。 実機のガス流速は約 <input type="text"/> m/s であり、JAVA 試験のガス流速は <input type="text"/> m/s である。
金属 フィルタ	構造	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同一仕様 (<input type="text"/>) の金属フィルタを使用している。
	表面積	有	約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>)	約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>)	<ul style="list-style-type: none"> 実機の金属フィルタの表面積は、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラビング 水	薬剤	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機の pH は、試験で確認された性能を十分発揮できるように、高アルカリに設定している。
	水位	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> 試験では、ベンチュリノズル頂部近傍の水位において所定の性能が発揮できることを確認しているため、水位の違いによる影響はない。
銀ゼオライト 容器	吸着剤	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験装置と実機は、同仕様の吸着材 (銀ゼオライト) を使用している。
	厚さ	有	約 <input type="text"/> mm	約 <input type="text"/> mm	<ul style="list-style-type: none"> ベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充てん量を設定している。

※適用性の欄に相違点を記載

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。

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置（スクラバ容器）は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。

スクラバ容器におけるエアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA 試験結果では、試験を実施した全域にわたって DF1,000 以上を満足していることを確認している。

JAVA 試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でも DF 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を表 4 に示す。

ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上の除去性能を満足していると考えられる。

表 4 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

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) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001 等に適合した品質保証体制を有する Framatome 社 (旧 AREVA 社) において設計・製作することにより、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同じ性能を保証する。

(1) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの性能試験は、発注単位毎に % の抜取にて行われる。試験ノズル 1 個に対して同じ試験を 回実施した上で、大きな差異がないことを確認している。

(2) 金属フィルタ

金属フィルタは製品毎に性能試験を実施している。

(3) 銀ゼオライト

銀ゼオライトの性能試験は、納入品と同一のロット番号のものによる性能試験を実施している。

以上(1)～(3)より、個別の単体性能試験を評価しており、実機についても JAVA 試験、JAVA PLUS 試験結果と同じ性能が出ることを確認している。

➤ Framatome 社 (旧 AREVA 社) 品質保証体制

ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作する Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

- ・フィルタベントシステムの性能保証する Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、品質管理システムとして ISO9001 を 2008 年に SGS 社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001 などの認証も取得している。
- ・Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。

また、Framatome 社 (旧 AREVA 社) は海外での先行 FCVS 実績を多数有している。納入実績を表 1 に示す。

表1 Framatome 社（旧 AREVA 社）のフィルタベント納入実績

Country	Name	Type	Status	Since
Germany				
Finland				
Switzerland				
Netherlands				
Korea, RO				
Canada				
Bulgaria				
P. R. China				

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) 隣接するベンチュリノズルから噴出されるガスの相互影響について

ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置されており、ノズル上部に設けた1本あたり2ヶ所の噴出口から、ベントガスを水平下向きに噴き出す。その噴出口を隣接するベンチュリノズルに向けないことで、隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計としている。ベンチュリノズルの配置図を図1に示す。

なお、JAVA試験において、2本の隣接するベンチュリノズルを設置した試験を実施した結果、1本の場合と比較して有意な性能差は見られず、試験を実施した全域にわたって、DF1,000以上の除去効率が得られている。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を図2に示す。

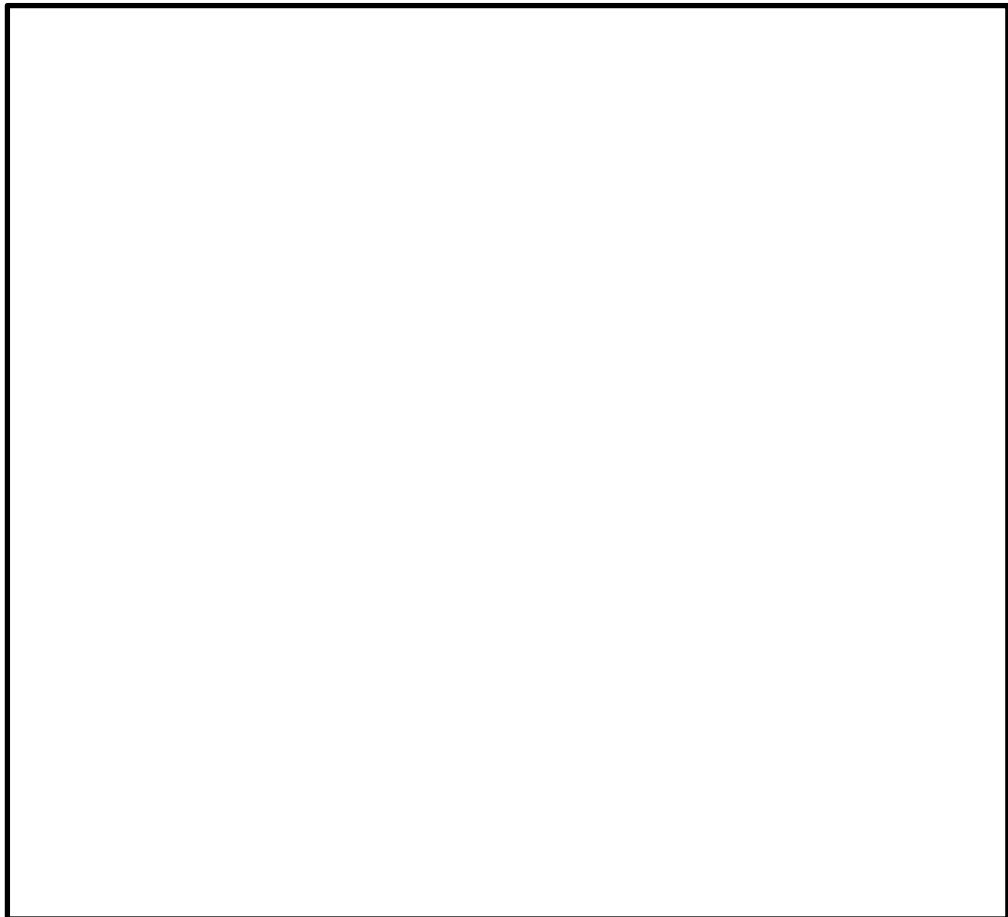


図1 ベンチュリノズルの配置図

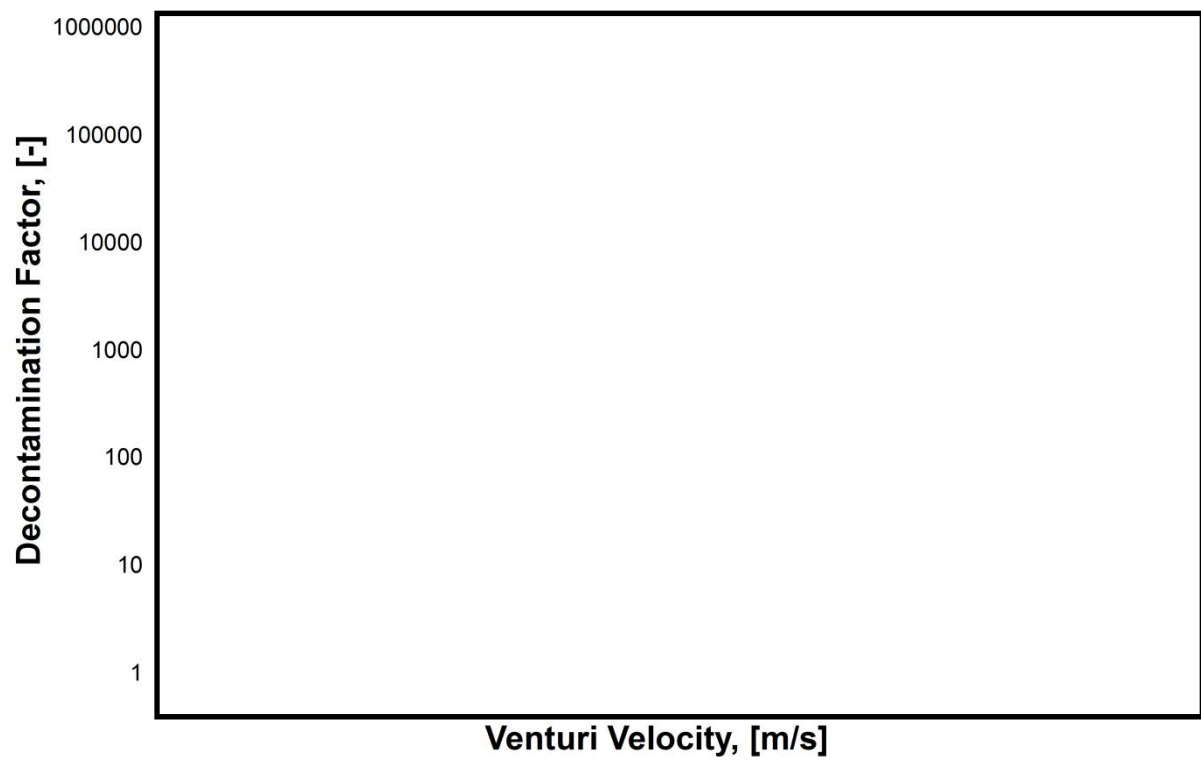


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

《参考図書》

1. 理化学辞典第4版

JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。実機の銀ゼオライトフィルタの設計において、除去係数と滞留時間の関係式、JAVA PLUS 試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから、JAVA PLUS 試験結果の実機への適用性について、以下にまとめた。

a. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は、総括物質移動係数 K を用いて以下のように表せる（参考図書 1, 2）。

$$r \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \text{(式1)}$$

r : 吸着剤充填密度 q : よう素吸着量 K : 総括物質移動係数
 C : よう素濃度 C^* : よう素平均濃度

ここで、化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^* = 0$ とみなし、式1は以下のように表せる。

$$r \frac{\partial q}{\partial t} = KC \quad \dots \dots \text{(式2)}$$

b. 除去係数と滞留時間

ガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタを通過する際の物質収支は、吸着剤の微小ベッド厚さ Δz に対して、単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる（参考図書3）。

銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージを図1に示す。

$$-uA \Delta t \Delta C = r A \Delta z \Delta q \quad \dots \dots \text{(式3)}$$

u : ガス流速 A : ガス通過断面積 Δt : 単位時間
 ΔC : よう素濃度変化 r : 吸着剤充填密度 Δz : ベッド厚さ
 Δq : 単位質量あたりのよう素吸着量

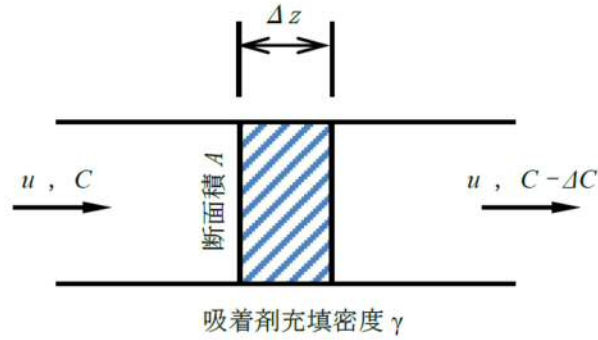


図1 銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで、左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量、右辺は銀ゼオライトフィルタで捕集した放射性よう素量を表す。 $\Delta z = u \Delta t$ より、両辺を $A \Delta t \Delta z$ で除し、微小変化を $\Delta \rightarrow \partial$ とすると、式3は以下のように表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial t} = r \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots \text{(式4)}$$

式4に式2を代入すると、以下のように表せる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots \text{(式5)}$$

式5を積分し、 C_0 を初期よう素濃度とすると、以下のように表せる。

$$\frac{\log(\frac{C_0}{C})}{t} = \frac{\log(\text{DF})}{t} = K \quad \dots \dots \dots \text{(式6)}$$

式6は銀ゼオライトフィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また、銀ゼオライトフィルタの厚さが一定であることを考慮すると、除去係数が銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

c. 除去係数と滞留時間

銀ゼオライトフィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として、ベントガスの流速以外に、過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度、銀ゼオライトフィルタ圧力が考えられることから、これらの条件が式6の総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果により評価する。

① 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度の影響



表1 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度が
総括移動係数に与える影響

--

② 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度の影響

--

表2 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が
総括移動係数に与える影響(1)

--

--

表3 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が
総括移動係数に与える影響(2)

--



③ まとめ

ベントガス条件（過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力）が、総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果に基づき評価した結果、総括物質移動係数が過熱度に依存することを確認した。なお、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力は、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり、これらのベントガス条件が総括物質移動係数に与える影響は、過熱度による影響に帰着するものと考えられる。

以上から、銀ゼオライトフィルタの除去性能の評価や設計においては、式 6 に示される滞留時間、ベントガスの過熱度への考慮が重要である。

d. JAVA PLUS 試験結果の実機への適用

銀ゼオライトフィルタの設計（必要ベッド厚の設計）においては、式 6 と JAVA PLUS 試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い、実機の過熱度の運転範囲について、式 7 の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。上記のとおり設計した島根 2 号炉の銀ゼオライトフィルタの有機よう素除去係数を図 2 に示す。過熱度の運転範囲全域において、要求する除去係数（DF50 以上）を満足している。





図2 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

《参考図書》

1. 佐藤 忠正等 (北海道大学) 充填層における吸着速度について, 1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について, 1978 年 9 月 (明治大学工学部研究報告)
3. 竹内 「吸着分離—入門から操作設計まで」 (2000 年)

エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について

フィルタ装置を継続使用する際、粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。

- ・ 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- ・ フィルタの閉塞

(1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置（スクラバ容器）下流側に放出されることが考えられる。

(b) 影響評価



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

なお、JAVA 試験では、液滴が発生しやすいガス流速が大きい場合について試験を行っており、エアロゾルの除去係数が低下しないことを確認している。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を図 1 に示す。

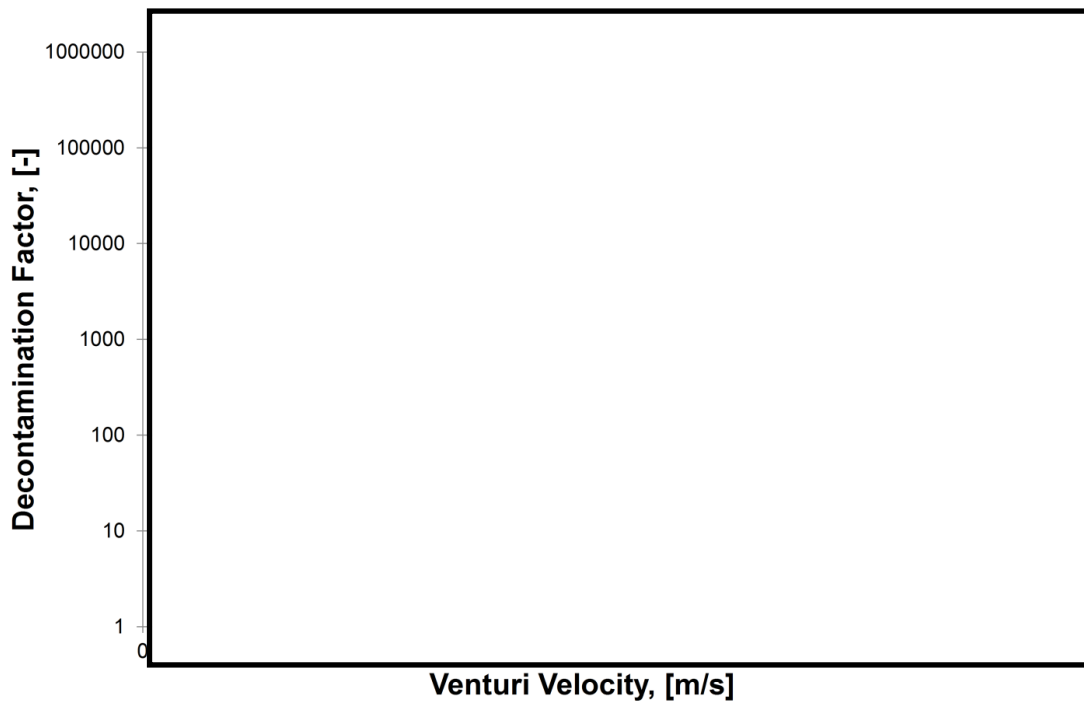


図1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属フィルタにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による金属フィルタの上昇温度を、エアロゾルが再浮遊に至る温度と比較することで、この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

① 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置（スクラバ容器）では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の とする。（別紙 34 表 4）

② 冷却ガス条件

a. ベント後短期

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、膨大な流量のベントガスによって冷却される。

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。

b. ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては、原子炉格納容器を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

c. ベント停止後

ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって、冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定するため、スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず、システムを不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

- ・窒素ガス流量 = 100 Nm³/h
- ・窒素ガス比熱 = 1040 J/kg・°C
- ・窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm³

③ 評価結果

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に金属フィルタの上昇温度を評価する。金属フィルタ内で発生する崩壊熱の全量 が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて金属フィルタの上昇温度を評価した。

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

- ・上昇温度 ≒ °C

したがって、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度 に対して十分に低く抑えることができる。

なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。(参考3)

(2) フィルタの閉塞

a. 想定する状態

(a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部を閉塞することが考えられる。

(b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルが金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。

(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、

液滴を分離しているが、低流速では慣性力による衝突により液滴を分離する機能が低下することが考えられる。

b. 影響評価

(a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

ベンチュリノズルにおける狭隘部は [] であり、これに対して流入するエアロゾルの粒径は [] と極めて小さい。ベンチュリノズルにおける狭隘部を通過するガス流速も高速であることから、閉塞が発生することはない。また、機械的破損によって生じる断熱材の破片等を含む [] 以上の粒径については速やかに格納容器内に落下するため、フィルタ装置へ流入することはない。

(b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

フィルタ装置（スクラバ容器）において、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量と金属フィルタの設計負荷量を比較し、閉塞が発生しないことを以下のとおり確認した。

① 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタは、エアロゾルを供給した場合、 g/m² まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり、 g/m² まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることがFramatome 社(旧 AREVA 社)により検証されている。

② エアロゾル量

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は となる。

③ 評価結果

(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

JAVA 試験による金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図 2 に示す。金属フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 においても低下していない。

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

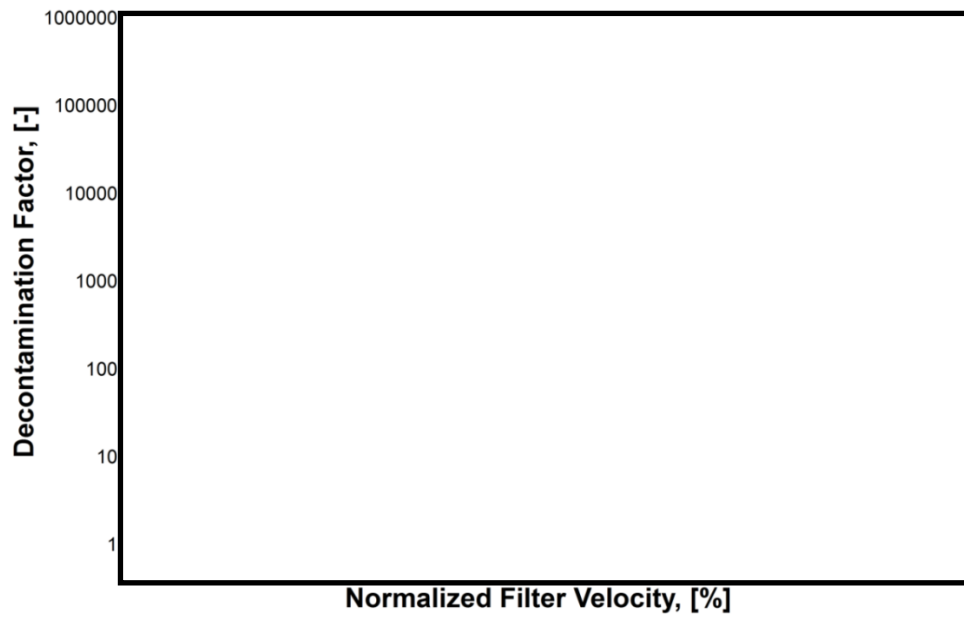


図2 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

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) ベント停止後の金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊について

フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。このため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

1. 評価条件

(1) 金属フィルタの発熱量

有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント）における金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 [] となる。

ベンチュリスクラバの DF100 以上を考慮し、ベンチュリスクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は [] となる。

そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、 [] に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な [] に設定する。

また、崩壊熱は保守的に全量がメインフィルタのみから発熱するものとする。

(2) 解析モデル

解析モデルを図1に示す。解析モデルは2次元モデルとし、対称性を考慮して金属フィルタ部半分をモデル化範囲とした。解析モデルは金属フィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、スクラビング水が無い状況（流体は空気）を想定し、スクラバ容器内の初期温度 60℃、周囲雰囲気温度 60℃（一定）の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に熱が逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう、湿分分離機構はモデル化していない。

メインフィルタ及びプレフィルタはステンレス製メッシュであり、本解析ではステンレスの体積比率 [] %として密度、比熱、熱伝導率を設定した。

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。

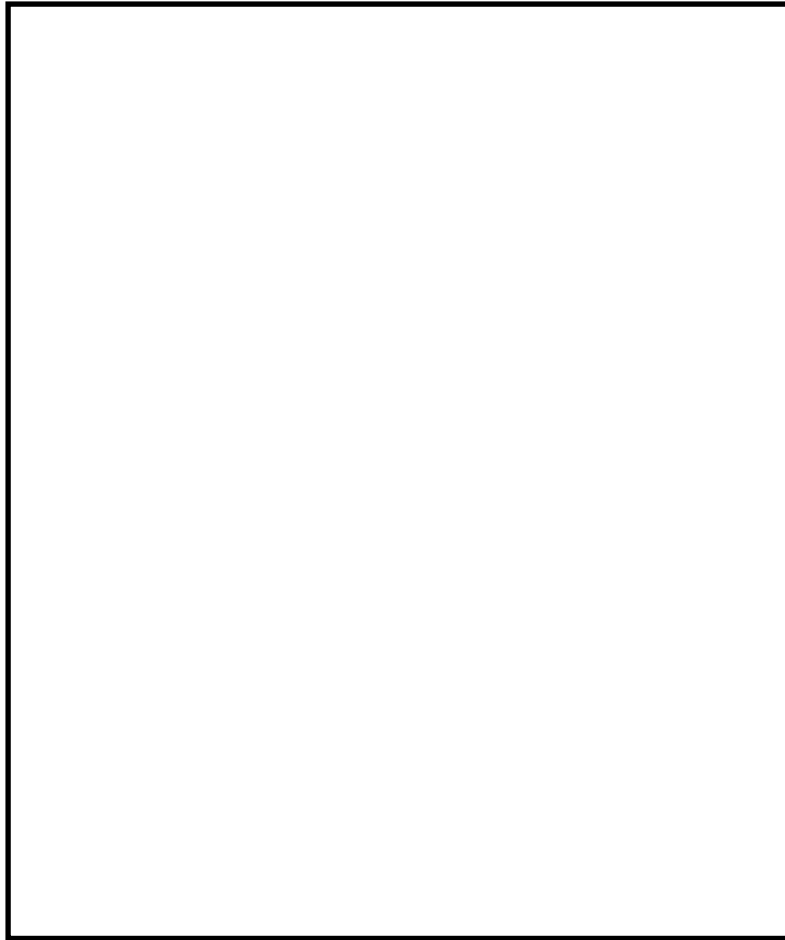


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+ (Ver. 10.06)
解析タイプ	定常計算 (自然対流)
乱流モデル	Realizable k- ϵ 2層モデル
差分スキーム	風上2次
雰囲気温度	60℃
圧力	101325Pa (大気圧) (ベント後, スクラビング水ドレン後を想定)
流体	空気 100% (スクラビング水無し)
保温材	考慮 <input type="text"/>
輻射	考慮

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. 解析結果

金属フィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源としたメインフィルタの最大温度は約□℃となった。

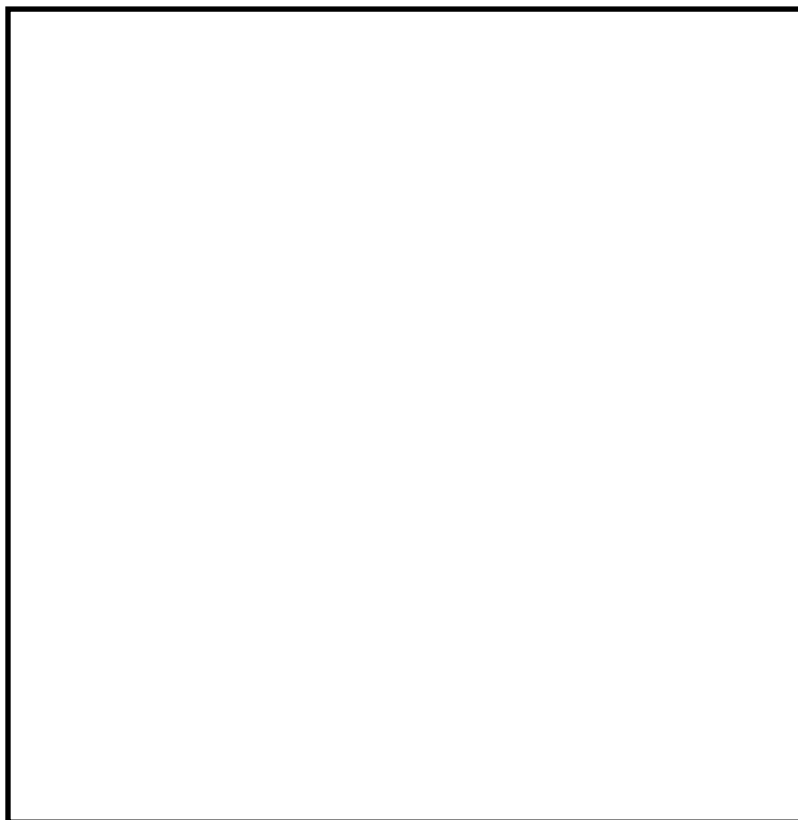


図2 温度分布解析結果

フィルタ装置使用時に格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムは約272℃である。このため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が□kWの場合、金属フィルタのメインフィルタ部の温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊す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。

(参考2) ベンチュリノズルの脱落防止対策について

ベンチュリノズルは、図1に示す通り、取付ボルトにより接続されている。ベント中は、ベンチュリノズルからベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりベンチュリノズルの取付ボルトが緩む恐れがある。取付ボルトが緩み、ベンチュリノズルが脱落してしまった場合、ベンチュリスクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで、図2に示す通り、ベンチュリノズルの取付ボルトに舌付き座金を施し、フィルタ装置使用時のベンチュリノズルの取付ボルトの緩みを防止することとする。

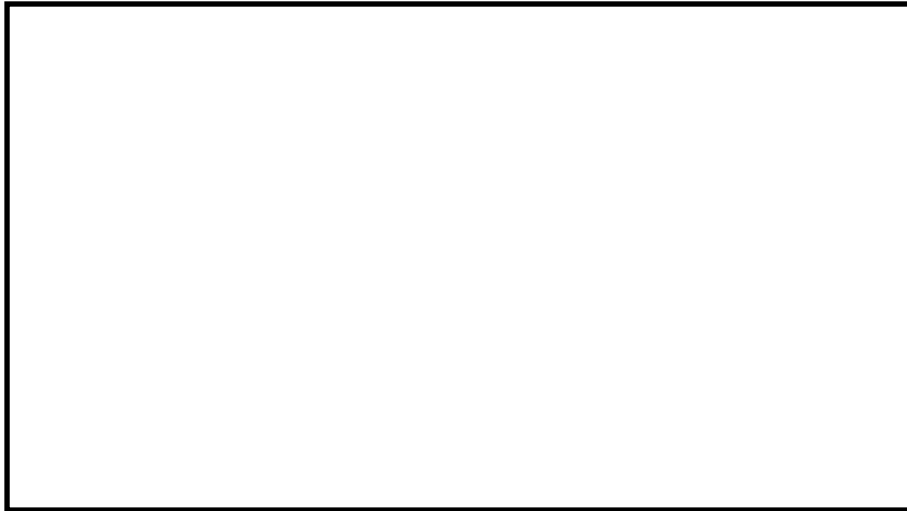


図1 ベンチュリノズル構造図

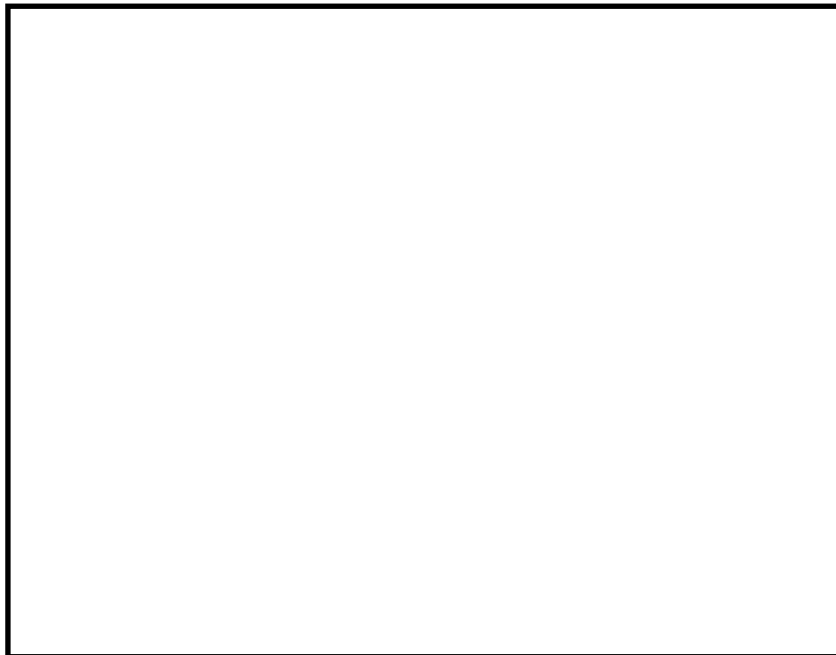


図2 舌付き座金の取付け状態

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。

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について

フィルタ装置を継続使用する際、ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・薬剤の容量不足

それぞれの因子について、影響評価を実施する。

(1) ガス状放射性よう素の再揮発

a. ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の再揮発

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去係数の温度依存性について、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている（参考図書1）。

NUREG/CR-5732 によると、格納容器内のよう素の化学形態について、液相中のよう素と液相中のよう素の挙動は以下の2つの効果が組み合わさったものであることが知られている。

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

放射線環境下において、液相中の無機よう素 (I_2) とよう化物イオン (I^-) の存在比は以下のように表される。

$$F(pH) = \text{equilibrium fraction} = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]} \quad \dots (1)$$

(1) 式の $[I_2]$ 及び $[I^-]$ は無機よう素 (I_2) 及びよう化物イオン (I^-) の濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存し、pH に対して図1 の関係を持つ。

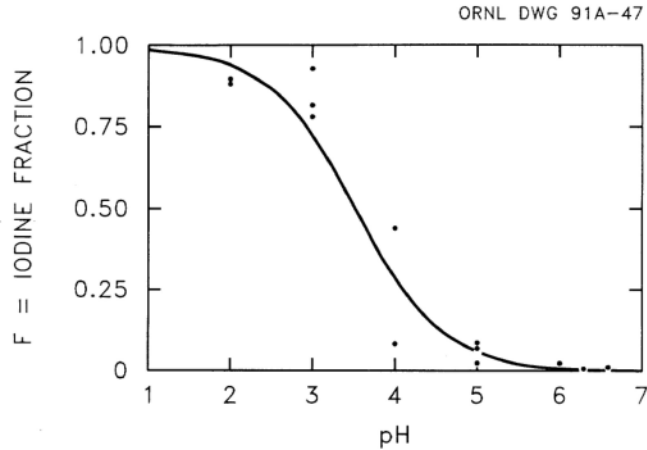


図1 液相中における I_2 と I^- の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I_2) の平衡

液相中における無機よう素 ($I_2(aq)$) と気相中における無機よう素 ($I_2(g)$) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]_{eq}}{[I_2(g)]_{eq}} \quad \dots (2)$$

(2) 式の P は気液分配係数, $[I_2(aq)]$ 及び $[I_2(g)]$ は液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は, 以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad \dots (3)$$

(3) 式での T は絶対温度 [K] である。

以上①, ②より, 格納容器内のよう素の化学形態については, pH が低いと液相中の無機よう素の割合が増え, 温度が高い方が気相中の無機よう素の割合が増える関係にある。

ベンチュリスクラバでの気液界面における無機よう素の平衡についても, ②の温度依存性があり, 温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える(以下, 「気液分配係数の影響」という。)関係にあるものの, アルカリ性環境下では, ①よりスクラビング水中に存在する無機よう素 (I_2) が極めて少なくなるため, 無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。

JAVA 試験では, 気液分配係数の影響を受けやすい高温状態での実験を行っており, スクラビング水の温度上昇による影響を配慮したものとなっている。表1にベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果 (JAVA 試験結果), 図2に除去係数と温度の関係を示す。

これより、アルカリ性環境下であれば、高温状態でも除去係数が 100 以上であることが確認されており、また、有意な除去係数の温度依存性は確認できない。

表1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

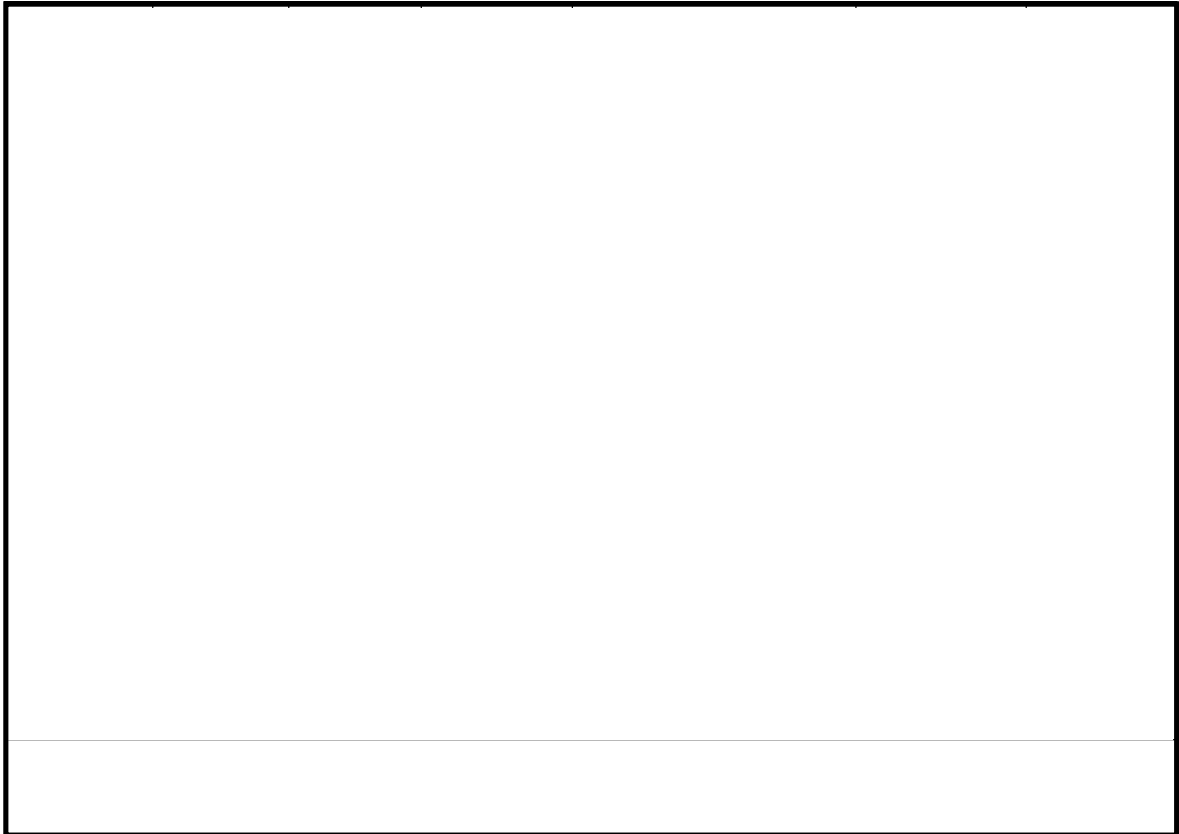
A large empty rectangular box with a black border, intended for the table content.

図2 無機よう素の除去係数と温度の関係(図中の数値は p H)

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) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

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

・・・(1)

b. 影響評価

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

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる の割合は、ベント運転時の上限水位に対して であるため、 となり の量は となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象とした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、約18.1kgとする。

・ 格納容器への放出割合

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

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

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

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

(c) 評価結果

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 の反応に必要な の量は

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。

となる。スクラビング水に含まれる [] の量は [] であることから、 [] が容量不足となることはない。

(3) 薬剤の管理について

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

また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。

<参考図書>

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

(参考1) Regulatory Guide 1.195の適用について

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

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

a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書1)。

一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233の実験結果を再度評価し、WASH-1233で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている (参考図書2)。

WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を表1に示す。

表1 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

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

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

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents”では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を表2に、pH調整が実施されていない場合の結果を表3に示す。BWRプラント（Grand Gulf, Peach Bottom）では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

表2 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

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3 重大事故時にpH調整を実施しない場合の
有機ヨウ素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

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

《参考図書》

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

銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について

フィルタ装置を継続使用する際，ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・銀ゼオライトフィルタの吸着飽和
- ・吸着剤の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

(1) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

a. 想定する状態

ゼオライトからのよう素の脱離反応は，400 °C以上の高温状態において，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。炉心損傷後のベント時には，水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し，銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合，捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

b. 影響評価

ガス状放射性よう素の発熱による銀ゼオライトフィルタの上昇温度を，捕集したガス状放射性よう素が再揮発に至る温度(400 °C)と比較することで，この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合

NUREG-1465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に基づき，有機よう素生成割合を4 %，無機よう素生成割合を91 %とする（参考図書2，3）。また，フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分の無機よう素が捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の とする。

ここで，銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については，可搬式窒素供給装置により窒素を供給する場合として事象発生7日後を想定し，事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約 7 MW に対して時間

減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した。

(b) 冷却ガス条件

(i) ベント後短期

銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、膨大な流量のベントガスによって冷却される。

(ii) ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、減衰したガス状放射性よう素の崩壊熱に比べて流量が十分多いベントガスによって冷却される。

(iii) ベント停止後

ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって、冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定し、スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず、系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

- ・窒素ガス流量 = 100 Nm³/h
- ・窒素ガス比熱 = 1040 J/kg・°C
- ・窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm³

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタに吸着されたガス状放射性よう素の崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価する。銀ゼオライトフィルタ内で発生する崩壊熱の全量が冷却ガスに移行したと仮定し、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。

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

銀ゼオライトフィルタでの発熱量及び冷却ガスの上昇温度の結果を表1に示す。

表1 銀ゼオライトフィルタでの発熱量及びガス上昇温度

銀ゼオライトフィルタでの発熱量（有機よう素）	
銀ゼオライトフィルタでの発熱量（無機よう素）	
上昇温度	

したがって、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上（参考図書4））に対して十分に低く抑えることができる。

なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。（参考1）

また、事象発生73時間後の希ガスによる照射線量を計算すると、希ガスの崩壊熱エネルギーは 5.92×10^6 [J]と見積もられ、よう素による崩壊熱 5.31×10^9 [J]よりも3桁低い値となるため、ほとんど影響はない。

(2) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

a. 想定する状態

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が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。

b. 影響評価

銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量と銀ゼオライトフィルタの許容負荷量を比較し、吸着飽和に達することがないことを以下のとおり確認した。

(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 であり、NUREG-1465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に基づき、有機よう素生成割合を4%、無機よう素生成割合を91%とする（参考図書2、3）。また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能を考慮し、銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合を 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。

銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量を表2に示す。ガス状放射性よう素量は約 [] である。

表2 銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量

有機よう素流入量	[]
無機よう素流入量	[]

(b) 銀ゼオライトフィルタの許容負荷量

JAVA PLUS試験において、有機よう素 (CH₃I) を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS試験では、銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

JAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量を表3に示す。

表3 JAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量

銀ゼオライト充填量	[]
有機よう素注入量	[]

銀ゼオライトフィルタの吸着剤の充填量は約 [] であり、表3に示すJAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量との比から、有機よう素 (CH₃I) の性能の劣化が確認されていない量を許容負荷量と仮定すると約 [] となる。

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量は約 [] であり、銀ゼオライトフィルタにおける許容負荷量約 [] に対して十分小さいことから、銀ゼオライトフィルタは吸着飽和に達することはない。

(3) 吸着材の変質

a. 想定する状態

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

b. 影響評価

銀ゼオライトは、ステンレス鋼製の銀ゼオライト容器内に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。

また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密

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。

閉容器内にスクラビング水 []
[] と銀ゼオライトを保管し、6 カ月後及び 15 カ月後の除去効率の測定
試験を行い、性能基準 [] を満たしていることを確認した。
(別紙 45)

<参考図書>

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

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) ベント停止後の銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発について

フィルタ装置を使用すると、銀ゼオライトフィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、スクラビング水の放射性分解により発生した水素が銀ゼオライトフィルタに流入し、銀ゼオライトフィルタの温度が400℃を超えてしまうと、捕集したガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタから再揮発してしまう恐れがある。このため、銀ゼオライトフィルタの温度は400℃以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、銀ゼオライトフィルタにはベントガスが通気されることから、銀ゼオライトフィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、銀ゼオライトフィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後における銀ゼオライトフィルタの温度評価を行った。

1. 評価条件

(1) 銀ゼオライトフィルタの発熱量

銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については、事象発生7日後を想定し、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約7MWに対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した発熱量3,684Wを保守側に切り上げた4,000Wとする。

(2) 解析モデル

解析モデルを図1に示す。解析モデルは対称性を考慮して2次元軸対称モデルとした。解析モデルは銀ゼオライトフィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、流体は空気を想定し、銀ゼオライト容器内の初期温度60℃、周囲雰囲気温度60℃(一定)の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる(周辺に逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる)よう、大気開放している出口配管を模擬していない。

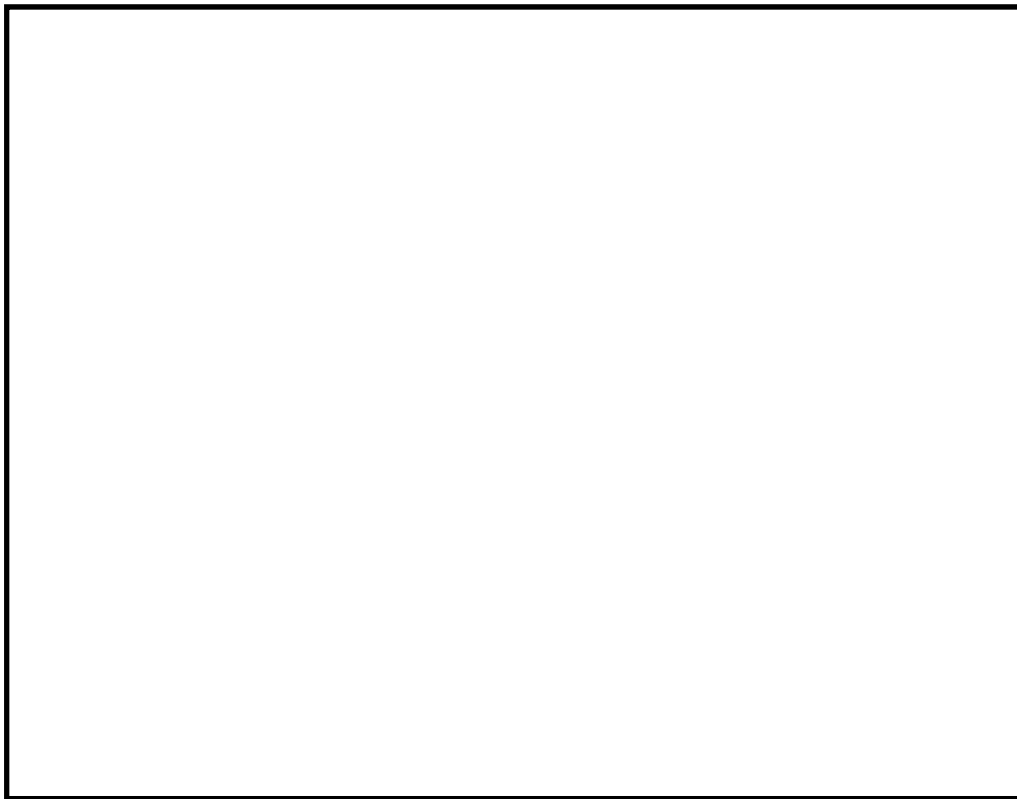


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+ (Ver. 10.06)
解析タイプ	定常計算 (自然対流)
乱流モデル	Realizable k-ε 2層モデル
差分スキーム	風上2次
雰囲気温度	60°C
圧力	101325Pa (大気圧) (ベント後, スクラビング水ドレン後を想定)
流体	空気 100%
保温材	考慮 <input type="text"/>
輻射	考慮

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. 解析結果

銀ゼオライトフィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源とした内側フィルタ温度約 °C, 外側フィルタ温度約 °Cとなり, 水素がある場合放射性よう素が再揮発する温度 400 度以下となることを確認した。

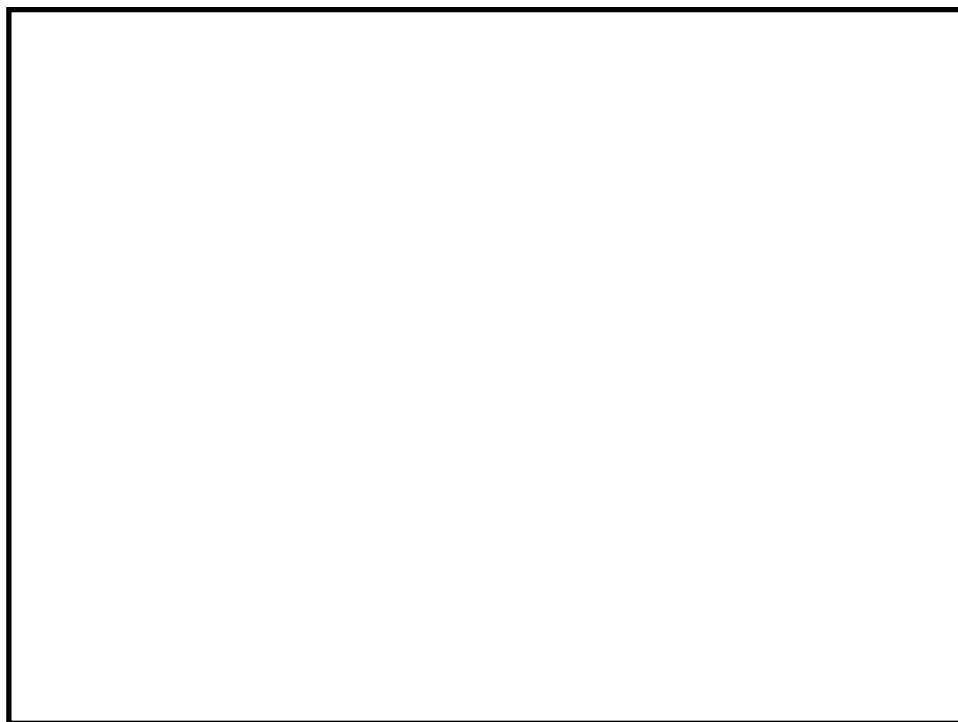


図2 温度分布解析結果

格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について

格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、表 1 及び図 1 に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。

具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、図 2 に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図 2 の⑩及び⑪）の計測値を飽和圧力に換算し、ベントの実施を判断する。

ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。

このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、ベントの実施を判断する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の 2 倍（853kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考える。

表1 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427 (1Pd)
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853 (2Pd)
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]

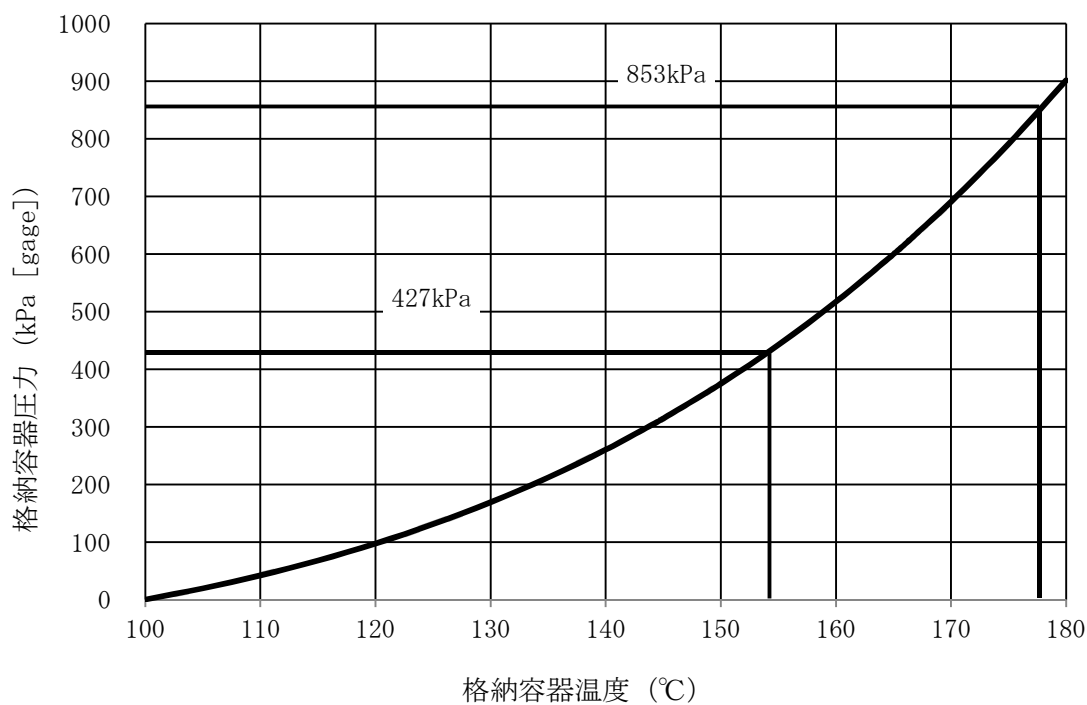
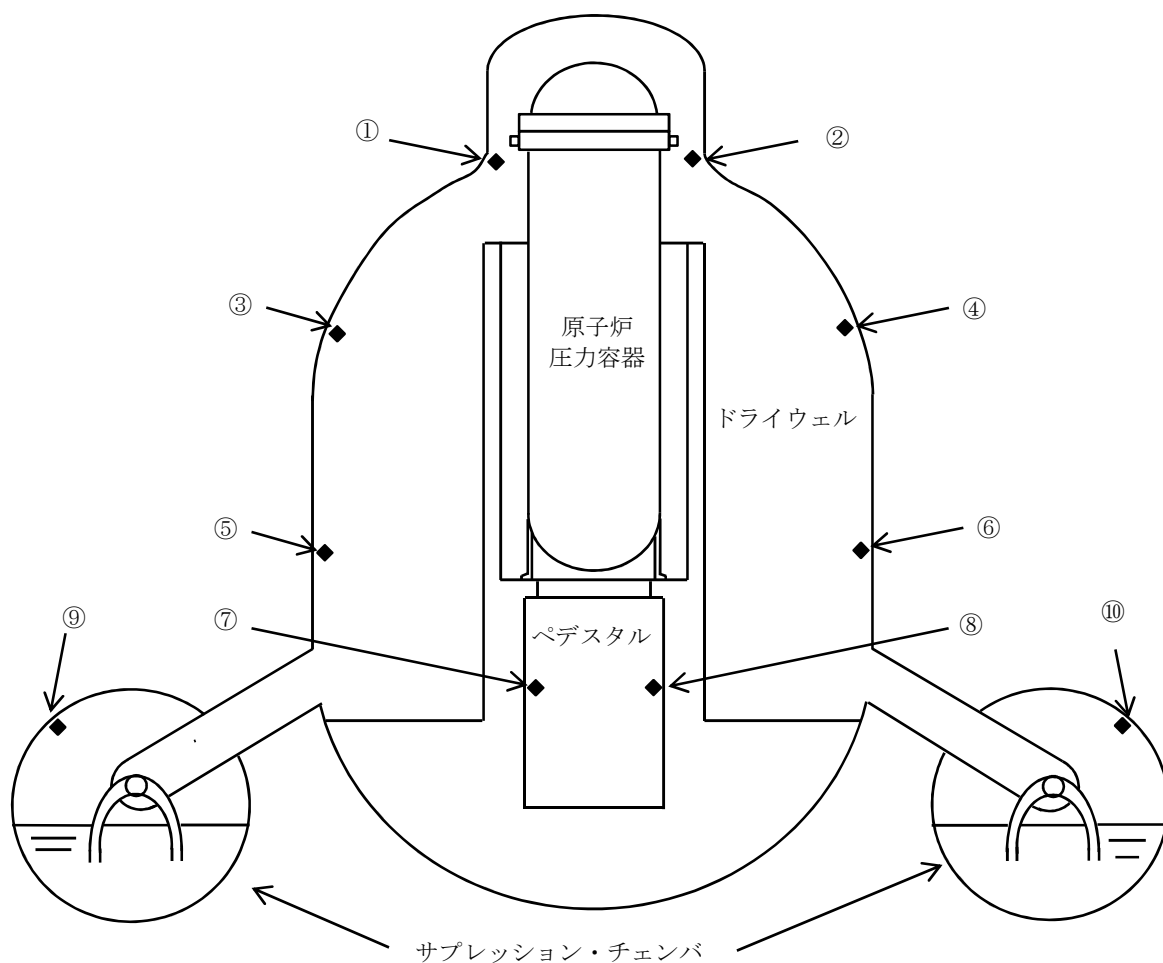


図1 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300℃
③, ④	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300℃
⑤, ⑥	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300℃
⑦, ⑧	ペDESTアル温度 (SA)	ペDESTアル上部	0~300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	サプレッション・チェンバ 頂部近傍	0~200℃

図2 格納容器雰囲気温度計の計測点

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 島根2号炉では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること(図1の線量率の上昇を参考^{※1})。
- ③ 追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における評価項目(燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下)に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。(表1)

また、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力(安全弁機能の最大8.35MPa [gage])における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

表1 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 334kPa [gage] ~ 384kPa [gage] ^{※1}	格納容器圧力 427kPa [gage] 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 588kPa [gage] ~ 640kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+約1.3m 到達

※1：残留熱除去系の復旧見込みがある場合のみ、外部水源からの格納容器スプレイを実施する。

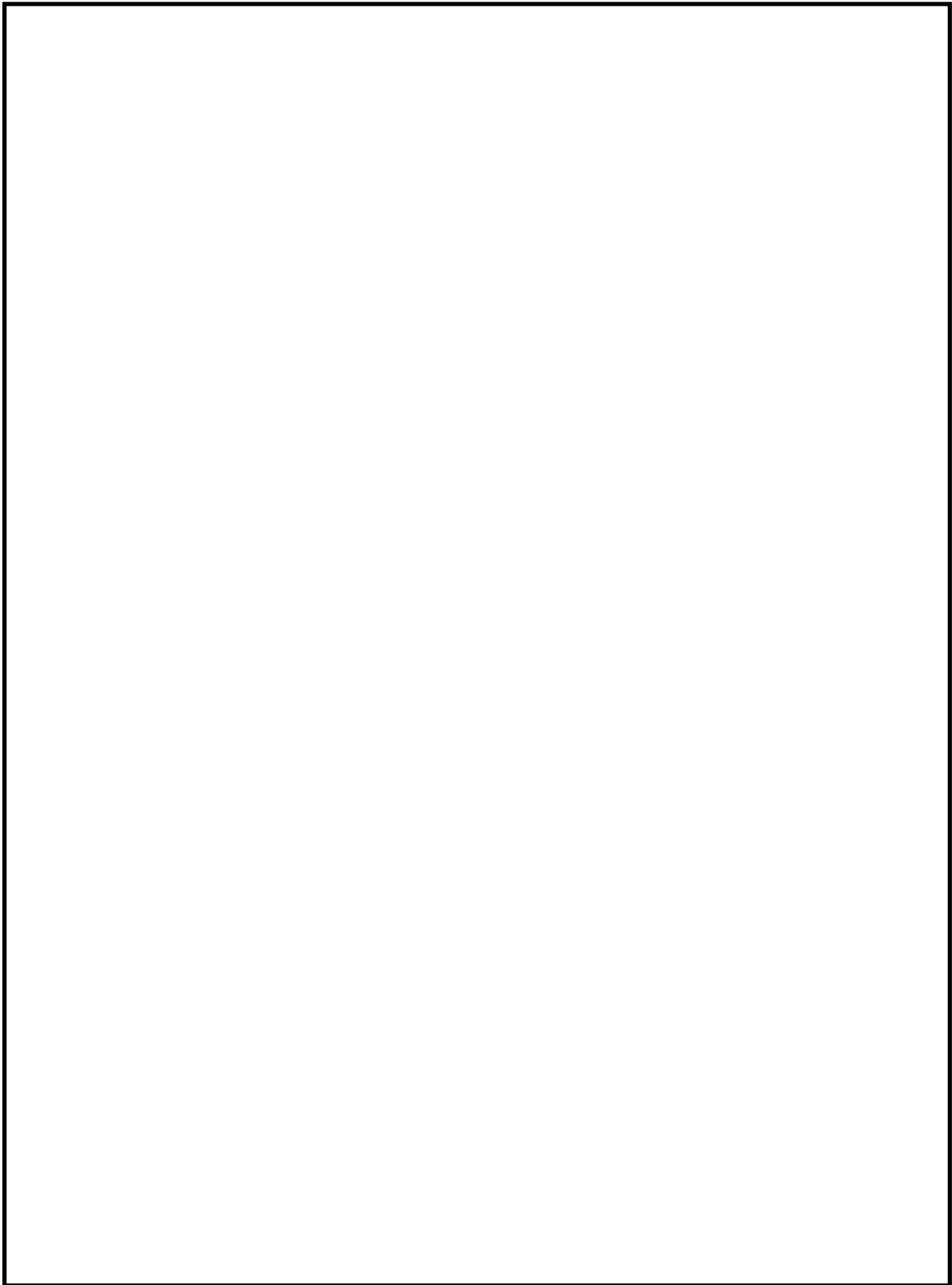


図 1 炉心損傷判定図

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。

格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について

(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について

炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が 640kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で格納容器代替スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。

ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。

(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準

格納容器スプレイの手段として、重大事故等対処設備（設計基準拡張）である、残留熱除去系、重大事故等対処設備である、格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第1弁及び第2弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。

ベント停止手順について

(1) 格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について

格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。

a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）

- ・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ため

b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）

- ・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ため
- ・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ため

c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（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ため

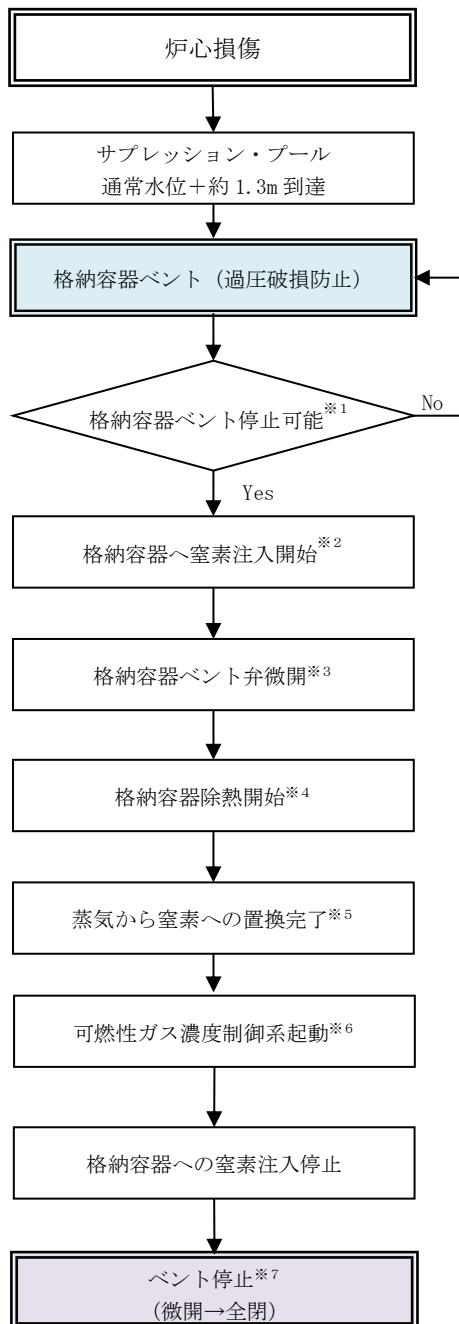
(2) ベント停止手順について

ベント停止フローを図1に示す。

(3) ベント停止手順の有効性について

ベント停止手順の有効性を確認するために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る $60\text{m}^3/\text{h}$ とし、格納容器フィルタベント系を微開（流路面積3%開）とするとともに、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを $100\text{Nm}^3/\text{h}$ 注入する。図2に格納容器圧力、図3にサプレッション・チェンバ水温並びに図4及び図5に格納容器内気相濃度の推移を示す。

図2に示すとおり、窒素ガスを注入することにより、可搬型格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく、また格納容器ベントを微開とすることにより、格納容器圧力は上昇しない。また、図4及び図5に示すとおり、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は、可燃限界未満で推移する。



- ※1：格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合，格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から，ドライウエル又はサブプレッション・チェンバに窒素を供給する。
- ※3：ベント弁の開度を微開することにより，窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに，可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。
- ※4：格納容器内気相はほぼ蒸気であるため，除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合，格納容器圧力が負圧となる可能性があるため，格納容器圧力 13.7kPa [gage] -245kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また，格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合には，負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。
- ※5：サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり，除熱量を調整しても格納容器圧力が 245kPa [gage] に到達する場合には，蒸気分圧がほとんど失われ，窒素によって格納容器圧力が上昇している状態であると判断する。
- ※6：残留熱除去系又残留熱代替除去系による格納容器除熱により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。
- ※7：格納容器の状態は，窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され，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が継続されている状態である。

図1 格納容器ベント停止フロー

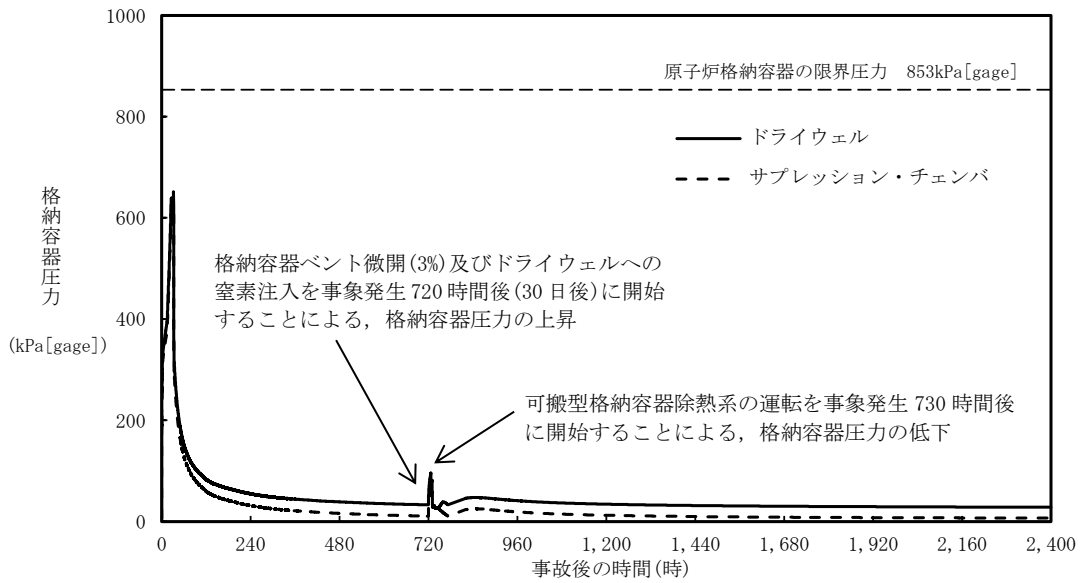


図2 格納容器圧力の推移

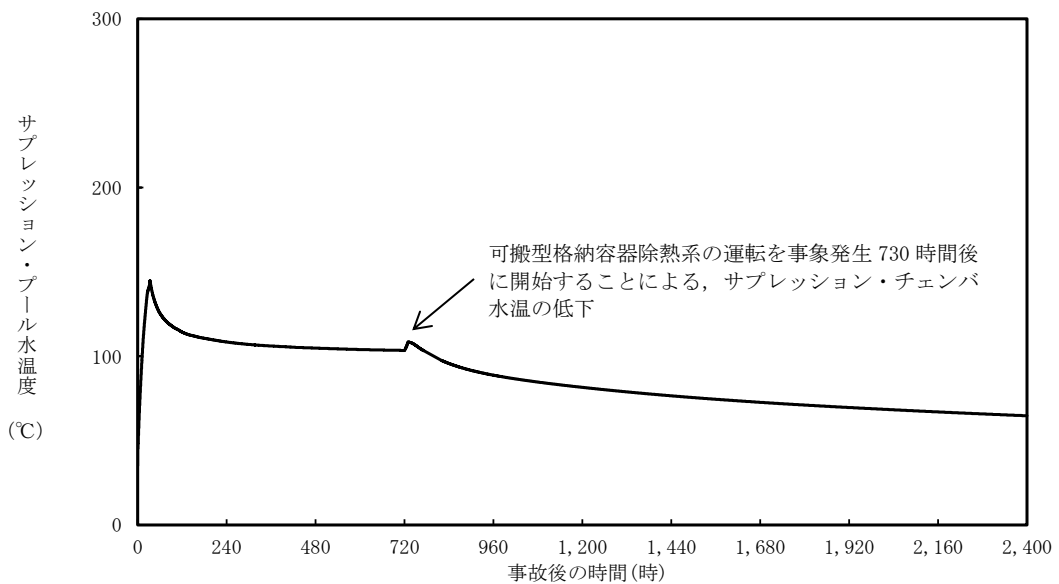


図3 サプレッション・プール水温度の推移

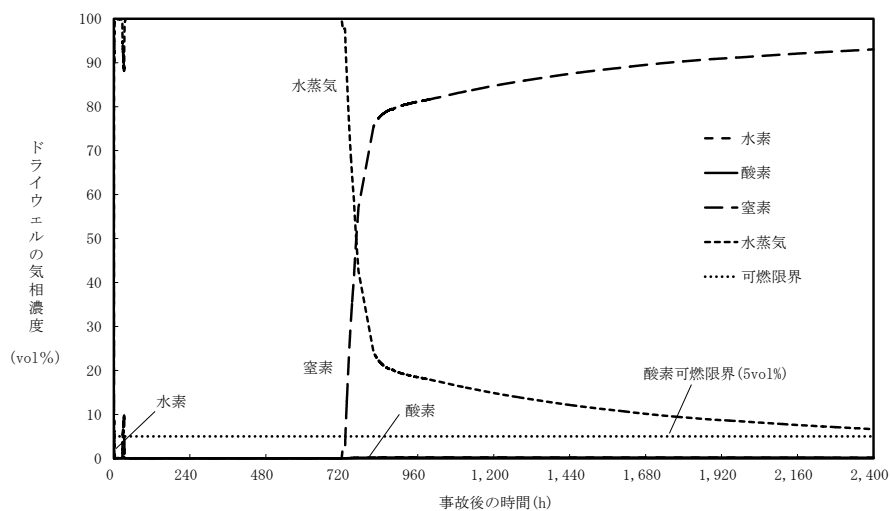


図4 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

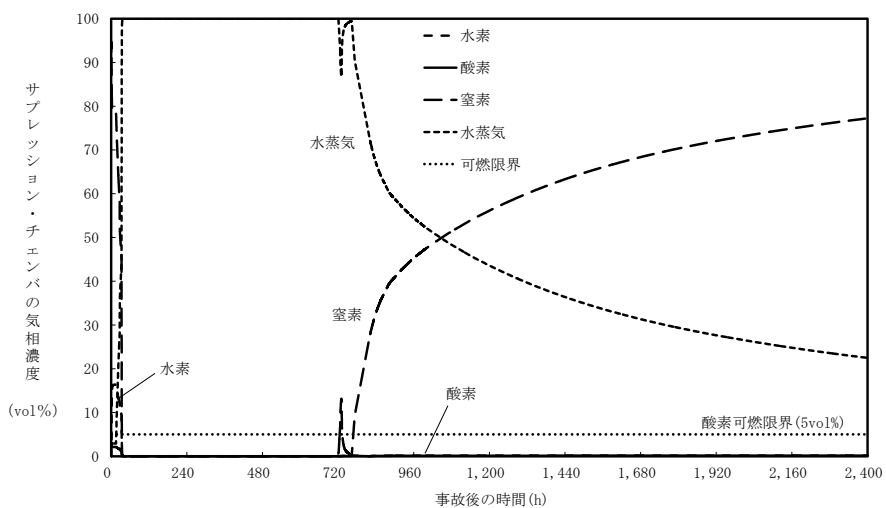


図5 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(4) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を表1に、系統概略図を図6に、設置場所を図7に示す。

表1 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考	
耐震クラス	Sクラス		
入口ガス条件	運転温度	<121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	<177kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	≦4.0vol%	
	酸素濃度	≦2.0vol%	
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時	

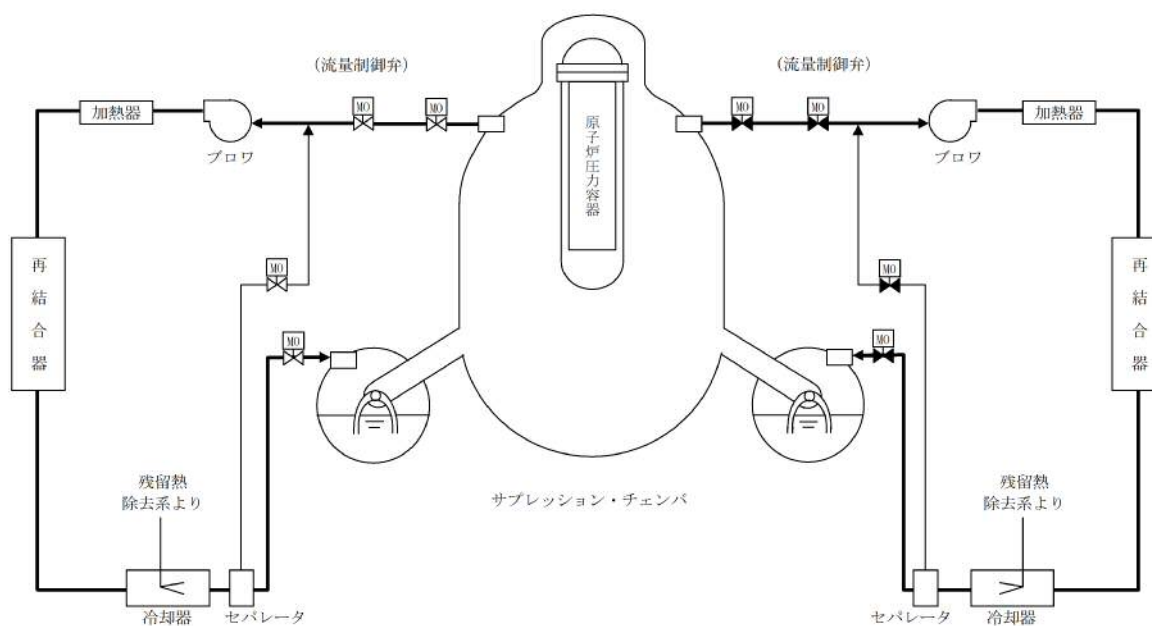


図6 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

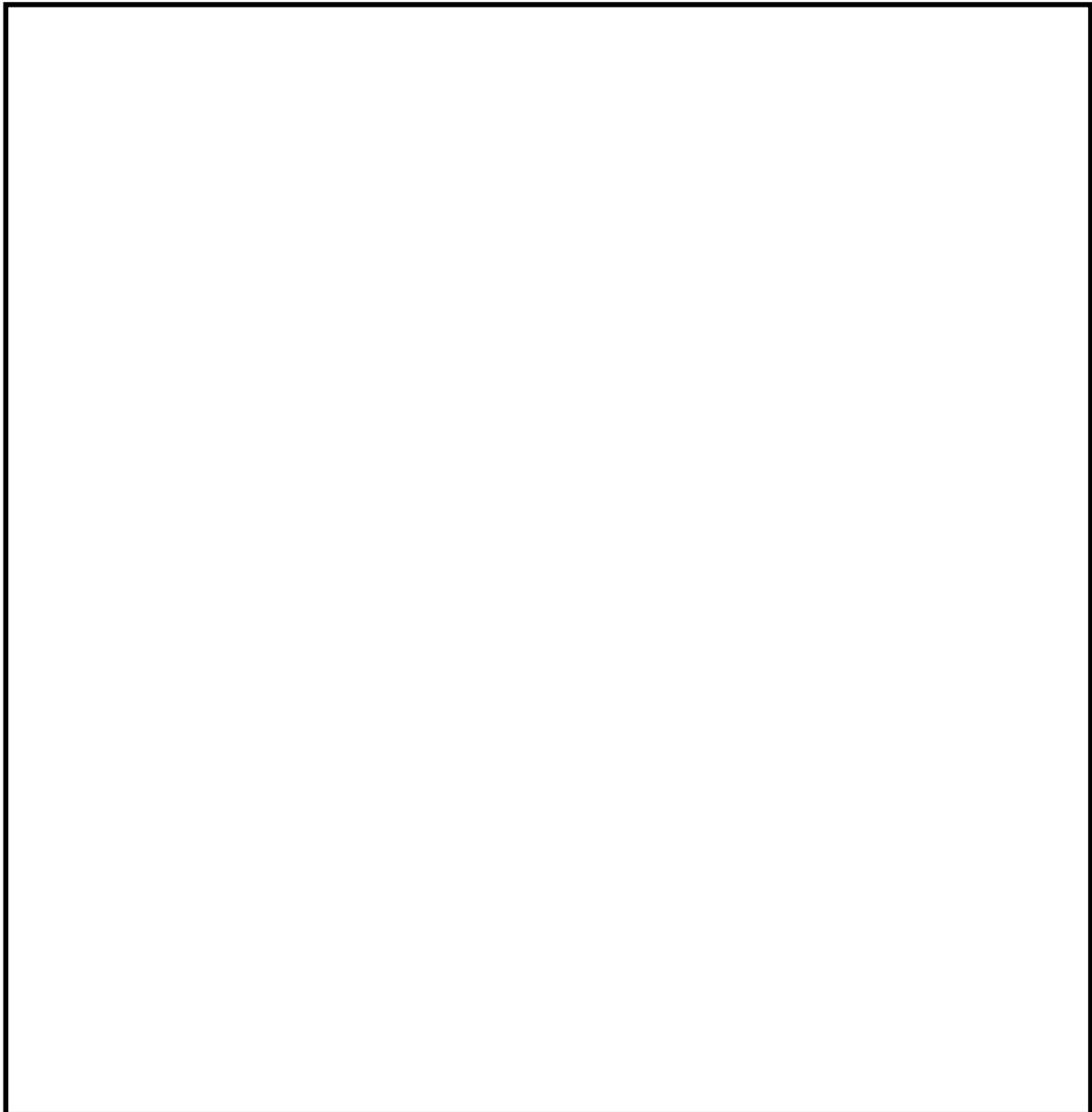


図7 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(5) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態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実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施直後に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬式窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量（熱交換器のバイパス流量）を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] -245kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、窒素ガス制御系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を図8に示す。

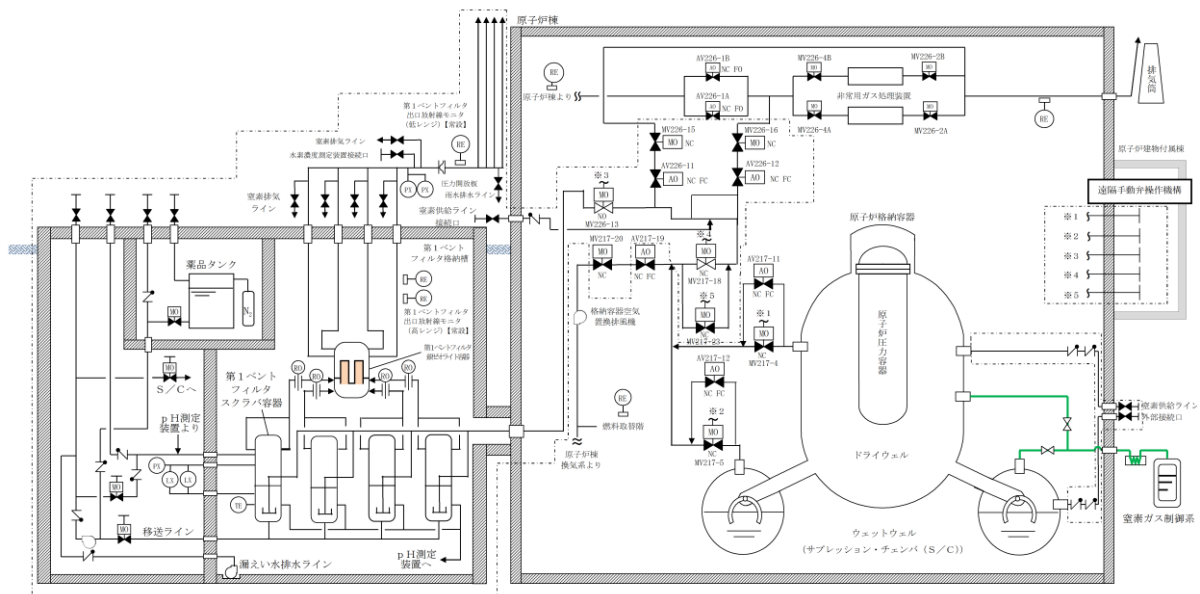


図8 格納容器への窒素供給手段の概略図

格納容器 pH制御について

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、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に薬液を注入する手段を整備している。

サプレッション・プール水 pH制御系は、図 1 に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウエルスプレイ配管からドライウエルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッションプール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（[wt%] 水溶液）[m³] とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

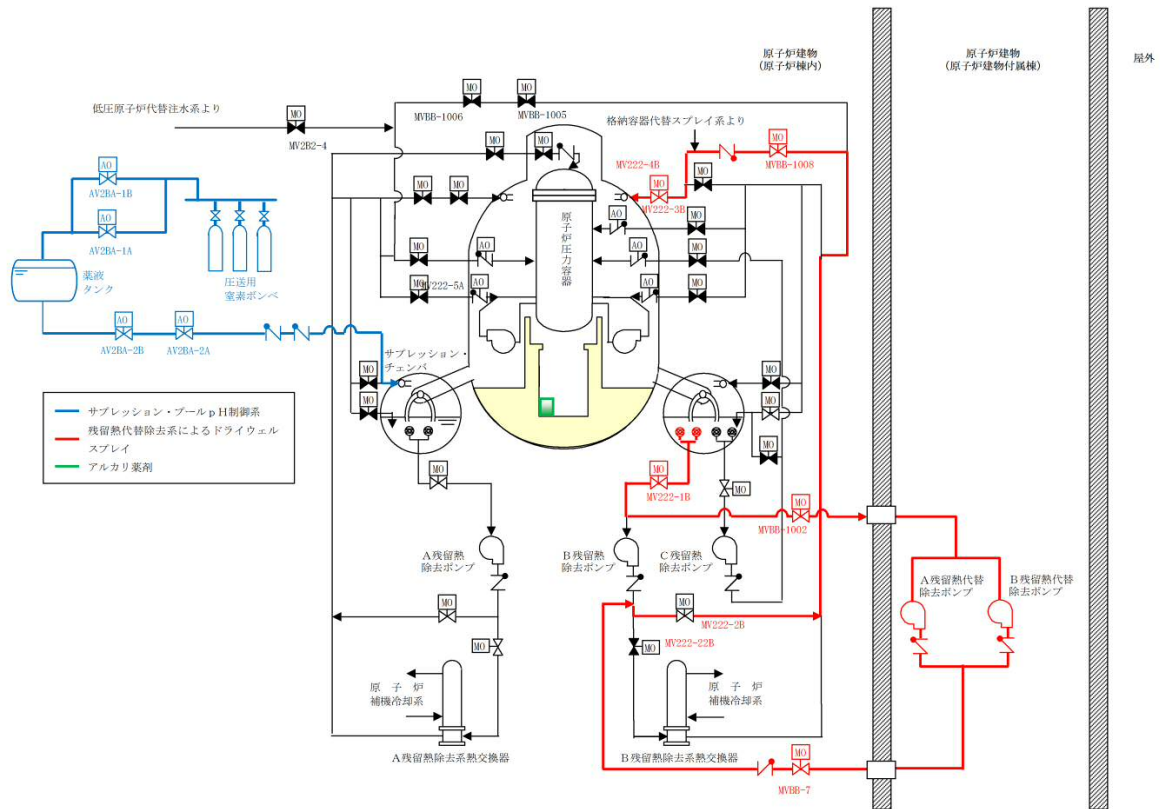


図1 格納容器pH制御 概略系統図

(1) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサプレッション・チェンバに注入した場合、サプレッションプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で wt%, pHは約 となる。

またサプレッション・チェンバへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサプレッション・チェンバ外にあること及びサプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

一方、ドライウエルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

これらから、pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが、本システム使用後の濃度である wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

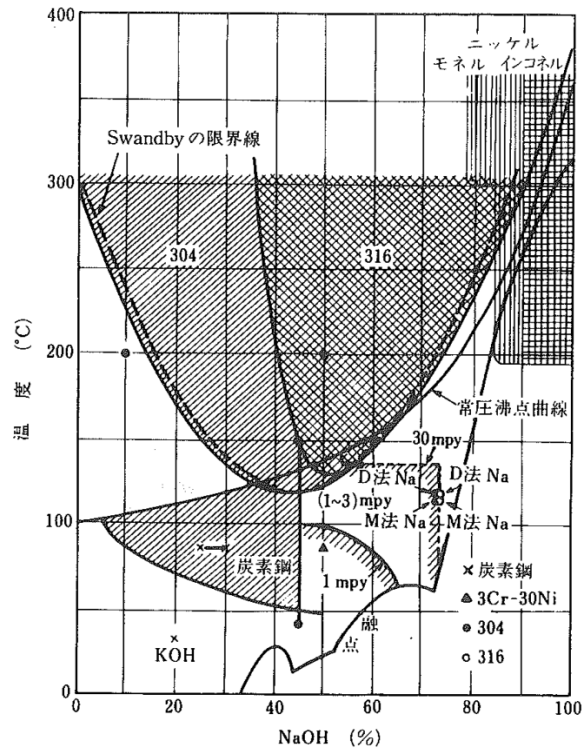


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

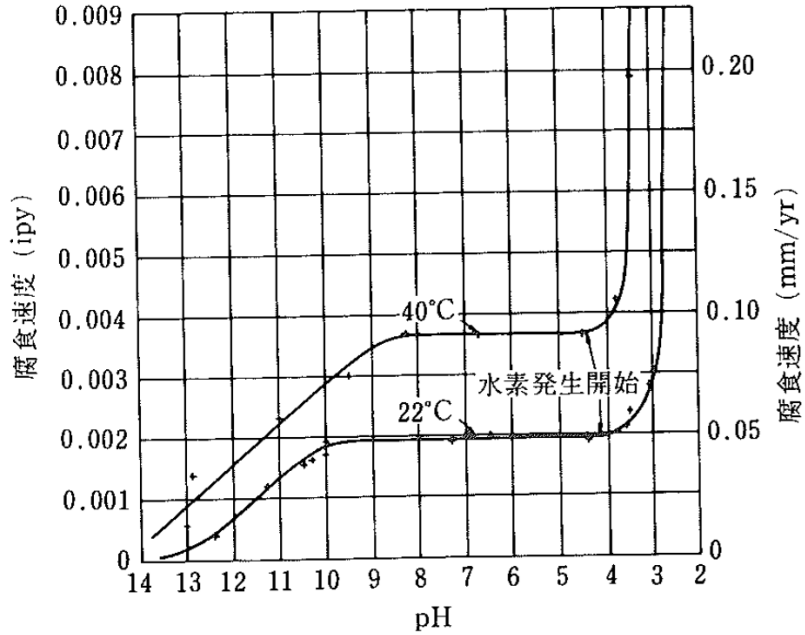


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響^[1]

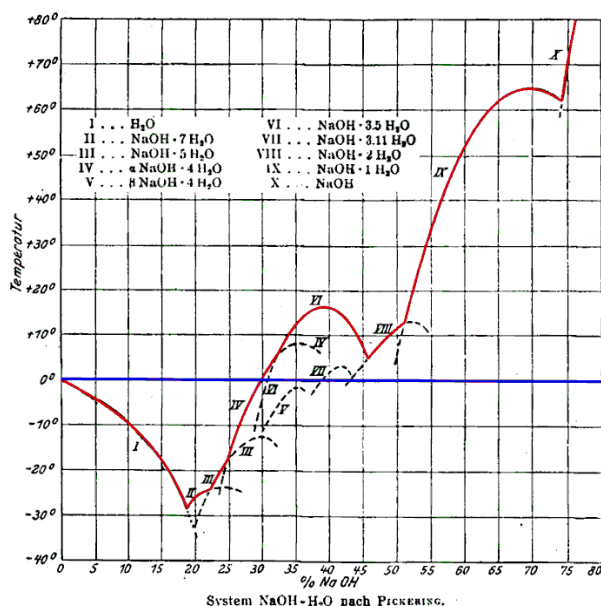


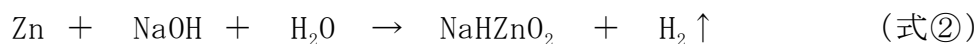
図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

(2) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a. 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウェル グレーチング表面積：約 3,135m²
- ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m²

- ・ 亜鉛メッキ膜厚：80 μm
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)
- ・ 亜鉛密度：7.2g/cm³
 - ・ 亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

b. アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積：約 0.5843m³
- ・ アルミニウム密度：2.7g/m³
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量：約 1,761kg

【計算結果】

上記条件より、原子力格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 374 kg となる。

c. 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで約 210 kg であり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。

また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。これらのことから、pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社, 2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage,
Verlag Chemie, Berlin 1928

設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について
機能確認における外観点検の確認内容を表 1 に示す。

表 1 開放点検における点検の確認内容

対象機器	機能	点検の確認内容
ベンチュリノズル	フィルタ性能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞, ノズル穴の変形がないこと。
金属フィルタ		<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞, 溶接部の割れ, 腐食がないこと。
多孔板	整流機能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。
オリフィス	流量調整機能	<ul style="list-style-type: none"> ■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。

2. フィルタ性能の確認方法

待機中, 定期的に, 以下の(1)～(3)の項目を確認することでフィルタ性能が維持されていることを確認する。

(1) 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を [gage]程度に維持することで, 容器内部の不活性状態が維持され, ベンチュリノズル及び金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

(2) スクラビング水水位確認

スクラビング水水位を通常水位 () で維持していることを確認する。

(3) スクラビング水性状確認

スクラビング水をサンプリング測定することで, が規定

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。

の pH を維持している事を確認する。

3. 点検周期の考え方

4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理の表 4.5-1 に示す点検周期は、表 2 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。なお、この点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材等の材料を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

表2 点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期
	型式／機能	材料	内部流体		
スクラバ容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	65M
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	65M
銀ゼオライト容器	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活 性炭フィルタ	1C (機能確認)
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	—	10C
流量制限オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	—	10C
圧力開放板	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 圧力開放板	5C
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 配管	10C
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10C
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

(補足) 格納容器フィルタベント系の劣化要因と対策について

1. 配管, 弁等

屋外に設置する配管は外面腐食を防止するため、外面塗装を施している。

第1ベントフィルタ格納槽内及び原子炉建物内については、外面腐食リスクは小さいが、炭素鋼配管については外面塗装を施している。

また、格納容器フィルタベント系待機時は、系統内は窒素にて置換することにより、配管内面やスクラバ容器内面・内部構造物（金属フィルタ等）、銀ゼオライト容器内面・内部構造物の腐食を防止している。

2. 銀ゼオライト

プラント運転中を通して格納容器フィルタベント系の系統待機時は、スクラバ容器内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、湿分環境下で保管される。

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

表1 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は、第1ベントフィルタ格納槽に設置され、温度変化は小さいと考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は [] 程度であり、圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 (酸素 5%未満)	実機の系統は、格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度 4%以下と考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
スクラビング水組成	[]	実機の濃度は [] であり、濃度が低い方がスクラビング水は蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
	[]	実機の濃度と同等であり適用性がある。

表2 銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	6か月後	15か月後
[]		



図1 銀ゼオライトの保管の様子

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。

試験結果によると6カ月及び15カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準（除去効率99%）を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持され则认为。

銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について

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

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

(1) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器フィルタベント系の系統待機時は、スクラバ容器内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、湿分環境下で保管される。

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

表1 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は、地下格納槽に設置され、温度変化は小さいと考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は [] 程度であり、圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 (酸素 5%未満)	実機の系統は、格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度 4%以下と考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
スクラビング水組成	[]	実機の濃度は [] であり、濃度が低い方がスクラビング水は蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
	[]	実機の濃度と同等であり適用性がある。

表2 銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	6 か月後	15 か月後
[]		

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 銀ゼオライトの保管の様子

試験結果によると6カ月及び15カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準（除去効率99%）を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

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。

格納容器からの異常漏えい時における対応について

(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針

事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、格納容器フィルタベント系によるベントを実施することとしている。この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。

また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建物水素爆発を防止する観点から、格納容器フィルタベント系によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。

(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建物水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

ベントについては、ドライウエル内に存在する粒子状物質のサブプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サブプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウエル側であっても、サブプレッション・チェンバからのベントによりドライウエル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。

また、非常用ガス処理系については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が1.8vol%に到達した時点で停止する。

(3) ベント実施基準設定の考え方

可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、水素の可燃限界（4vol%）に計器誤差（±1.1vol）及び運転操作の余裕時間を踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した時点でベント実施を判断する。

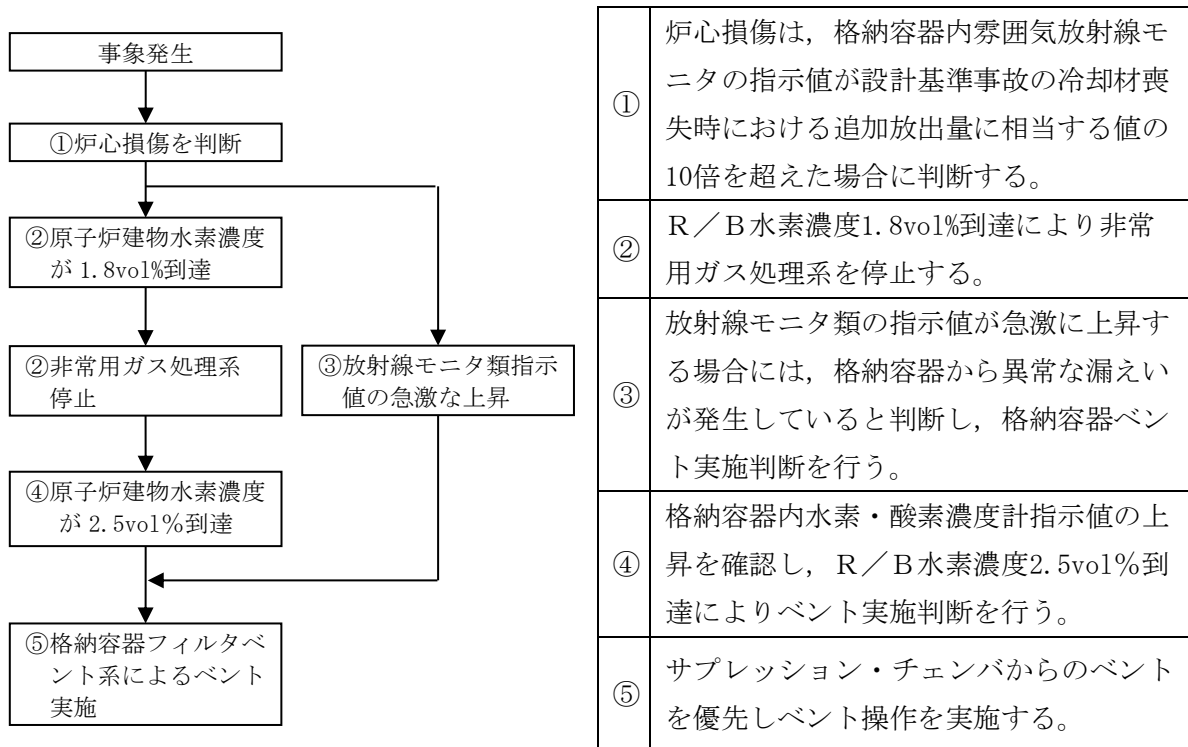


図1 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、緊急時対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

(2) 必要要員数

発電所にて重大事故等対応を行う要員は98名である。プルーム通過時の必要要員である69名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており、それ以外の29名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、島根支社、松江営業所、松江電力センターへ退避することとしており、事象発生後に風向等に基づいて選定する。これらの施設は、発電所から約12～13kmの地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約4時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（放水接合槽）から緊急時対策所へ図1に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は約50分である。

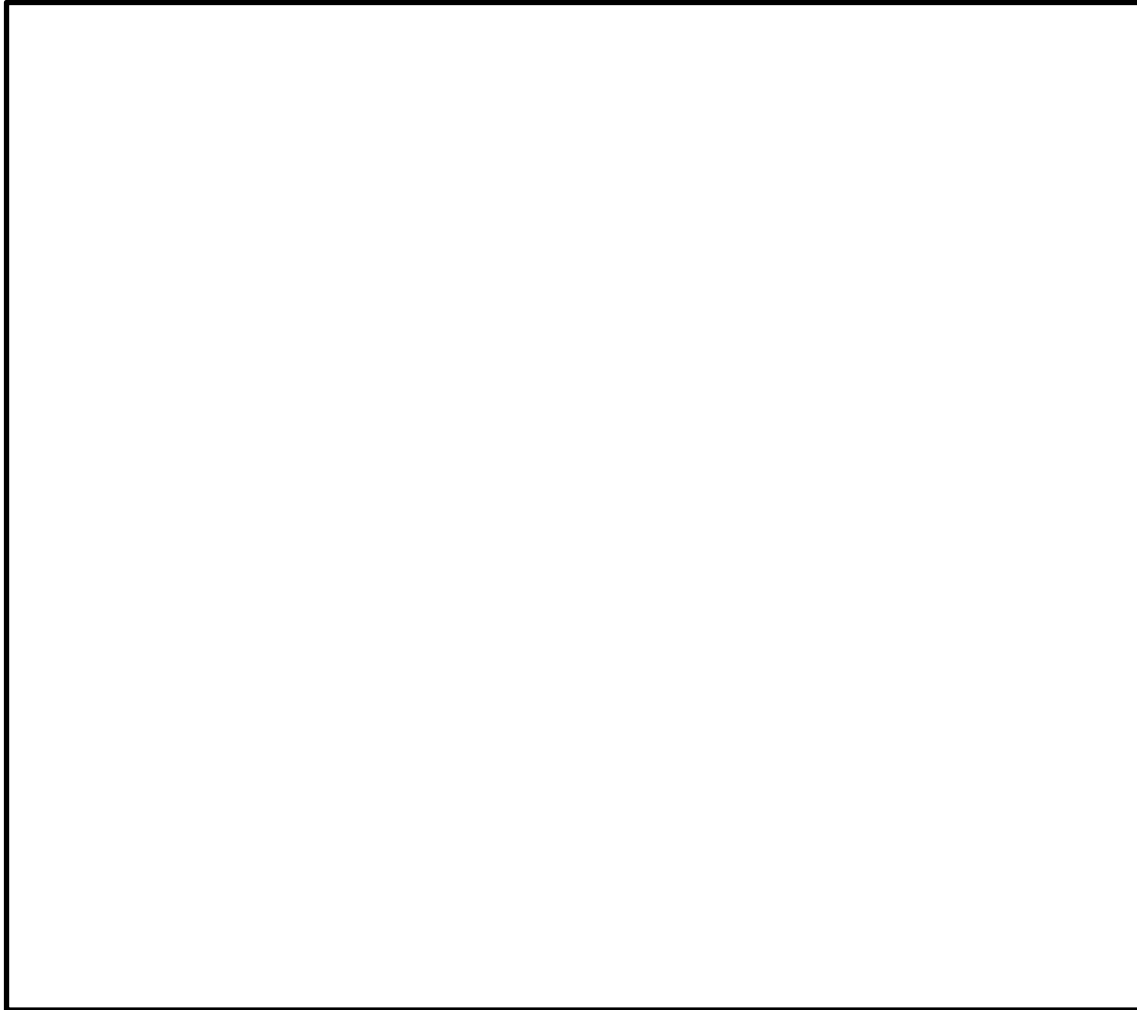


図1 放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を表1に示す。

表1 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避 緊急時対策所への待避	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	約 27 時間後
ベント操作	サプレッション・プール 通常水位+約 1.3m 到達	約 32 時間後

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に示すとおり、発電所構外への一時退避及び緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。

表2及び図2に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間（評価上8時間）において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。

表2 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

b. 格納容器酸素濃度ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達によるベント

炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。

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する場合）においては、水素及び酸素の発生割合（G値）の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。

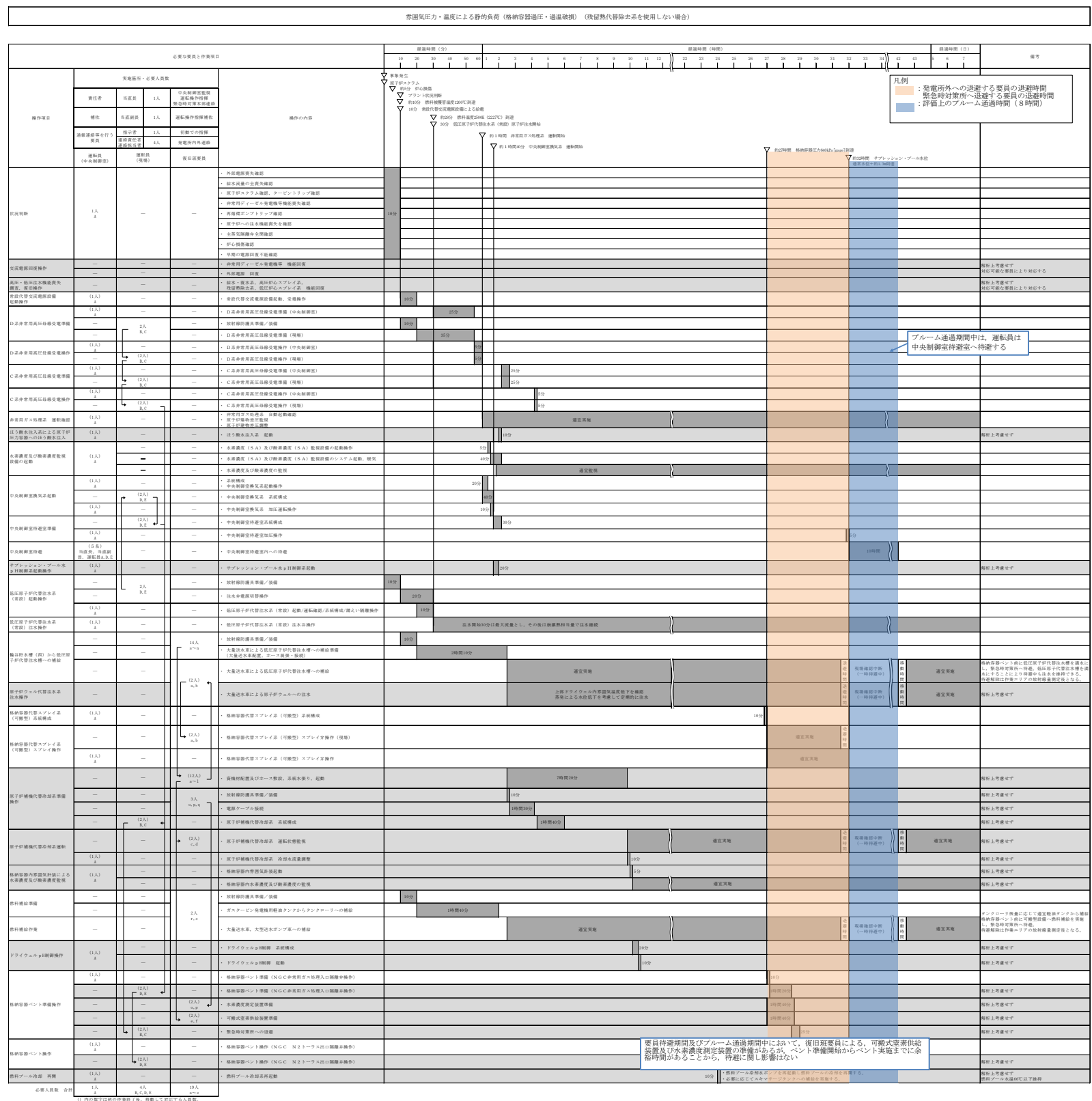


図2 待避時及びブルーム通過時における要員の整理
 （「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 （残留熱代替除去系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード（MAAPコード）より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能（DF1,000以上）が適用可能であることを確認した。

(1) エアロゾルの粒径分布の妥当性

a. JAVA 試験における粒径分布

JAVA 試験においては、を試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。



JAVA 試験に用いられた試験用エアロゾルの粒径の測定は、JAVA 試験装置のフィルタ装置前段の配管部からサンプリングしたエアロゾルを、観測を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、である。試験用エアロゾルの粒径分布を図1に、JAVA 試験装置のサンプリングラインを図2に、サンプルガスの取出し部分の概要を図3に示す。

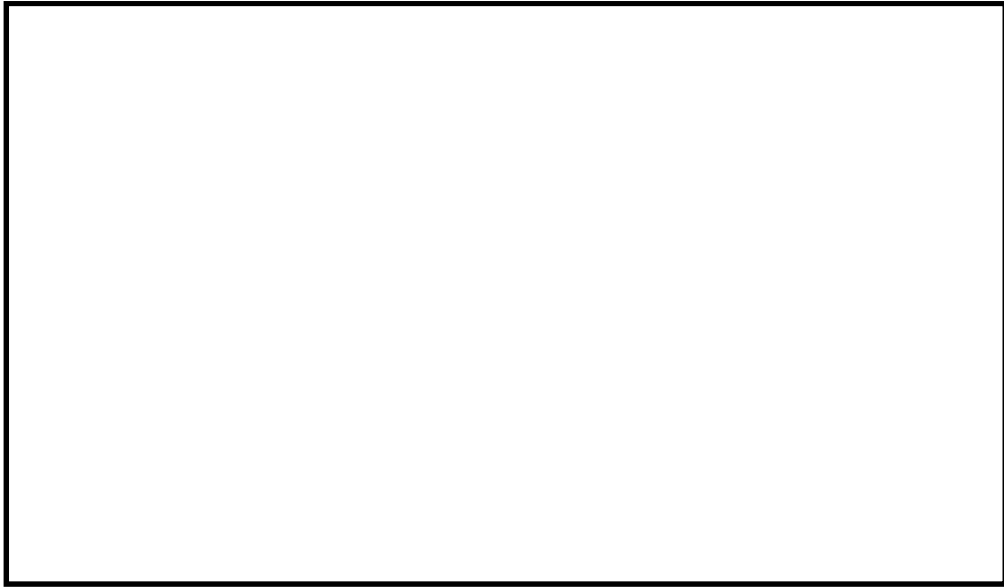


図1 試験用エアロゾルの粒径分布

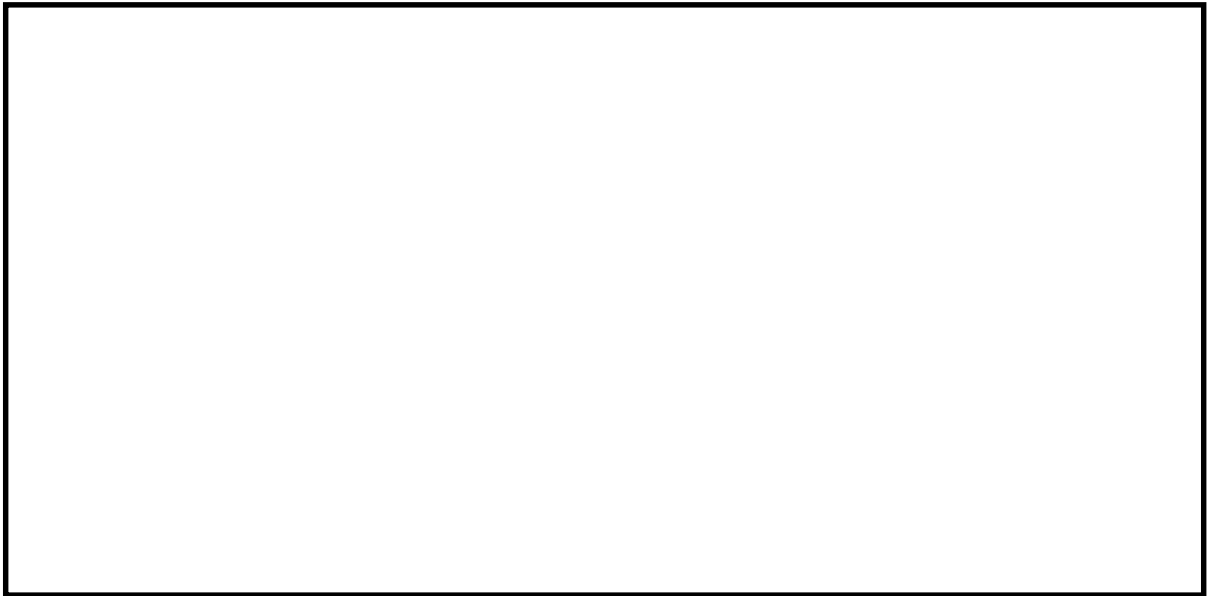


図2 JAVA試験装置のサンプリングライン

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 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故が発生した際に格納容器に放出されるエアロゾルの粒径は、凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果といった除去機構により粒径分布の幅が限定される。

MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

(a) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、安定状態では、ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書1）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを図4に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

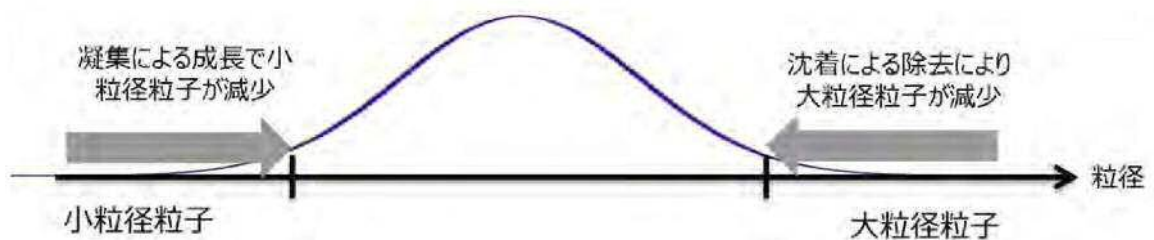


図4 エアロゾル分布形成のイメージ

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) 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（ブラウン運動：Brownian Diffusion）により，他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を図5に示す。

横軸は粒径 (D_{p1})，縦軸はブラウン運動による凝集係数 (Brownian coagulation coefficient) を表しており，凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径 (D_{p2}) により変化するため， D_{p2} の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。 $D_{p2} > D_{p1}$ の場合， D_{p1} が小さくなると凝集係数は大きくなる。

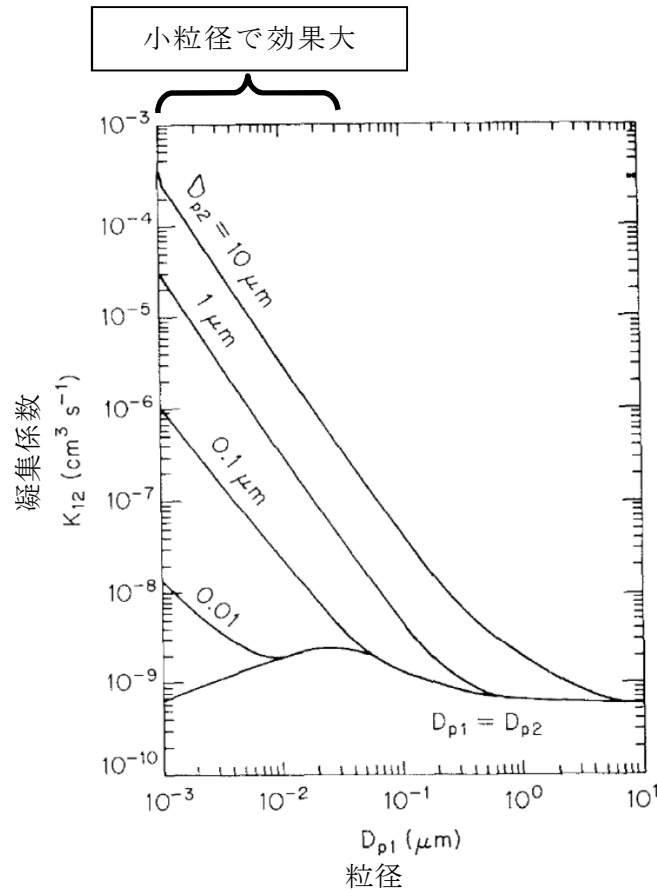


図5 凝集効果の例 (参考図書2)

2) 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を図6に示す。

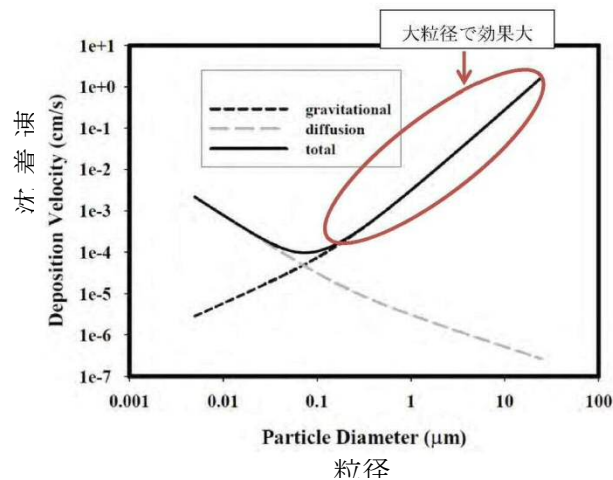


図6 沈着効果の例 (参考図書1)

(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では、格納容器スプレー効果やサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に、格納容器スプレー効果及びサプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果について示す。

1) 格納容器スプレー効果

格納容器スプレーでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

図7では格納容器スプレーを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒径は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレーを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効率的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる。

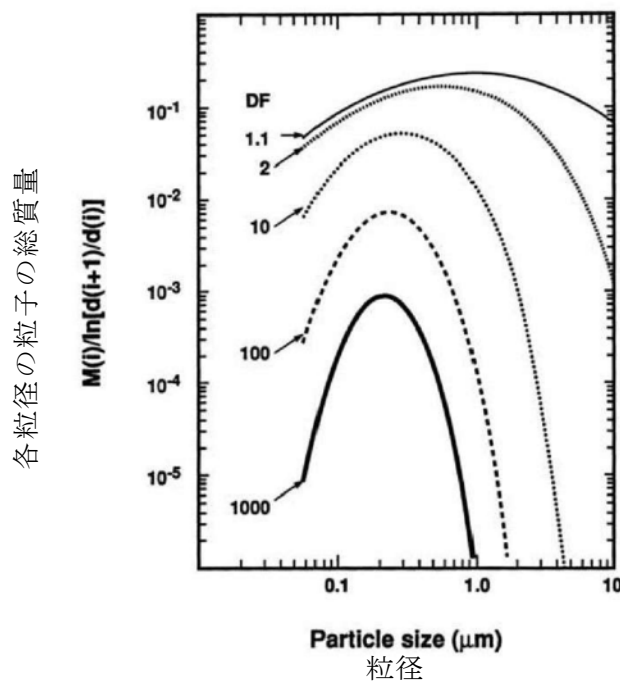


図7 格納容器スプレー継続による格納容器内の粒径分布の変化 (参考図書1)

2) サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果

サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に図8に示すような種々の除去メカニズムが働く。安定した気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降、慣性衝突が支配的となるため、粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理のイメージを図8に、プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を図9に示す。

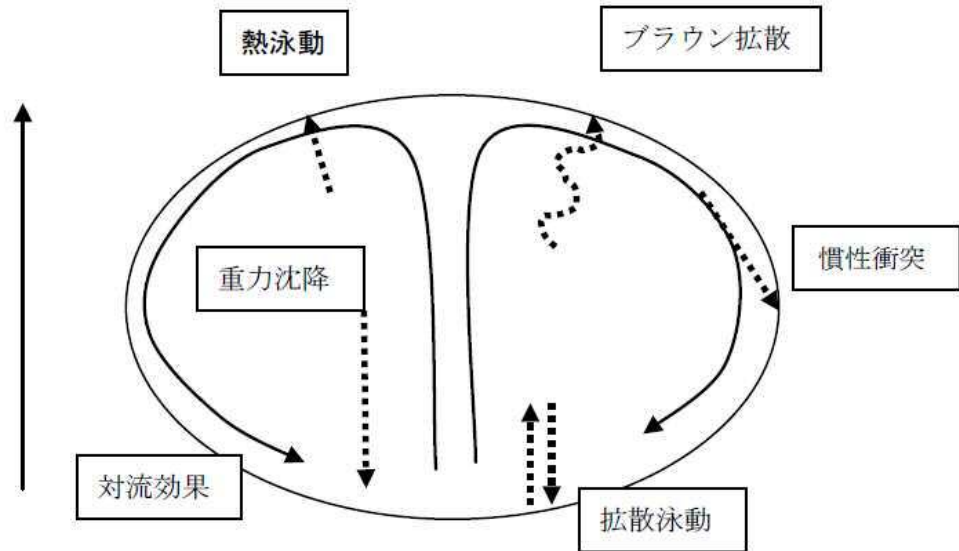


図8 プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理

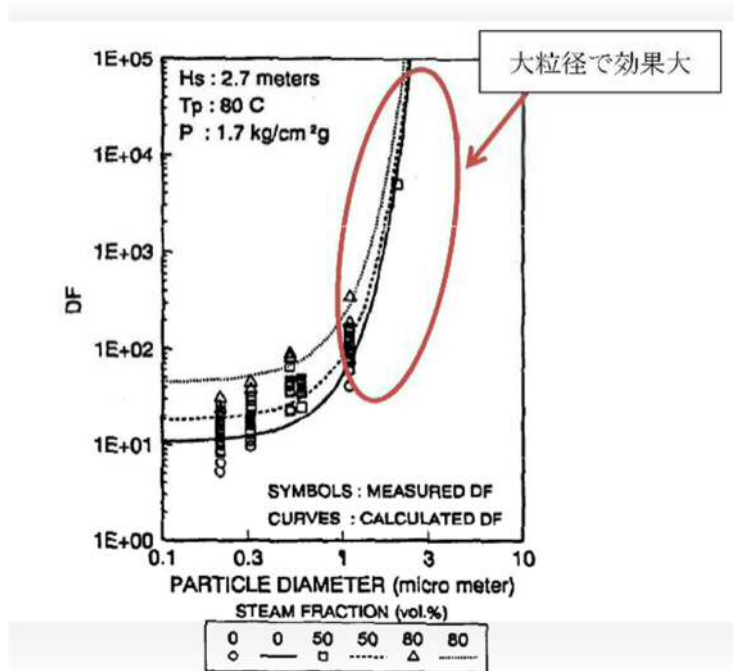


図9 プール水のスクラビングによる除去性能の例 (参考図書3)

3) 重大事故等時に想定される粒径分布

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

(参考1) エアロゾル粒径と除去係数の関係

除去係数（以下、「DF」という。）は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比として、以下の式で表される。また、表1にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

$$DF = \frac{M_{\text{流入したエアロゾル重量}}}{M_{\text{放出したエアロゾル重量}}} = \frac{\int M(\phi)_{\text{流入したエアロゾル粒径}} d\phi}{\int M(\phi)_{\text{放出したエアロゾル粒径}} d\phi}$$

表1 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間 [h]	ベント位置	質量中央径 (MMD) [μm]	幾何標準偏差 σ g [-]	エアロゾル量 [g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	32	W/W		0.19	1.8
		D/W		0.27	3,500

ドライウェルからのベントを行う場合は、サブプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果による大粒径のエアロゾルの除去が行われないことから、上式のフィルタ装置に流入したエアロゾルの重量が大きくなる。このため、ドライウェルからのベントを行う場合は、サブプレッションチェンバからのベントを行う場合と比較して、高いDFが確保される。

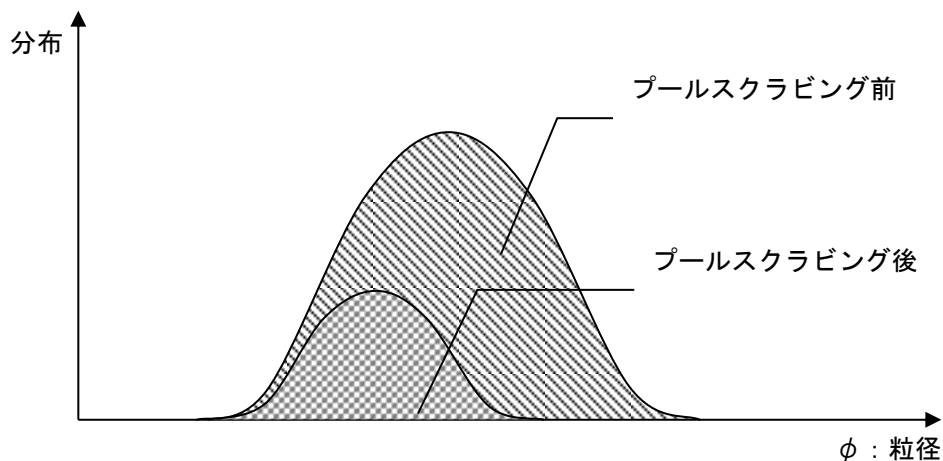


図1 プールスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

a. 試験用エアロゾル粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらの試験用エアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を図2に示す。

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

この比較により、使用した試験用エアロゾルにて、MAAPにより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認でき、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、図2からサプレッションチェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。



図2 試験用エアロゾルとMAAPより想定される粒径分布の比較

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. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS
2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING
3. 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing,
Kaneko et al. (TOSHIBA)

(参考2) 粒径分布の妥当性について

JAVA 試験の試験用エアロゾルと MAAP により想定される粒径分布を、図1のとおりに比較することにより、使用した試験用エアロゾルにて MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認している。

一方、MAAP により想定される粒径分布は、炉心状態、事故後の経過時間及び原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度の違いにより、変化することが考えられるため、その影響について考察した。



図1 試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布

(a) 炉心状態

MAAP 解析においては、エアロゾル量を保守的に評価するため、炉心状態として燃焼サイクル末期を想定している。

炉心状態としてサイクル末期を想定した場合、初装荷炉心と比べ、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として、原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、初装荷炉心の粒径分布との差異が小さくなることから、炉心状態が粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(b) 事故後の経過時刻

エアロゾルの流入量が多い時間帯はベント直後であることから、粒径分布としてベント直後を想定している。

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。

ベント後長期においては、ベント直後と比較して、格納容器内の粒径分布が変化することが考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって、ベント時間帯の違いが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

参考6に示したとおり、スクラバ容器に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単にMAAP解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって、中・低揮発性核種の放出割合の変更することが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

適合性審査において確認を行う事項（第50条等，FCVS）
に対する記載事項について

適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
第1項 a) 設置		a-1. 設置目的
		a-2. 位置、構造、設備
		a-3. 設計条件
		a-3-1. 条件
		a-3-2. 材料
		a-3-3. 必要となる資機材
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性
		a-5. ベント手順
		a-5-1. 手順着手の判断基準
		a-5-2. ベント実施の判断基準
		a-5-3. 操作手順
		a-6. 操作性
a-7. 使用後の考慮事項		
a-8. 監視・計測		
a-9. 保守管理		
a-10. 海外の先進事例との比較		
a-11. 引用文献、品質保証の妥当性		
a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV減圧速度の確認 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項		
第1項 b) i) 低減		b-1-1. 除去対象及び除去原理
		b-1-2. 性能試験方法 ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器
		b-1-3. 性能試験結果 ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。

50条

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
		b-1-4. 試験のスケール性
		b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、pH
		b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、pH ・目詰まり、圧損
		b-1-7. 長時間使用時の性能維持 ・長期使用時の検討事項 ・腐蝕の影響
		b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊
		b-1-9. その他
		b-2-1. 防塵に対する基本方針
		b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計 ・監視設備 ・窒素供給設備
		b-2-3. ベント使用前 ・窒素ページ ・計測
		b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流
		b-2-5. ベント使用長期及び使用後
		第1項 b) ii) 防塵
第1項 b) iv) 負圧破 損	b-4-1. 負圧破損防止の確認	

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント	
第1項 b) v) 人力		b-5-1. 対象弁	
		b-5-2. アクセシビリティ及び作業環境	
		b-5-3. 人力操作の妥当性	
		b-6-1. 放射線防護対策	
		b-6-2. 線量評価	
		第1項 b) vi) 人力 放射線防 護	b-7-1. ラブチャータイスクの設定圧の確 認 開放板
		第1項 b) vii) CVと の接続	b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び 水没評価
		第1項 b) ix) 使用 後の放射 線防護	b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策 b-9-2. 線量評価
		審査会合 主な論点	一般公衆被ばく低減対策 外的事象に対する耐性 事故後の周辺作業の成立性
		48条 d)	48-1. 敷地境界での線量評価
		43条 1項1号 1項2号 1項3号 1項4号 1項5号 1項6号	43-1-1. 環境条件 43-1-2. 操作性 43-1-3. 試験又は検査 43-1-4. 切り替え性 43-1-5. 悪影響防止 43-1-6-1. 使用時の操作性 43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策
		2項1号 2項2号 2項3号	43-2-1. 容量の妥当性 43-2-2. 共用の禁止 43-2-3. D B設備との同時の機能喪失

NP設置許可基準規則 (本文)	設置許可基準規則(解釈)	確認ポイント	具体的な確認内容	審査資料記載箇所
(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)	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)	a-1. 設置目的	①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圧力逃がし装置を設置する方針を確認。 →具体的な低下は、有効性評価で確認。	①本文1 概要
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必要な設備を設けなければならない。	1 第50条に規定する「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。 a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。	a-2. 位置、構造、設備	① 設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。 ② 設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。 ③ 基本仕様(主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフイス、伸縮継手のスベック)の確認。	①本文3.1 系統設計 ②本文3.1 系統設計 本文3.2.2 配管及び弁類 ③本文3.2.2 機器設計
		a-3. 設計条件 a-3-1. 条件 ・設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が妥当か。特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的負荷を確認。	① 設計条件として、以下の項目が示されているか。 ☆フィルタベント装置のスベック ・フィルタベントの最高使用温度 ・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針 ・設計流量 ・除去性能 ・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量 ・フィルタ装置の有機、無機ヨウ素最大保持量 ・熱負荷条件(設置区画のコンクリートの耐久性、局部的な温度上昇含む) ・機器クラス ・耐震クラス ☆格納容器側の条件 ・格納容器内の雰囲気制御 ・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量 ・発生最大エアロゾル量及びガス状物質の量 ・発生可燃性ガスの種類と最大量 ・発生化学種の種類	① ☆フィルタベント装置のスベック ・本文3.1 系統設計 【最高使用温度・圧力、耐圧設計方針、設計流量、熱負荷条件】 ・本文3.2.1 フィルタ装置【除去性能】 ・別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【エアロゾル保持量】 ・別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【よう素保持量】 ・別紙7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について【機器・耐震クラス】 ☆格納容器側の条件 ・別紙1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【雰囲気制御・熱量・水蒸気量】 ・別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【発生エアロゾル量】 別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【ガス状物質の量】 ・別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について【発生可燃性ガスの種類と最大量】 ・別紙1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【発生化学種の種類】

<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。特に、以下を確認。</p> <p>②-1 フィルタバントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。</p> <p>②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針(部品の固定を含む)としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。)また、フィルタバントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。</p> <p>②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。</p> <p>②-4 バント系の圧損格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。</p> <p>②-5 格納容器制の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。</p> <p>②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p>	<p>②-1 別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-2 本文 3.2 機器設計【耐圧対象部位】別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について【荷重の考慮】別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【スクラビングノズルの健全性】別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-4 別紙 14 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>②-5 本文 3.1 系統設計別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-6 本文 3.1 系統設計</p> <p>①本文 3.2 機器設計別紙 7 フィルタバント設備の漏えいに対する考慮について別紙 10 材料選定の技術的根拠について</p> <p>②別紙 7 フィルタバント設備の漏えいに対する考慮について別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>①本文 3.3.4 補給設備別紙 9 スクラビング水の設定について別紙 21 フィルタバント設備の電源構成の考え方について</p> <p>①本文 3.1 系統設計別紙 4 他系統との隔離について別紙 17 フィルタバント設備の弁選定の考え方</p>
<p>a-3-2. 材料</p> <ul style="list-style-type: none"> ・強度 ・耐食性 	<p>①フィルタバントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。(特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。)</p> <p>②既設のとおりあり部等に炭素鋼配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。</p>
<p>a-3-3. 必要となる資機材</p>	<p>①運転に必要な動力源(電源、加圧空気)、水源、薬剤などが適切に準備されるか。</p>
<p>a-4. 隔離弁等の信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁としての信頼性 ・バント弁としての信頼性 	<p>①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。</p> <p>②バント弁として信頼性の高い構造、並列化。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・並列化(例：ウェットウェルラインとドライウェルライン、

		各弁でバイパスラインを設ける)	
a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準	①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 以下の観点から確認を行う。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。	①本文5.1 フィルタベント設備の運用方法 5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について	
a-5-2. ベント実施の判断基準	②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。 ①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後の観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→（その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。） ☆炉心損傷後の判断の妥当性。	②別紙28 炉心損傷判断について ①本文5.1.2 ベント実施について ☆炉心損傷前ベント中に炉心損傷に至った場合のベント停止について 本文5.1.3 ベント停止について ☆炉心損傷の判断の妥当性 別紙28 炉心損傷判断について	
a-5-3. 操作手順 ・事前準備 ・ベント実施 ・ベント実施後	①ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した空素供給設備の準備 ・スクラバ水供給準備 ・pHの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順と なっているか。 ②耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。 ③隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。 ④隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。 ⑤ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について ②本文5.1.2 ベント実施について 別紙4 他系統との隔離について ③本文5.1.2 ベント実施について ④本文5.1.2 ベント実施について ⑤本文5.1.3 ベント停止について	
a-6. 操作性	①手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動（寄りつき） ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ②隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の寄りつき、接続作業)のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用 ②本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用	

<p>③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p> <p>④中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p>	<p>③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p> <p>④中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p>	<p>③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p> <p>④中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p>	<p>③本文5.1.4 付帯設備の運用</p> <p>④本文5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について</p> <p>①本文5.1.4 付帯設備の運用 別紙 32 フィルタベント設備使用後の保管方法について</p> <p>②別紙 7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について</p> <p>③サブレッション・プール水を廃棄物処理建物に送るための手順を整備している。なお、事象収束後においては、耐震上の要求はないものと考えている。</p> <p>④別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>	<p>①使用後のスクラハ水のS/Cへの移送方針を確認。</p> <p>②フィルタベントからの漏えい対策（排水を含めて）が適切に検討されているか確認。また、フィルタベント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。</p> <p>③格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを確認。</p> <p>④窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。</p> <p>①監視項目毎の目的が挙げられ、以下の項目がリスト化されているか。</p> <p>☆フィルタ装置の性能を確認するための監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位、圧力、温度、スクラハ水のpH、保持されたFPの確認のためのフィルタ装置の放射線量、通気されているかの確認のためのラプチャードスク前後の圧力 ☆放出量の監視 ・装置下流側の放射線量、装置下流側の流量 ☆防爆のための監視 ・水素濃度 <p>②測定位置、計測範囲が妥当か。</p> <p>③監視計器について、多重性・多様性の観点で適切に検討されているか。</p> <p>④中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。</p> <p>⑤計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。</p>	<p>a-7. 使用後の考慮事項</p> <p>a-8. 監視・計測</p> <ul style="list-style-type: none"> ・測定項目 ・測定位置 ・多重性、多様性 ・中操以外での監視 ・計装電源 <p>a-9. 保守管理</p>
	<p>①本文5.3 フィルタベント設備の維持管理 別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p>				

		<p>a-10. 海外の先進事例との比較</p> <p>a-11. 引用文献、品質保証の妥当性</p> <p>a-12. その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV減圧速度 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項 	<p>②点検周期の考え方を確認。特にラプチャードディスクの交換頻度が妥当か。</p> <p>③どの程度の寿命を想定しているか。(減肉発生時の対処方針等)</p> <p>①海外のFCVSと比べて、遜色ない設備となっているか確認。(NEAレポート(例:フィルタバント装置上流側の逆止弁、バイパスラインのラプチャードディスク)、諸外国の規制基準との比較)</p> <p>①引用している文献が適切なものか。</p> <p>②性能検証等にかかるとしたヨウ素放出低減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。</p> <p>②フィルタへの熱吸収(スクラバタイプの水への熱吸収など)やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮(バント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧カレレベルなどに依存)して、CV減圧速度の評価が妥当か。</p> <p>③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ水のpHの均一性 ・水位(連結管) ・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響(線量の偏り。) <p>④管内の凝縮水の排水対策を確認。</p> <p>⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。</p> <p>①除去対象核種と形態を明確にしているか。</p> <p>②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>①除去性能試験の条件が妥当なものか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気条件 ・スクラバ水温、 ・金属フィルタ、ヨウ素フィルタについては、当該部位の温度。 	<p>②本文5.3 フィルタバント設備の維持管理 別紙33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>③本文5.3 フィルタバント設備の維持管理 別紙33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>①別紙17 フィルタバント設備の弁選定の考え方</p> <p>①引用文献は適切なものを使用し、適宜記載している</p> <p>②別紙22 性能検証試験の適用性について</p> <p>①本文1 概要</p> <p>②有効性評価、解析コードで回答予定 別紙14 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>③別紙6 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</p> <p>④本文3.3.5 排水設備 別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>①別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>②別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>③別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>①本文4.2 運転範囲 本文4.3.1 性能検証試験の概要 別紙22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>b) 上記 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 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。</p>		<p>b-1-1. 除去対象及び除去原理</p> <p>b-1-2. 性能試験方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器 		

		<p>・ pH</p> <p>②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルメントを想定した粒径分布も確認。(エアロゾル負荷量も同様に確認。)</p> <p>③粒径同じでも質量が違くと慣性衝突効果がD Fに及ぼす影響についての考え方を確認。</p> <p>④試験における微粒子の粒径測定等について確認。</p>	<p>①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。</p> <p>②フィルタメント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。</p> <p>③エアロゾル除去性能について、D Fの粒径依存性(低粒径でD Fが下がる)や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標D F値を確保できることを確認。</p> <p>④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。</p> <p>⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶解エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。</p> <p>⑥ペント開始時に流入する酸性物質(塩酸、窒素酸化物、二酸化炭素)に対する pH への影響。</p> <p>⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。</p>	<p>②別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>③別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>④別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>①本文 4.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>②別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>③別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>④別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>⑥別紙 9 スクラビング水の設定について</p> <p>⑦対象外(海外における実験結果との比較を行っていない。)</p> <p>別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>
	<p>b-1-3. 性能試験結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 条件毎の除去効率 ・ 部位毎の除去効率 ・ 粒径分布による影響 ・ 運転範囲との関係の確認。 	<p>①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。</p> <p>②スクラバノズルからの吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。</p>		

	<p>b-1-5. 待機中の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位、pH <p>b-1-6. 使用時の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位、pH ・目詰まり、圧損 	<p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。)</p> <p>②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタメント装置の性能の維持の妥当性を確認。</p> <p>①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p> <p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。</p> <p>③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。</p> <p>④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパーチャユニットの除去可能性について検討しているか。</p> <p>⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。</p> <p>⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。</p> <p>⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。)</p> <p>②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタメント装置の性能の維持の妥当性を確認。</p> <p>①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p> <p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。</p> <p>③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。</p> <p>④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパーチャユニットの除去可能性について検討しているか。</p> <p>⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。</p> <p>⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。</p> <p>⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>②本文5.3 フィルタメント設備の維持管理</p> <p>①本文2.2.2 機器設計</p> <p>別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>②別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>③別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>④別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑤別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑥別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑦別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>	<p>①別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>②別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【粘性のDFへの影響】</p> <p>別紙9 スクラビング水の設定について【水位変動に</p>
--	---	---	---	--	---

	<p>ii) 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。</p>	<p>b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計</p>	<p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/過剰による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP 保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p> <p>①捕集若しくは吸着したFPの再揮発、再浮遊の可能性(移動特性)を検討し、それらの対応が適切になされているか。(特に、物理特性、化学特性に言及し、検討していることを確認。また、銀と化学的に結びついたヨウ素の水素による剥離効果、放射性ヨウ素と希ガスの局所β線照射による影響も考慮しているか。)</p> <p>①エアロゾルの非均一な沈着はないか。仮にあった場合、どのように対応しているか。</p> <p>②装置内での化学反応について、発熱反応か吸熱反応を示すとともに、装置の性能への影響について評価し、適切な対応がとられているか。また、反応生成物の影響の有無も確認する。</p> <p>③格納容器からの最大のエアロゾル発生量(MCCI)を考慮しても除去性能が維持されることを確認。</p> <p>④異なる圧力における流量、そして種々の気体組成に対して感度を評価しているか。</p> <p>⑤除去性能の結果を示す上で、ウェットウェルベント条件、ドライウェルベント条件、格納容器スプレイ条件(スプレイあり、なし、沈着率など含む。)を明確化しているか。</p> <p>①防塵に対する対象設備が明確に示され、それが妥当か。 ②対応するべき可燃性ガスを明確に示され、それが妥当か。</p>	<p>③ベント連続最長時間を検討されているか。(フィルタベントの使用時間の想定も確認。)</p> <p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/過剰による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP 保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p>	<p>①別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 25 フィルタ装置連続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>①別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 26 フィルタ装置における化学反応熱及び化学反応生成物の影響について</p> <p>③別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>⑤別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>	<p>③本文 5.1.4 付帯設備の運用 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>⑤別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p>	<p>よる pH への影響】 ③本文 5.1.4 付帯設備の運用 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>
							<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>①別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>

	<p>iii) 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</p>	<p>・ 監視設備 ・ 窒素供給設備</p>	<p>③ペントシステム内に発火源(動的機器、静電気)のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステムの点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。</p> <p>④水素濃度計設置の目的を確認。</p> <p>⑤水素濃度計の原理及び誤差を確認し、水素濃度計設置の目的にあっているか。</p> <p>⑥水素濃度測定位置は妥当か。</p> <p>⑦フィルタペント装置の交流電源を必要とする設備(水素濃度のサンプリングに用いる交流電源駆動のポンプ等)について交流電源喪失時の考え方を確認。</p> <p>⑧可燃性ガス制御のため、モニタリング装置は測定機能を果たし、信頼でき継続的に測定できるか。</p> <p>⑨計別の時間遅れを考慮しているか。</p> <p>⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。</p>	<p>③別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>④本文 3.3.3.1 計装設備</p> <p>⑤別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑥別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>⑦本文 3.3.2 電源設備</p> <p>別紙 21 フィルタペント設備の電源構成の考え方について</p> <p>⑧別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑨別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑩本文 3.3.3 可搬式窒素供給装置</p> <p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>
	<p>b-2-3. ペント使用前 ・ 窒素バージ ・ 計測</p>	<p>①窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。</p> <p>②バージ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2 置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。</p>	<p>①別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>②別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p>	
	<p>b-2-4. ペント使用初期 ・ 系統内の水蒸気凝縮 ・ 装置下流側の対向流</p>	<p>①配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。</p> <p>②放出口端における水素対策を検討し、適切に対応しているか。(もろじゆにおける 1F 事故後の水素対策及び一般化学プラントを参考。)(圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ペント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。)</p>	<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>	
	<p>b-2-5. ペント使用長期及び使用後</p>	<p>①放射線分解で発生する水素濃度等を定量的に示しているか。</p> <p>②①の発生量で水素濃度が燃焼領域に至らないことを確認。</p> <p>③窒素ガスによる水素バージの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ペント装置停止時の隔離弁の操作が水素滞留を起さないうような順番での操作となっていることを確認。</p> <p>④窒素ガスによるバージ操作完了の判断基準を確認。</p>	<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>	
	<p>b-3-1. 他への悪影響の確認 (SGTS、耐圧強化ペント)</p>	<p>①SGTS、耐圧強化ペントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタペントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVS からの隔離弁が2弁用意されていることを確認。</p>	<p>①本文 3.1 系統設計</p> <p>別紙 4 他系統との隔離について</p>	

<p>への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) 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。</p> <p>v) 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閉操作ができること。</p>	<p>b-4-1. 負圧破損防止の確認</p>	<p>②耐圧強化ベントラライン等への水素のリークの検知性やA・O弁、MO弁の開閉の考え方を確認。</p> <p>①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。 →有効性評価、格納容器破損防止で確認</p> <p>②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。</p> <p>①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。</p>	<p>②別紙 4 他系統との隔離について</p> <p>①有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p> <p>②本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p>
	<p>b-5-1. 対象弁</p>	<p>①人力でベントする場合のアクセス性、作業環境 (温度、湿度、線量) を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。)</p> <p>①トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。</p> <p>③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。</p>	<p>①本文 3.2.2 配管及び弁類 本文 3.3.4 補給設備 本文 3.3.5 排水設備 別紙 16 ベント弁の操作性について</p> <p>①本文 5.1.2 ベント実施について 本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p>
	<p>b-5-2. アクセス性及び作業環境</p>	<p>①人力操作による訓練結果を確認。</p> <p>②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。</p> <p>③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。</p>	<p>①別紙 16 ベント弁の操作性について ②別紙 16 ベント弁の操作性について ③本文 5.1.2 ベント実施について</p>
	<p>b-6-1. 放射線防護対策</p>	<p>①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。</p>	<p>① 本文 3.2.2 配管及び弁類 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
	<p>b-6-2. 線量評価</p>	<p>①隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ② 力操作が可能な線量範囲となっているか確認。</p>	<p>別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
	<p>b-7-1. ラブチャージャーの設置の確認</p>	<p>①ラブチャージャーを使用する場合は、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ブチャージャーディスク (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) を使用しているか確認。</p>	<p>①本文 3.2.2 配管及び弁類 別紙 18 圧力開放板の信頼性について</p>
	<p>b-7-1. ラブチャージャーの設置の確認</p>	<p>②ラブチャージャーディスクの信頼性を確認。 ③ベント配管内の結露水等の凍結によるラブチャージャーディスクへの影響を確認。</p>	<p>②別紙 18 圧力開放板の信頼性について ③別紙 18 圧力開放板の信頼性について</p>

<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶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。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ一等からの被ばくを低減するため遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価</p> <p>b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策</p>	<p>① ドライウェルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。</p> <p>② ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。</p> <p>① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。</p> <p>② 使用後のフィルタ及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。</p> <p>③ フィルタ装置内のF P量、配管のF P量の妥当性確認。</p> <p>④ スクラバ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。</p> <p>⑤ フィルタベントの格納槽の壁の貫通口も妥当な設計となっているか確認。</p>	<p>①別紙 2 格納容器からの取り出し位置について</p> <p>②別紙 30 ベントタイミングに係る外部水源からの総注水量について</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>	<p>①別紙 2 格納容器からの取り出し位置について</p> <p>②別紙 30 ベントタイミングに係る外部水源からの総注水量について</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
<p>審査会合における主要な論点</p>	<p>一般公衆被ばく低減対策</p>	<p>① フィルタ装置遮蔽壁周辺の線量評価方法の妥当性確認。</p> <p>② 低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。</p> <p>① 一般公衆の被ばくをできる限り低減する方策がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。(放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか。)(排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。)</p>	<p>① 別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>①別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p>	<p>①本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p> <p>②別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>①別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p>
<p>(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</p>	<p>事故後の周辺作業の成立性</p>	<p>① 事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。</p> <p>① 有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものか確認。(ソースターム、評価日数等) 特に、フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。</p> <p>② 炉心損傷前にフィルタベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。</p>	<p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>①別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>②別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>	<p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>①別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>②別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>

<p>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。</p>	<p>をいう。 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) 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。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の緊急込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 d) 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1 b)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。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①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、荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙38 地震による損傷の防止に関する防震設計方針の説明</p>
<p>(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。 一 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し、発揮するものであること。</p>	<p>第43条（重大事故等対処設備） 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナリオグループ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)であつては、計画された対策が想定されるもの。)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナリオグループをいう。</p>			

二 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。	2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。	43-1-2. 操作性	①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。	—
三 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。		43-1-3. 試験又は検査	①a-9の項目で確認。	—
四 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。		43-1-4. 切り替え性	①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。(例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。)	①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙4 他系統との隔離について
五 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。	3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。	43-1-5. 悪影響防止	①b-3-1の項目で確認。	—
六 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。		43-1-6-1. 使用時の操作性 43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策	①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。 ①b-9-1及びb-9-2の項目で確認。	—
2 重大事故等対処設備のうち常設のもの(重大事故等対処設備のうち可搬型のもの(以下「可搬型重大事故等対処設備」という。))と接続するものにあつては、当該可搬型		43-2-1. 容量の妥当性	①a-3の設計条件の妥当性で確認。	—

<p>重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 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。 			
<p>二 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。</p>	<p>43-2-2. 共用の禁止</p>	<p>①号機毎に設置されることを確認。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備</p>
<p>三 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。</p>	<p>43-2-3. D B設備との同時の機能喪失</p>	<p>①D B設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して適切な設計となっているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙8 フィルタイベント設備の外部事象に対する考慮について</p>

セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsI の初期重量[kg]

$$= \text{よう素元素初期重量[kg]} + \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

$$= MI + MI/WI \times WCs$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = MI/WI \times WCs$$

ここで,

MI : よう素元素初期重量[kg]

WI : よう素原子量[-]

WCs : セシウム原子量[-]

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]

$$= MCs - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

$$= MCs - MI/WI \times WCs$$

ここで,

MCs : セシウム元素初期重量[kg]

(3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = MI/WI \times WCs \times X + (MCs - MI/WI \times WCs) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価
セシウムの放出割合 = セシウムの放出量 / セシウム元素初期重量

$$\begin{aligned} &= MI/WI \times WC_s/MC_s \times X + (1 - MI/WI \times WC_s/MC_s) \times Y \\ &= Y + MI/MC_s \times WC_s/WI (X - Y) \end{aligned}$$

高温使用時におけるフランジ漏えい評価について

格納容器フィルタベント系の使用状態において、最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年度版)」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下(200°C, 0.853MPa)にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針(2012)」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお、フランジに接続する配管からの反力については、自重、地震荷重、配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし、フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。(図1)

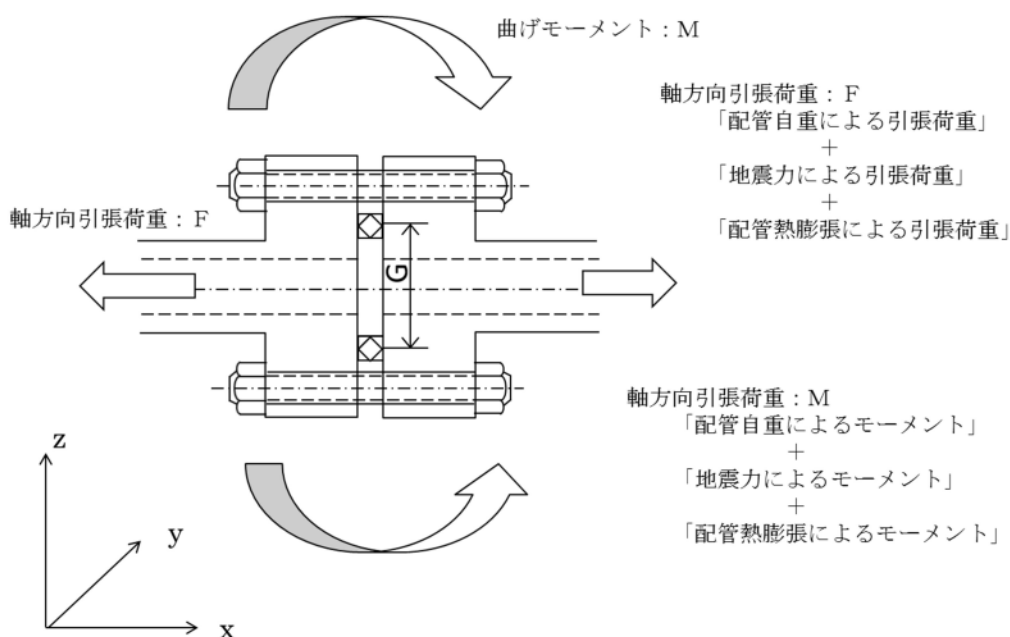


図1 フランジにかかる配管荷重

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012） レベル 2 耐震性能評価 解説編）に基づき、フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。

$$\sigma = mp + \alpha P_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$$

σ : ガスケット開口圧力 [MPa]

m : ガスケット係数 [-]

p : 内圧 [MPa]

α : 等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で、0.75m[-]

σ_a : ボルトの初期締付け力によるガスケット面圧 [MPa]

P_e : 地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧であり、以下の式で算出する。

$$P_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \dots (2)$$

G : ガスケット接触面の平均直径 [mm]

F : 軸引張力 [N]

M : 曲げモーメント [N・mm]

ここで、軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 F_x であり、曲げモーメント M は同様に配管応力解析における配管軸直角 2 方向のモーメント M_y 及び M_z の二乗和平方根 で算出する。

なお、フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため、フランジボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが、安全側に働くため本評価においては考慮しない。

今回、格納容器フィルタベント系の配管応力解析モデルにて、自重、地震荷重、最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における xyz 各成分の反力とモーメントを算出し、各節点の反力とモーメントの中から、成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。

この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値がフランジに作用し、さらに内圧として最高使用圧力（0.853MPa）が印加されているという非常に保守的な条件にて、上記（1）式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。

評価の結果、（1）式の判定条件を満足することを確認した（表 1 参照）。よって、格納容器フィルタベント系使用時の高温状態においても、配管フランジからの漏えいは発生しない。

表1 フランジ漏えい評価結果

--

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。

格納容器雰囲気温度によるベントの運用について

(1) 格納容器雰囲気温度の監視について

格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに31点、サプレッション・チェンバに6点の計37点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに7点、サプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。

重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。

(2) 局所的な温度上昇

格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高圧状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa [gage]）到達までにベントを実施することとしているが、853kPa [gage] に対する飽和温度が約178℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。

なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙39. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

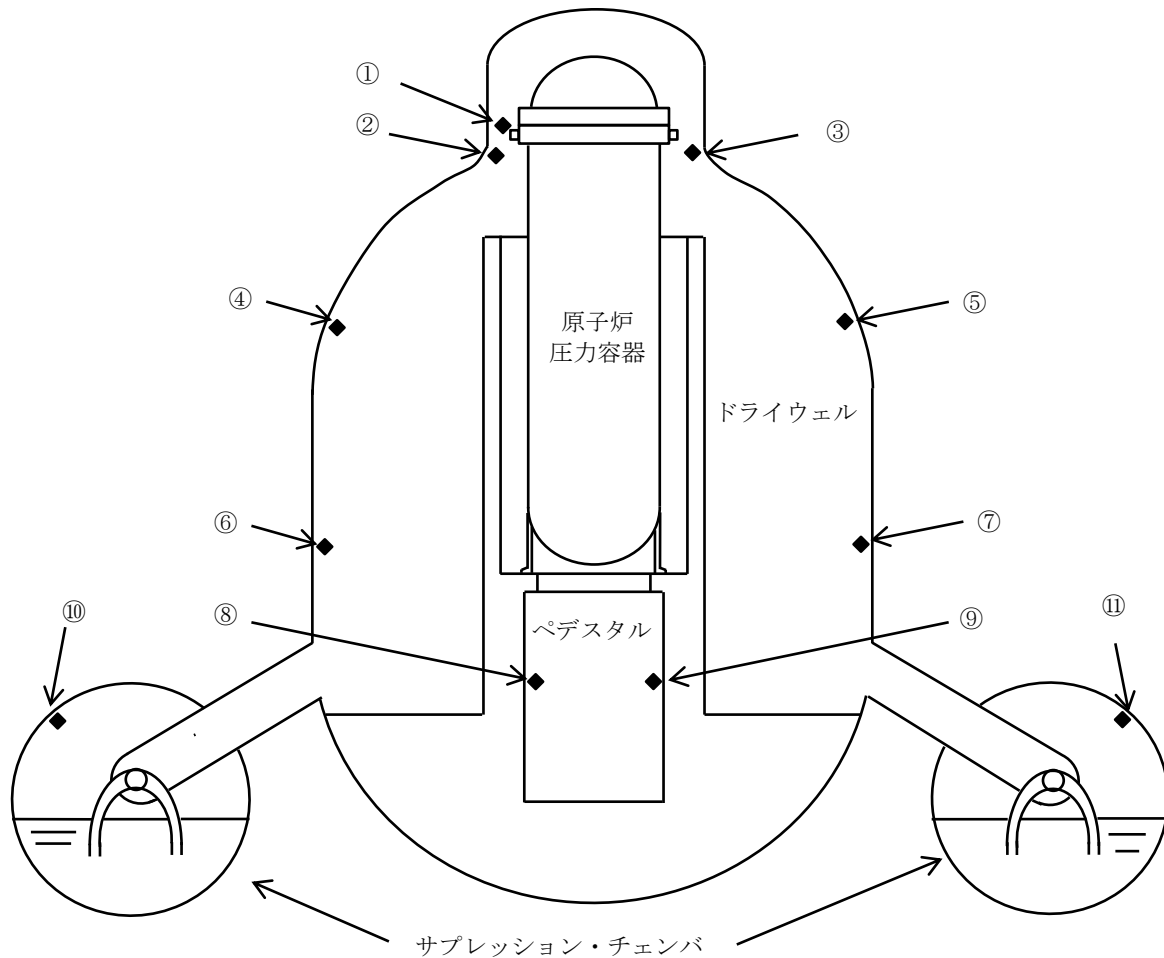
(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過

温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「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」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウェル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300°C
④, ⑤	ドライウェル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300°C
⑥, ⑦	ドライウェル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300°C
⑧, ⑨	ペDESTアル温度 (SA)	ペDESTアル上部	0~300°C
⑩, ⑪	サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	サプレッション・チェンバ 頂部近傍	0~200°C

図1 格納容器雰囲気温度計の計測点

別添資料－ 2

残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却
の成立性について

<目次>

1. 残留熱代替除去系の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電源設備	20
2. 残留熱代替除去系の成立性確認	24
2.1 有効性評価シナリオの成立性	24
2.1.1 残留熱代替除去系の運用について	24
2.1.2 残留熱代替除去系の有効性について	24
2.2 残留熱代替除去系の操作性	25
2.2.1 残留熱代替除去系運転のために必要な系統・機器とアクセス性	25
2.2.2 操作の概要について	32
2.3 系統運転時の監視項目	39
2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	39
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	45
3.1 放射線による影響について	45
3.2 系統の健全性について	46

別紙

1. 格納容器水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について
2. 循環流量の確保について
3. 長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について
5. 系統が高線量となった場合の影響について

1. 残留熱代替除去系の構成

1.1 設置目的

残留熱代替除去系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、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であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、残留熱代替除去系を使用する場合、残留熱代替除去系の原子炉格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより、水位上昇を抑制できることから、原子炉格納容器の過圧破損を防止することができ、また、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度が上昇し、原子炉格納容器内の酸素ガス濃度がドライ条件において 4.4vol%及びウェット基準において 1.5vol%に到達した場合には、原子炉格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、残留熱代替除去系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

1.2 設備構成の概略

残留熱代替除去系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サプレッション・チェンバを水源とし、残留熱代替除去ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管を通り、残留熱代替除去ポンプに供給される。残留熱代替除去ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる格納下部の熔融炉心の冷却を行うことも可能とする。
- ・原子炉圧力容器及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ベント管を経てサプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバのプール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。

このため、残留熱代替除去系の使用においては、原子炉補機代替冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

残留熱代替除去系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、残留熱代替除去系による循環ラインは閉ループにて構成する。

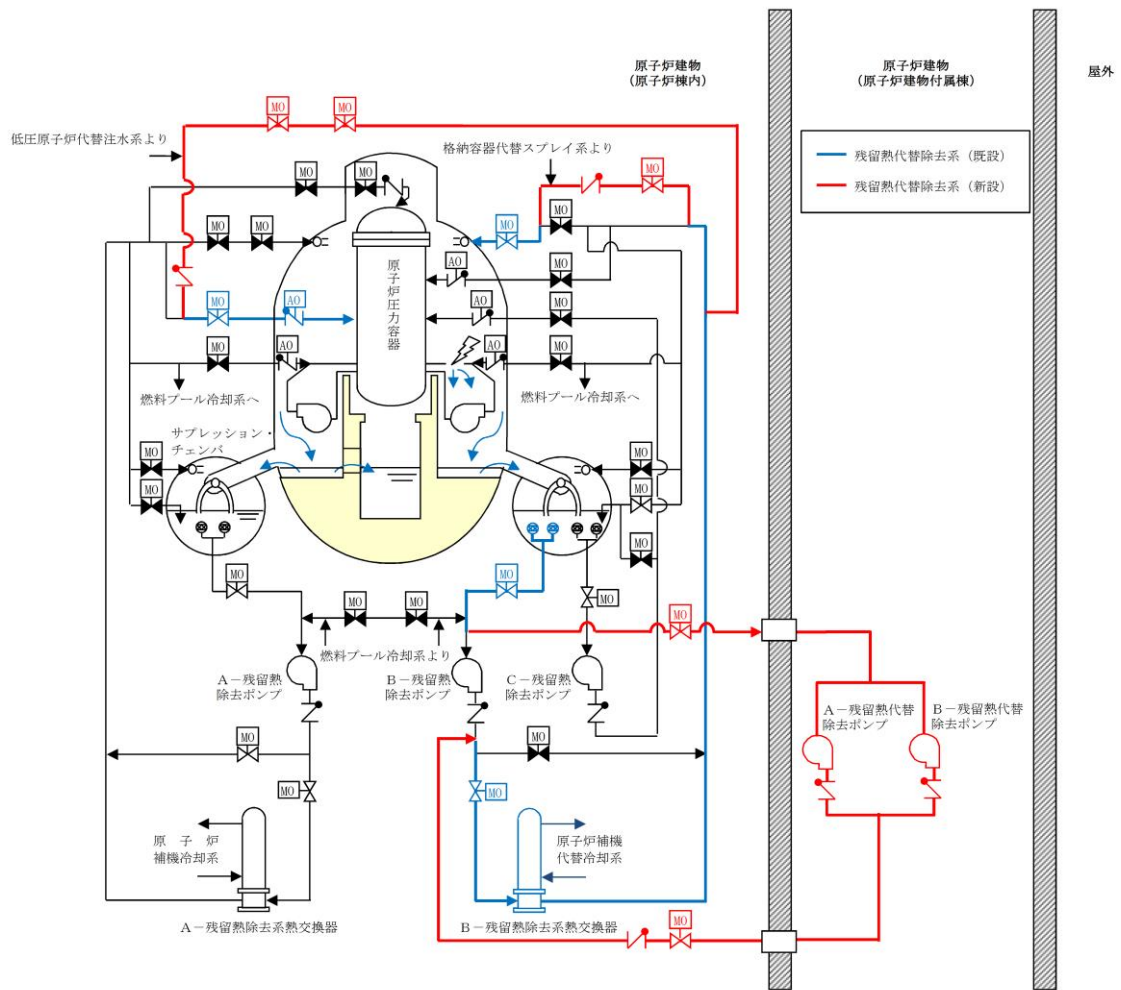


図 1.2-1 残留熱代替除去系の設備概要※

※上図は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）を想定しているため原子炉压力容器へ注水した水は破断口から溢れ出しサブプレッション・チェンバに流入する。LOCA以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサブプレッション・チェンバに流入することになる。

1.3 系統設計仕様

1.3.1 機械設備

残留熱代替除去系について、格納容器過圧・過温破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。

<設計条件>

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃・0.853MPa）を超えないようサブプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイができること。

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

残留熱代替除去系

系統流量 : 150m³/h

(原子炉注水流量:30m³/h, 格納容器スプレイ流量:120m³/h)

水源 : サプレッション・チェンバ

除熱手段 : 原子炉補機代替冷却系

1.3.2 計測制御設備

残留熱代替除去系について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。

①設計方針

残留熱代替除去系により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。残留熱代替除去系運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、残留熱代替除去系統により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、サプレッション・プール水温度及び、除熱量を確認するための残留熱代替除去系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系熱交換器入口温度及び残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

また、原子炉格納容器へのスプレイによる格納容器下部への注水を確認するための残留熱代替除去系の系統流量（原子炉格納容器への注水流量）、格納容器下部の温度及び水位を監視できる設計とする。

以上より、下記で示す㉑～㉒の計器を設置する。

- ・ 系統流量：㉑残留熱代替除去系原子炉注水流量
㉒残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度：㉓サプレッション・プール水温度（S A）
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度：㉔残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 格納容器下部の温度：㉕ペDESTAL温度（S A）
㉖ペDESTAL水温度（S A）
- ・ 格納容器下部の水位：㉗ペDESTAL水位

また、残留熱代替除去ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す㉘の計器を設置する。

- ・ 残留熱代替除去ポンプの運転状態：㉘残留熱代替除去ポンプ出口圧力

なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を原子炉補機代替冷却系側で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。

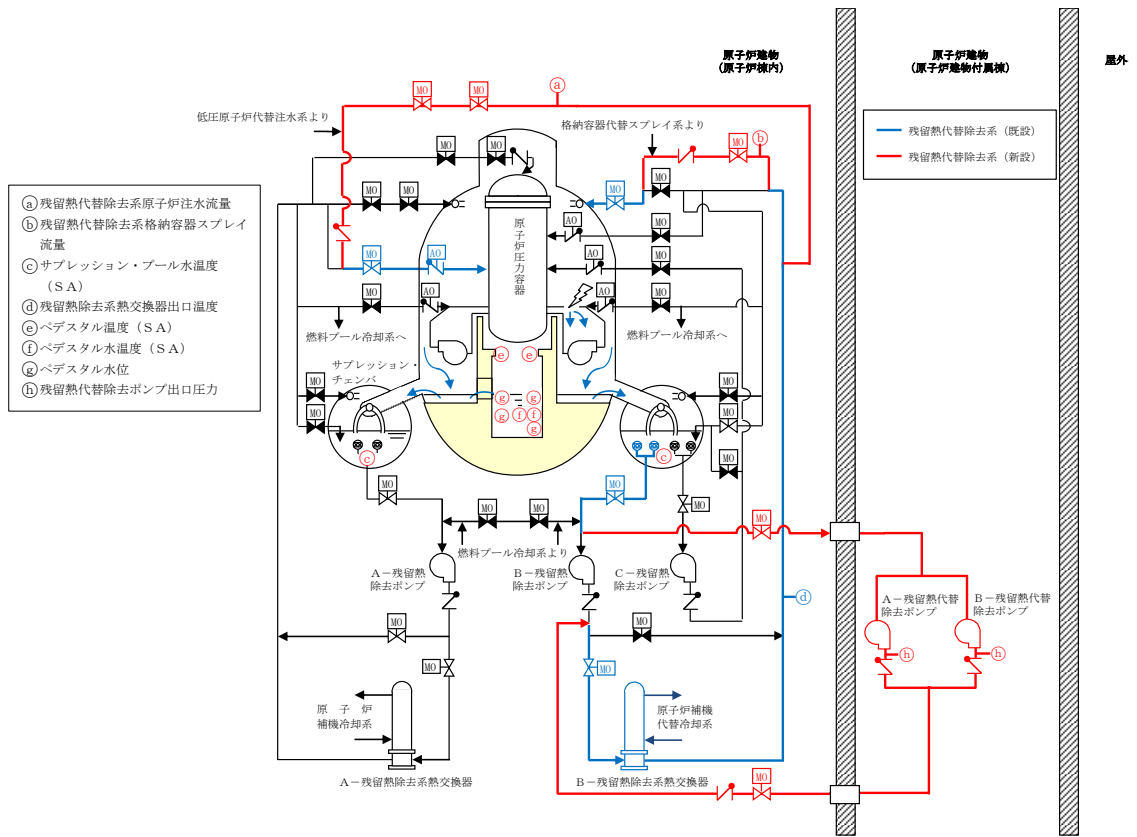


図 1.3.2-1 残留熱代替除去系使用時の概略図

②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 残留熱代替除去系運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器		計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
㉑	残留熱代替除去系原子炉注水流量※ ¹	0～50m ³ /h	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30 m ³ /h）を監視可能。	1	中央制御室 （緊急時対策所）
㉒	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量※ ¹	0～150 m ³ /h	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m ³ /h）を監視可能。	1	中央制御室 （緊急時対策所）
㉓	サプレッション・プール水温度（SA）※ ¹	0～200℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa [gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 178℃）を監視可能。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
㉔	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	残留熱代替除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（185℃）を監視可能。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
㉕	ペDESTAL温度（SA）※ ¹	0～300℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
㉖	ペDESTAL水温度（SA）※ ¹	0～300℃	ペDESTALに熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	2	中央制御室 （緊急時対策所）
㉗	ペDESTAL水位※ ¹	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m※ ²	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，熔融炉心の冷却に必要な水深があることを確認可能。	4	中央制御室 （緊急時対策所）
㉘	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※ ¹	0～3 MPa [gage]	重大事故等時における，残留熱代替除去系ポンプの最高使用圧力（2.5MPa[gage]）を監視可能。	2	中央制御室 （緊急時対策所）

※¹：新規設置する監視計器

※²：基準点はコリウムシールド上表面(EL6709)

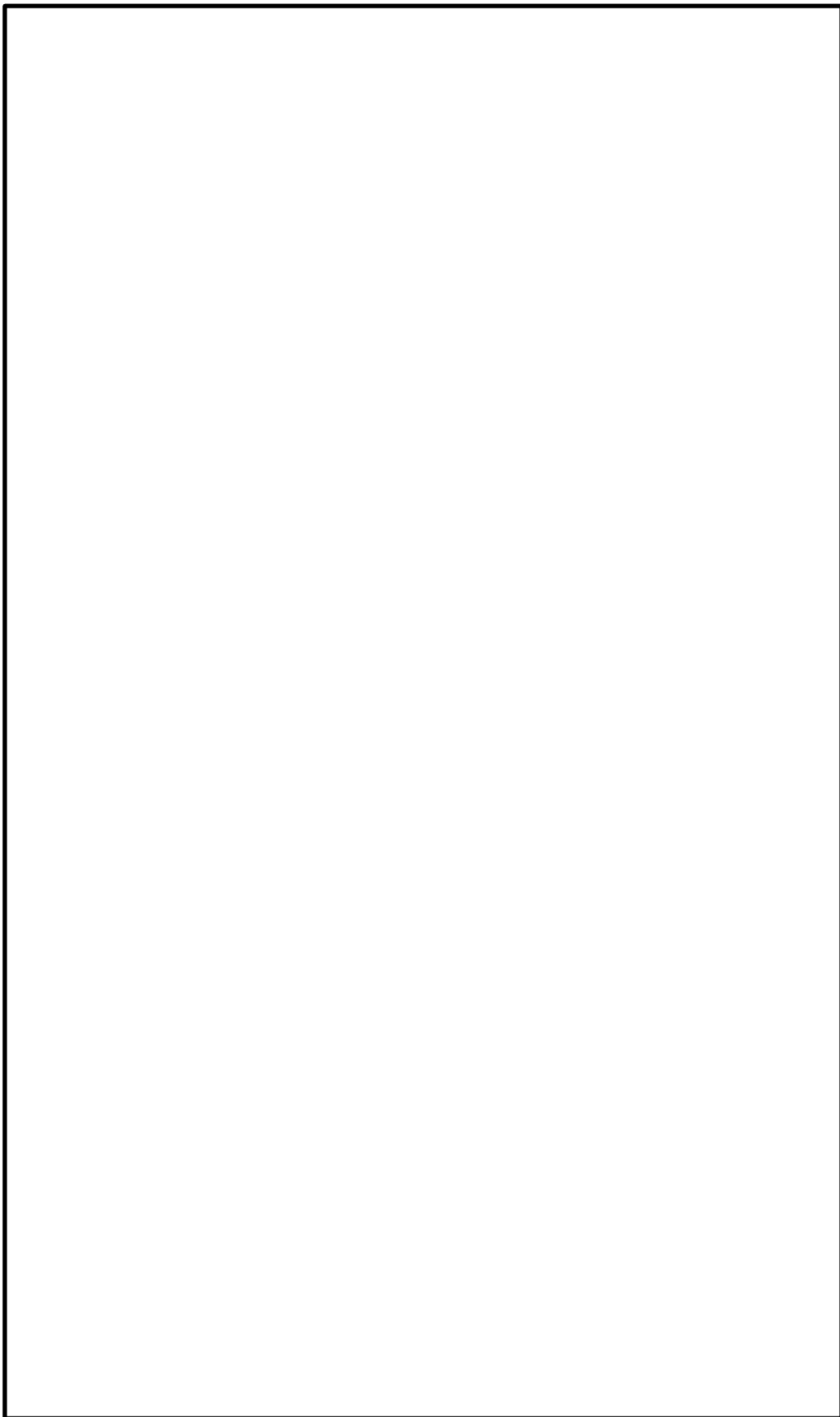


図 1.3.2-2 機器配置図 (原子炉建物地下 2 階)

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。

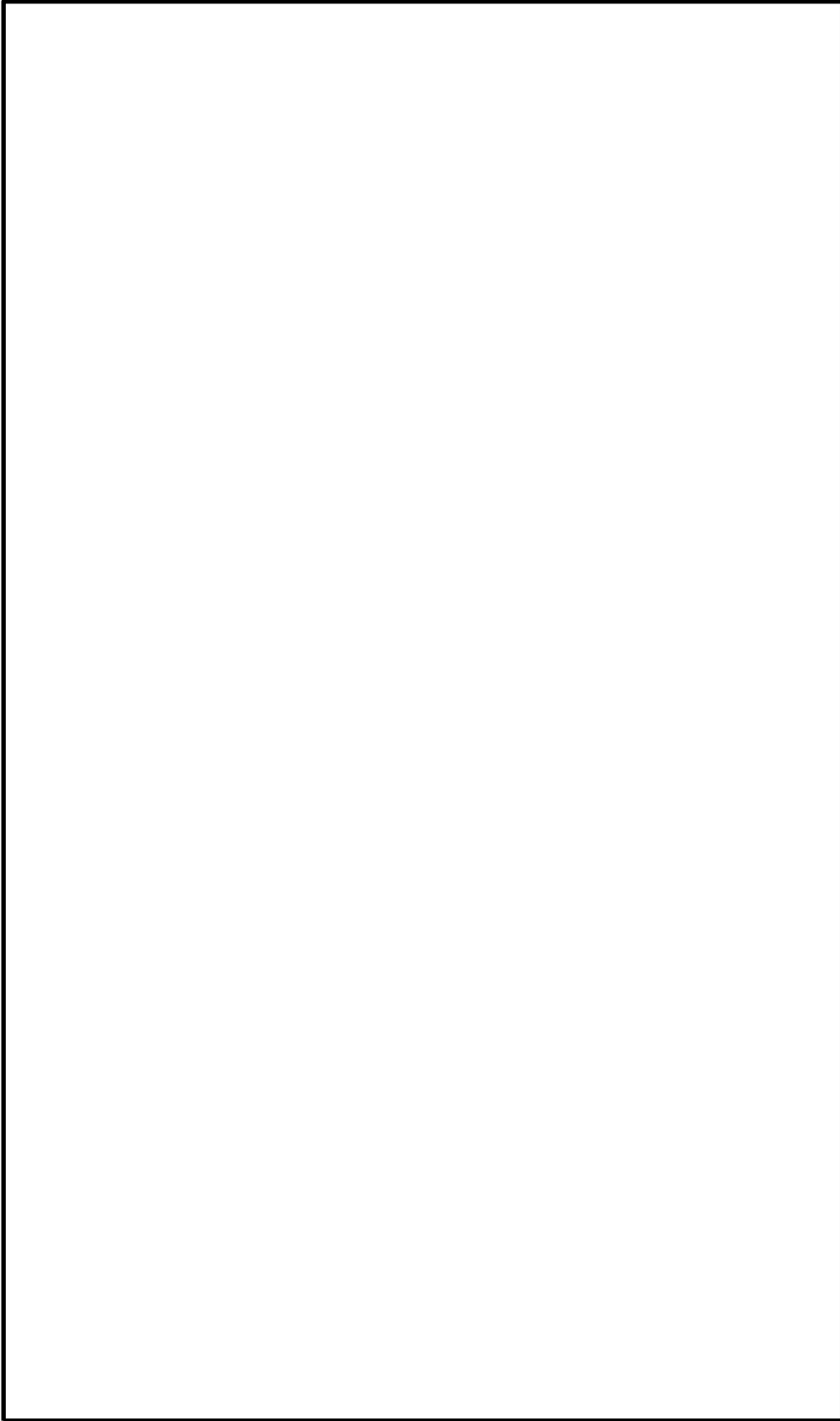


図 1.3.2-3 機器配置図 (原子炉建物地下 1 階)

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。

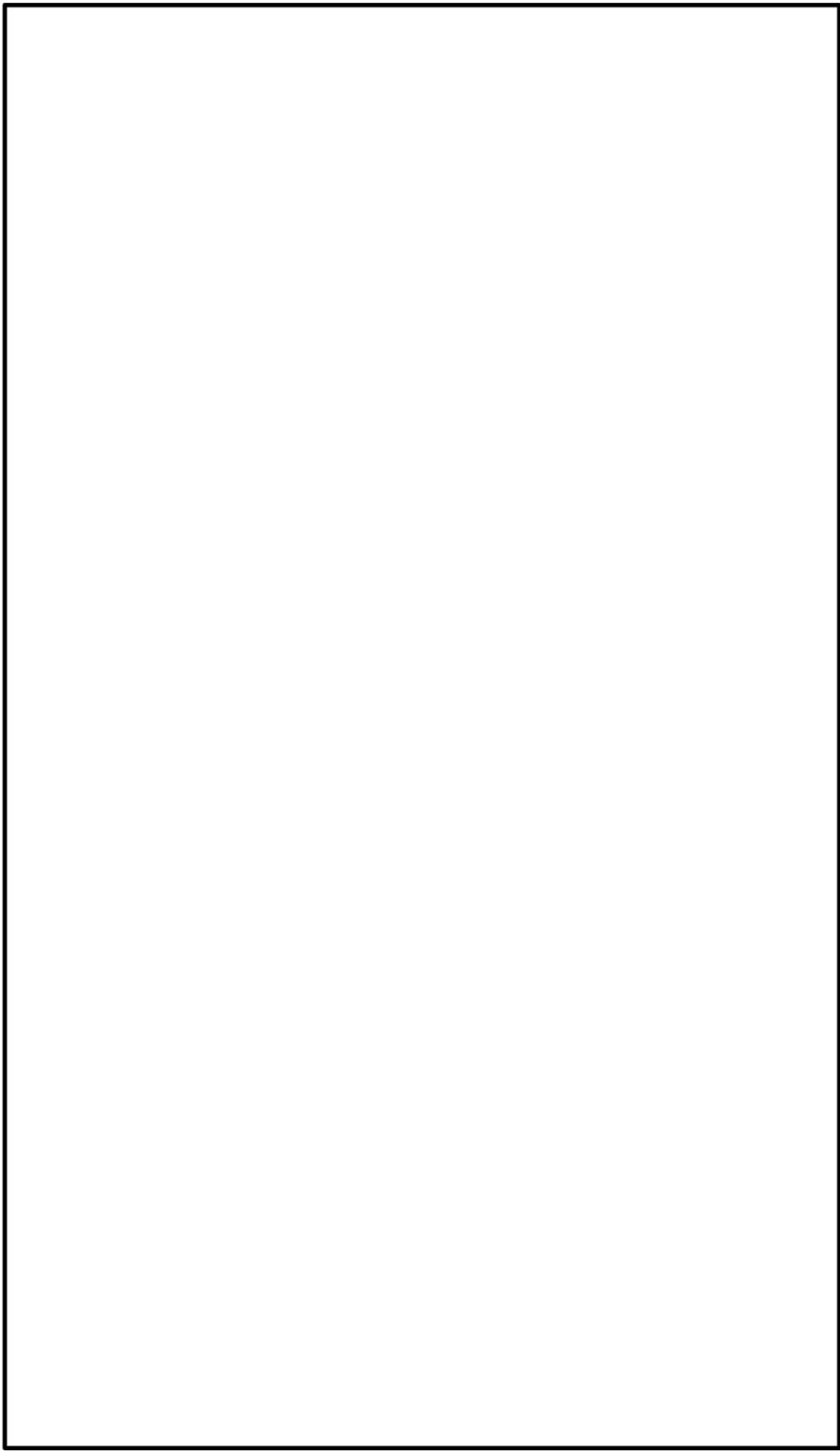


図 1.3.2-4 機器配置図 (原子炉建物 1 階及び中 1 階)

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。

原子炉格納容器内における，サブプレッション・プール水温度（S A）の位置を図 1.3.2-5 に示す。

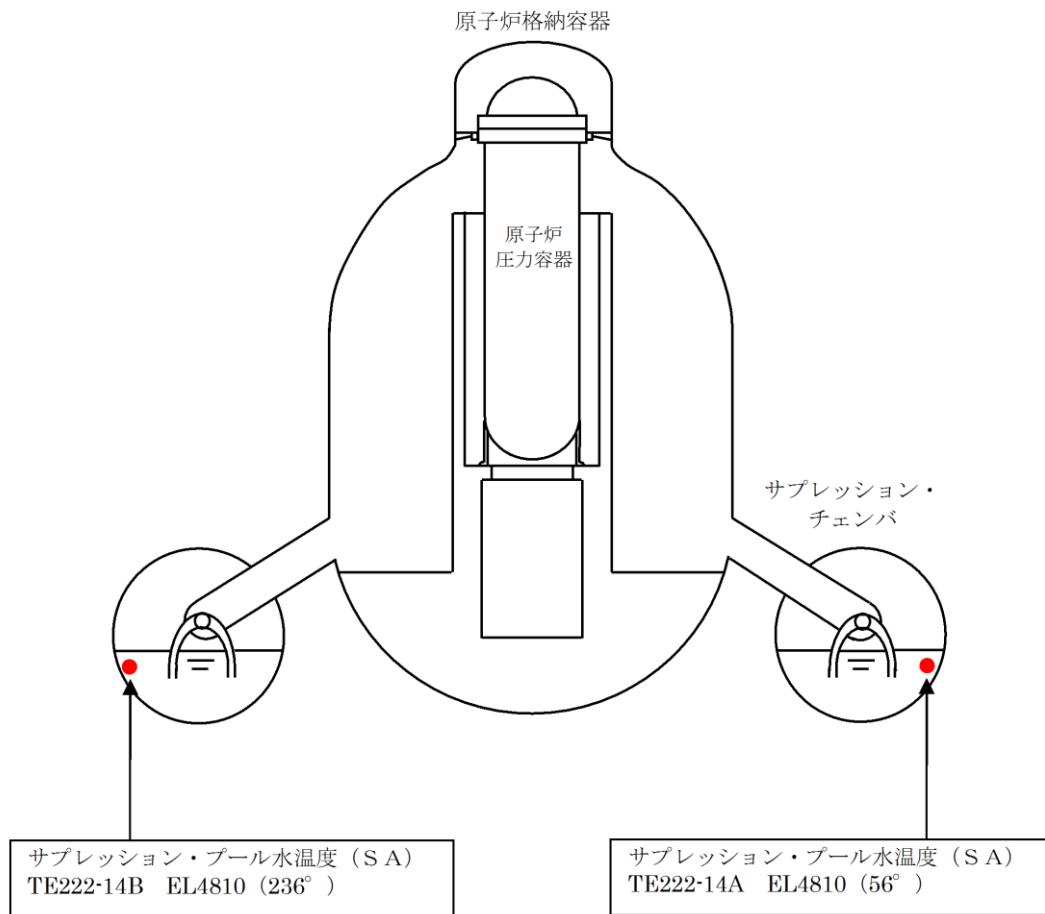


図 1.3.2-5 サプレッション・プール水温度（S A）の位置

c. システム構成

④残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-6「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)

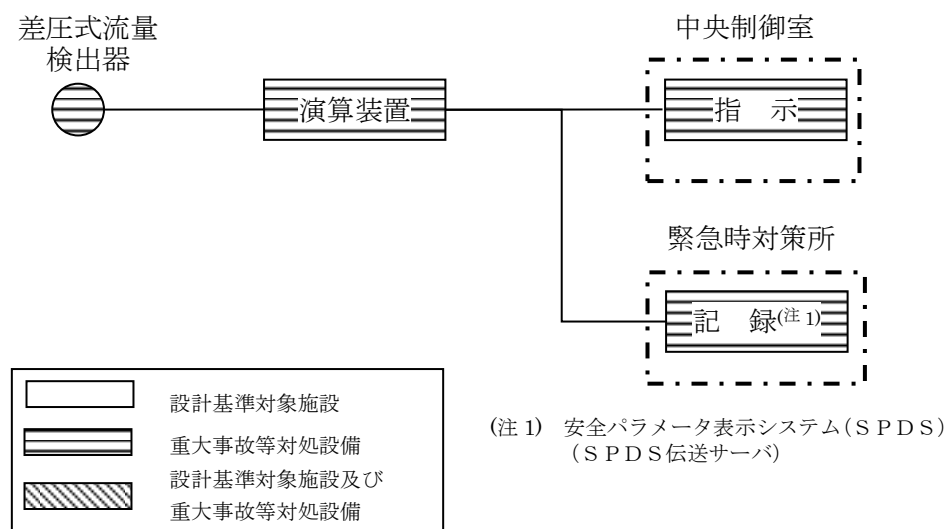


図 1.3.2-6 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

⑤ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-7「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)

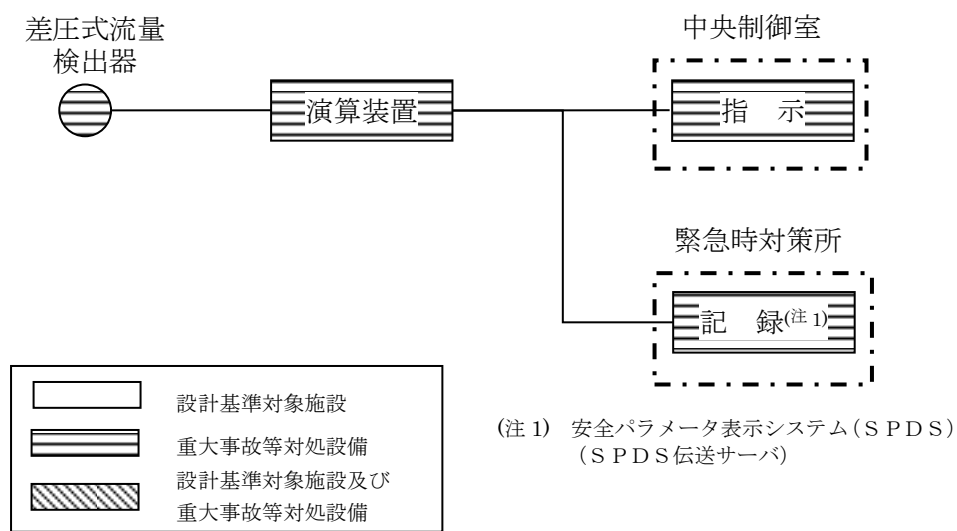


図 1.3.2-7 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

◎サブプレッション・プール水温度（SA）

サブプレッション・プール水温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サブプレッション・プール水温度（SA）の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サブプレッション・プール水温度（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-8「サブプレッション・プール水温度（SA）の概略構成図」参照。）

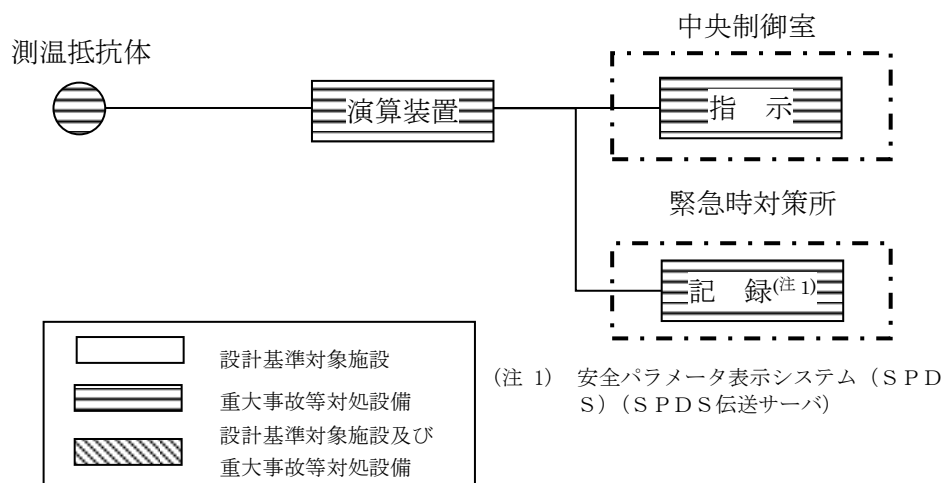


図 1.3.2-8 サプレッション・プール水温度（SA）の概略構成図

④残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口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 1.3.2-9「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)

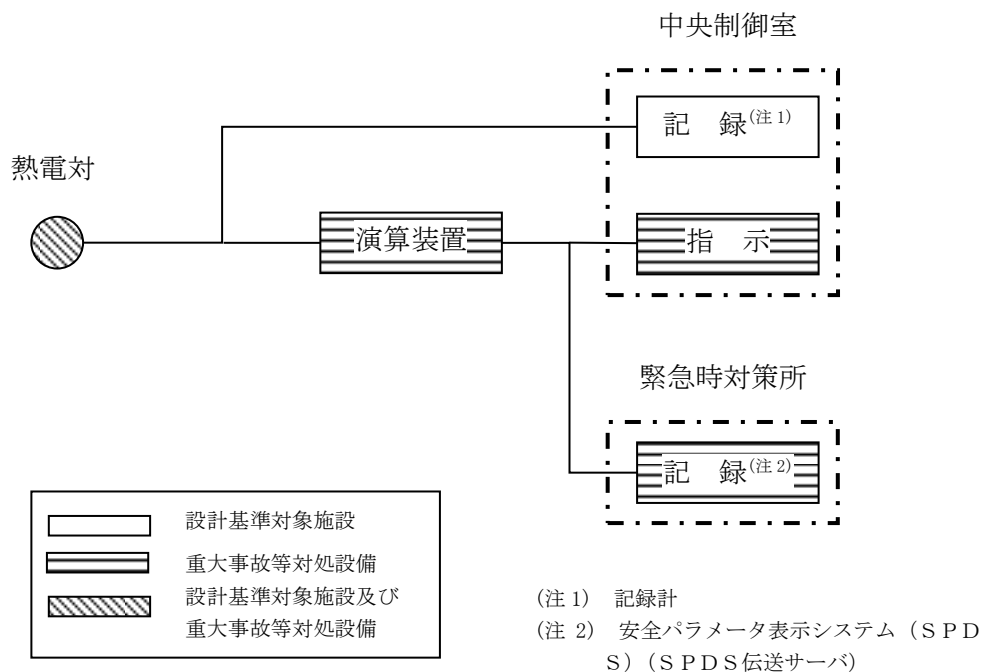


図 1.3.2-9 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

④ペDESTAL温度 (SA)

ペDESTAL温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL温度 (SA) 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に変換する処理を行った後、ペDESTAL温度 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対処所にて記録する。(図 1.3.2-10「ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図」参照。)

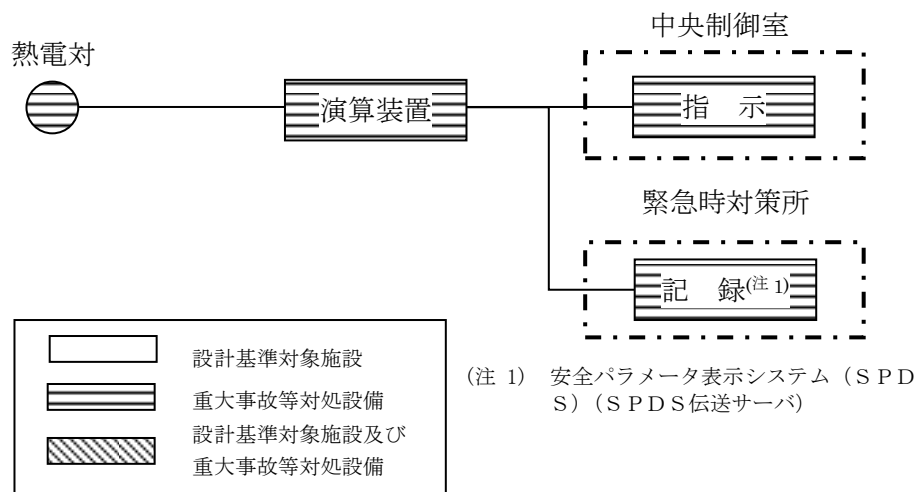


図 1.3.2-10 ペDESTAL温度 (SA) の概略構成図

④ペDESTAL水温度（SA）

ペDESTAL水温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水温度（SA）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に変換する処理を行った後、ペDESTAL水温度（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対処所にて記録する。（図 1.3.2-11「ペDESTAL水温度（SA）の概略構成図」参照。）

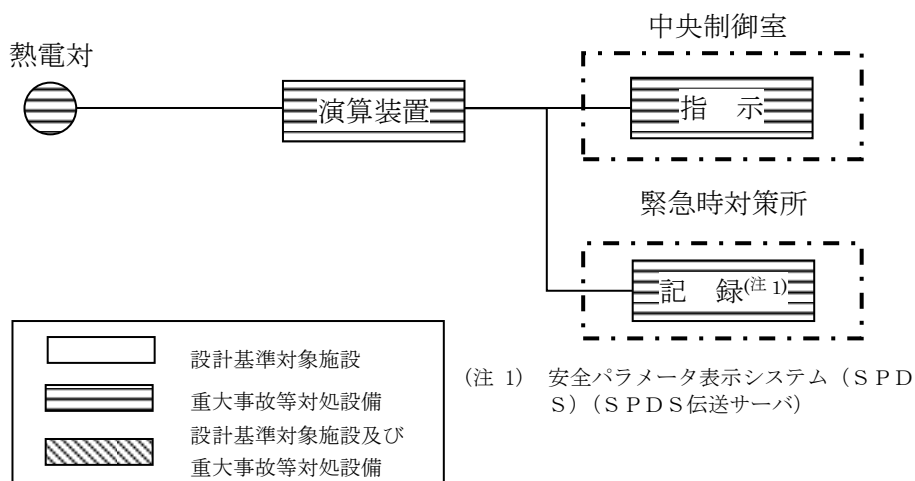


図 1.3.2-11 ペDESTAL水温度（SA）の概略構成図

㊦ ペDESTAL水位

ペDESTAL水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ペDESTAL水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-12「ペDESTAL水位の概略構成図」参照。）

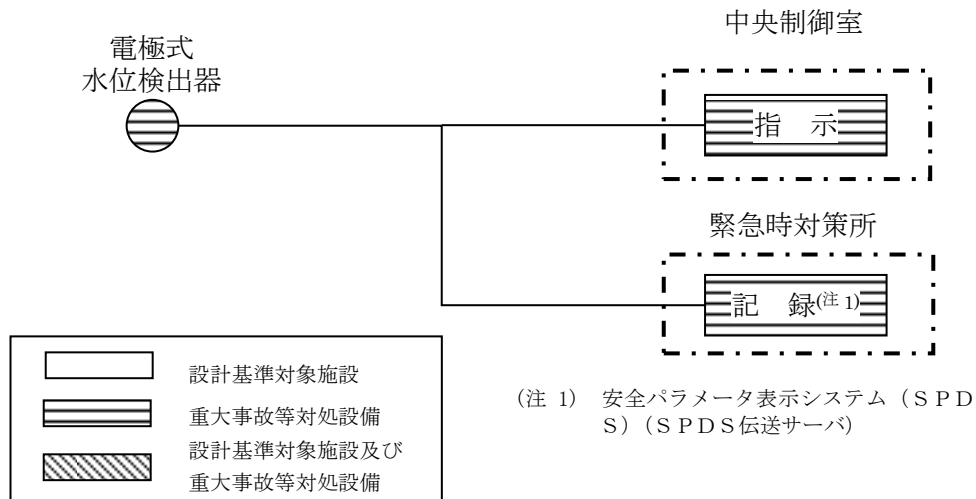


図 1.3.2-12 ペDESTAL水位の概略構成図

④ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、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、残留熱代替除去系ポンプ出口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 1.3.2-13 「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

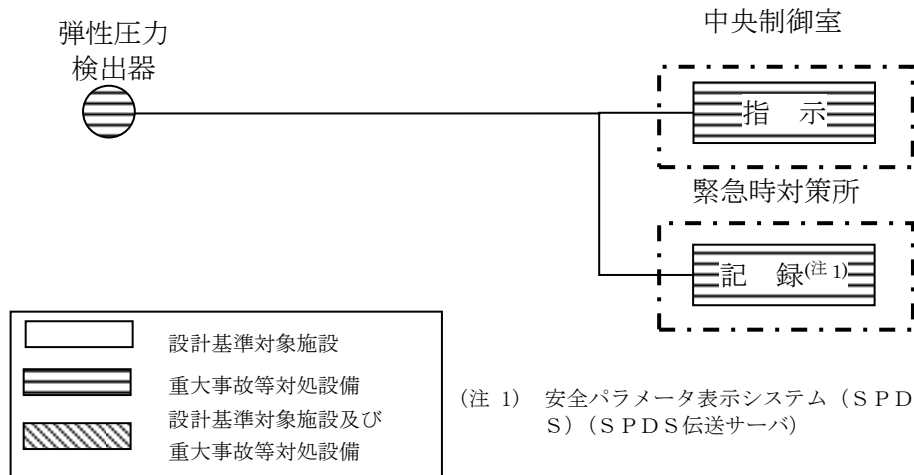


図 1.3.2-13 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

1.3.3 電源設備

① 概要

残留熱代替除去系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を動作させるため，代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としており，既設非常用所内電気設備が使用不能の場合においても，必要な電力を供給できる設計としている。

② 電源供給負荷

残留熱代替除去系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。

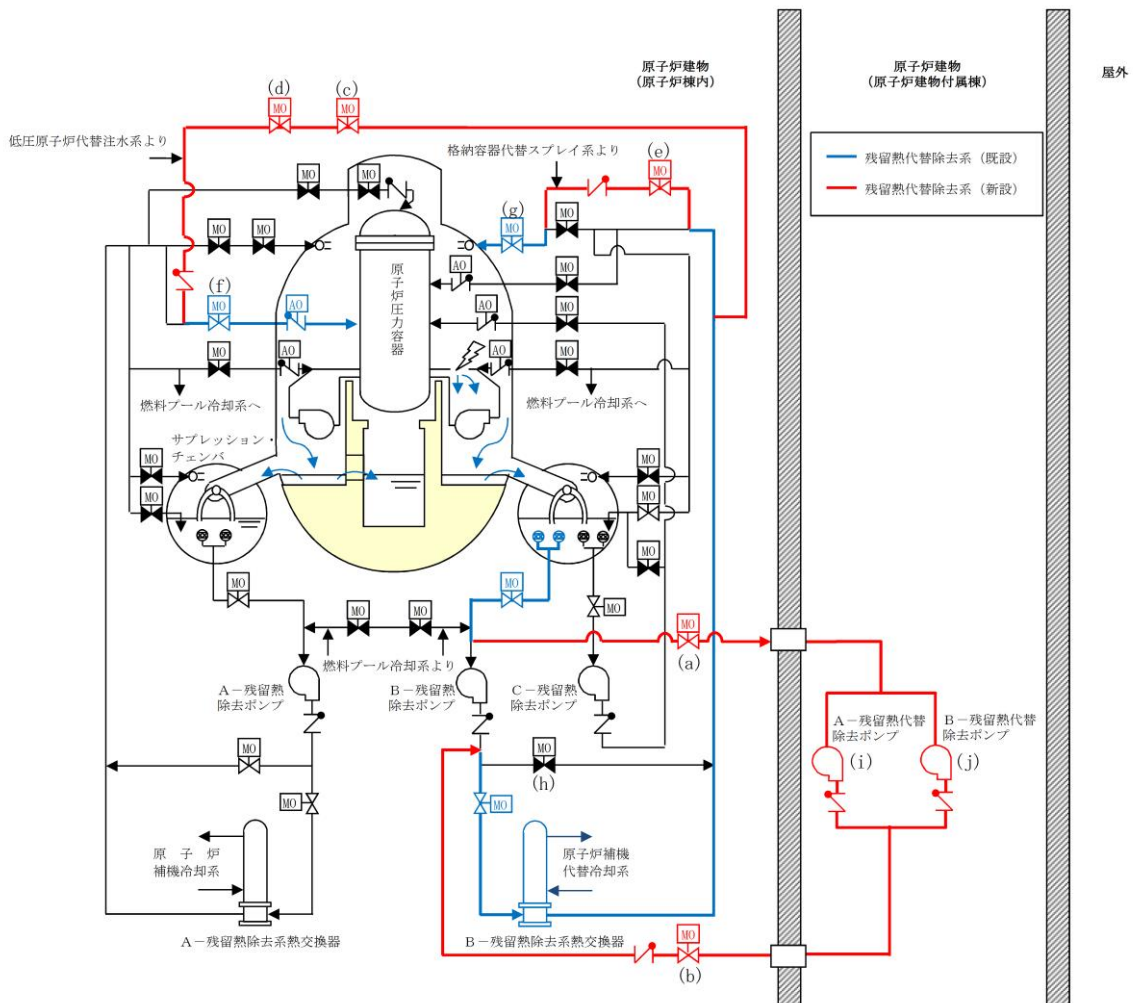


図 1.3.3-1 残留熱代替除去系概略図

表 1.3.3-1 残留熱代替除去系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	RHR RHAR ライン入口止め弁 ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(b)	RHAR ライン流量調節弁 ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(c)	RHR A-FLSR 連絡ライン止め弁 ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(d)	RHR A-FLSR 連絡ライン流量調節 弁 ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(e)	RHR PCV スプレー連絡ライン流 量調節弁 ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(f)	A-RHR 注水弁	C2-C/C	SA2-C/C ^{※1}
(g)	B-RHR ドライウェル第2ス プレー弁	D2-C/C	SA2-C/C ^{※1}
(h)	B-RHR 熱交バイパス弁	D2-C/C	SA2-C/C ^{※1}
(i)	A-残留熱代替除去ポンプ ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
(j)	B-残留熱代替除去ポンプ ^{※3}	SA2-C/C ^{※1}	SA2-C/C ^{※1}
—	計測制御設備 ^{※2}	B-計装 C/C	SA1-C/C ^{※1}

※1：SA-L/C より受電する。

※2：以下のパラメータを監視する。

- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレー流量
- ・サプレッション・プール水温度（SA）
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ペDESTAL温度（SA）
- ・ペDESTAL水位
- ・ペDESTAL水温度（SA）
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力

※3：残留熱代替除去系設置に伴い新設した設備

③単線結線図

残留熱代替除去系の単線結線図は図 1. 3. 3-2 に示す通りである。

外部電源喪失時における残留熱代替除去系の電源供給元は，次のとおりとする。

- a. 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（緊急用 M/C, SA-L/C, SA1-C/C, SA2-C/C）を経由して，残留熱代替除去系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1. 3. 3-2 図）

なお，通常時に非常用所内電気設備の負荷である設備については，代替所内電気設備からの電源供給に切替えて電源供給を行う。

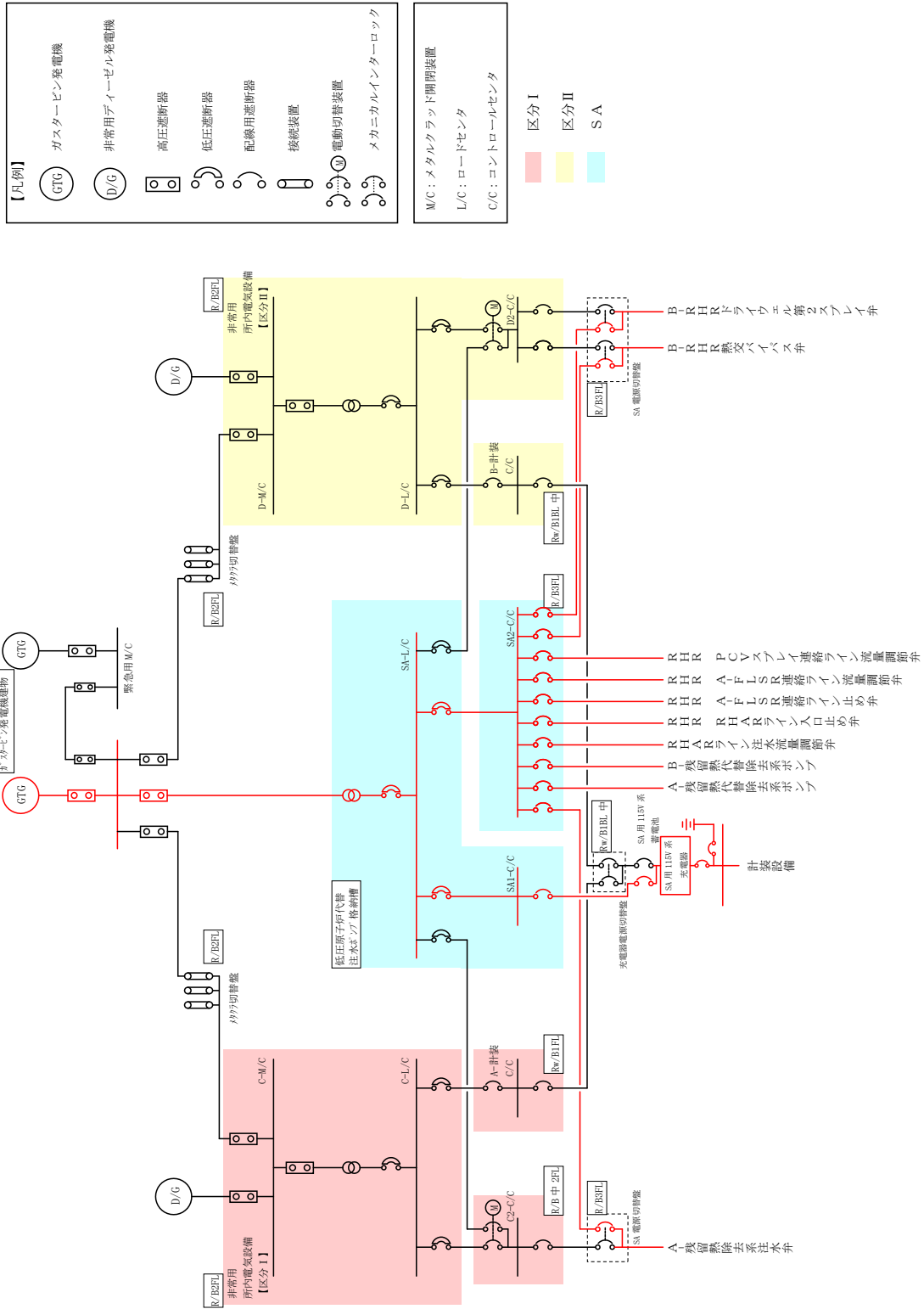


図 1.3.3-2 残留熱代替除去系の単線結線図

2. 残留熱代替除去系の成立性確認

2.1 有効性評価シナリオの成立性

2.1.1 残留熱代替除去系の運用について

残留熱代替除去系は、1.2に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水及び原子炉格納容器の除熱が可能な系統であり、サプレッション・チェンバの水位上昇を抑制できる。

残留熱代替除去系の運転に当たり、原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系による冷却水供給を必要とするが、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の除熱が必要となるまでに残留熱代替除去系への冷却水供給を確保することが可能であることから、原子炉格納容器の除熱に当たっては残留熱代替除去系を優先して使用する運用としている。

2.1.2 残留熱代替除去系の有効性について

残留熱代替除去系の有効性については、「島根原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価」の「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における、「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」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」シナリオにおいても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。

なお、高圧・低圧注水機能喪失に対しては、重大事故等対処設備である高圧原子炉代替注水系による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能である。また、格納容器フィルタベント系によるベント実施により格納容器の健全性は維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。高圧原子炉代替注水系の有効性については、「島根原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価」の「2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」にて確認している。

2.2 残留熱代替除去系の操作性

2.2.1 残留熱代替除去系運転のために必要な系統・機器とアクセス性

残留熱代替除去系運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視ができること
- (2) 格納容器ベント操作ができること

(1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視

残留熱代替除去系運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作のため、操作への放射線による大きな影響はない。

また、運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

残留熱代替除去系運転を開始した後は、残留熱代替除去ポンプの運転状態を残留熱代替除去ポンプ出口圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉注水流量を残留熱代替除去系原子炉注水流量で、格納容器スプレイ流量を残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量にて監視する。

残留熱代替除去系運転による系統水冷却状況を、残留熱除去熱交換器出口温度及びサプレッション・プール水温度（SA）により確認する。

残留熱代替除去系運転の効果を、原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サプレッション・プール水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、残留熱代替除去系運転により配管廻りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、残留熱代替除去系運転時には原子炉注水流量及び格納容器スプレイ流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが中央制御室からの遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。（表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照）

その他の作業としては、原子炉補機代替冷却系の運転状態確認及び大型送水ポンプ車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

表 2.2.1-1 残留熱代替除去系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番
RHR R HARライン入口止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(a)
R HARライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(b)
RHR A-F L S R連絡ライン止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(c)
RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(d)
RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(e)
A-RHR注水弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(f)
B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(g)
B-RHR熱交バイパス弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(h)
計測制御設備 ^{※1}	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する。

- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・サプレッション・プール水温度
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位

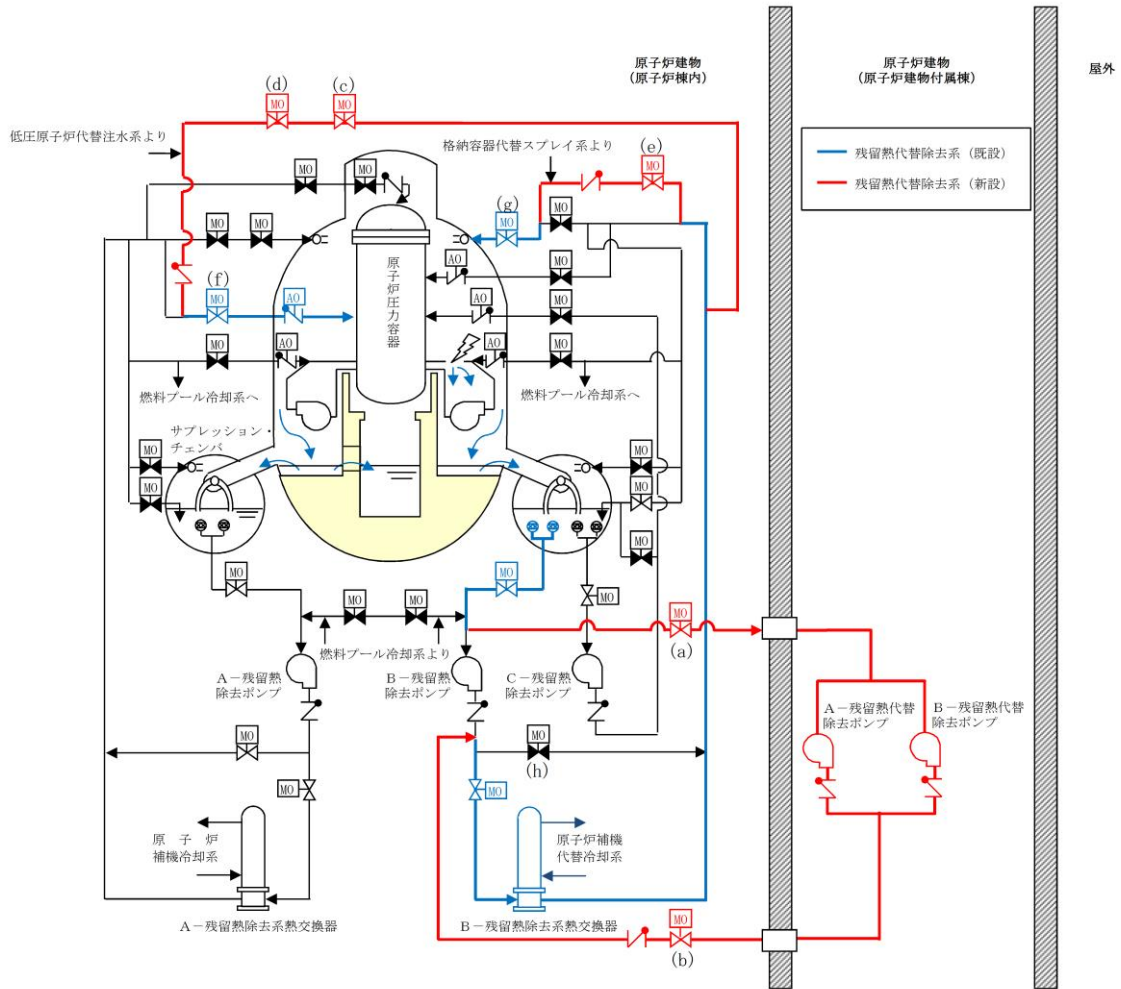


図 2.2.1-1 残留熱代替除去系概要図

(2) 格納容器ベント操作

格納容器ベント操作について、操作対象弁は図 2. 2. 1-2 のとおりであり、これらの操作対象弁と残留熱代替除去系配管の主たる流路の位置関係を表 2. 2. 1-2 及び図 2. 2. 1-3～図 2. 2. 1-5 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、残留熱代替除去系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建物付属棟において遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建物付属棟であっても、残留熱代替除去系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

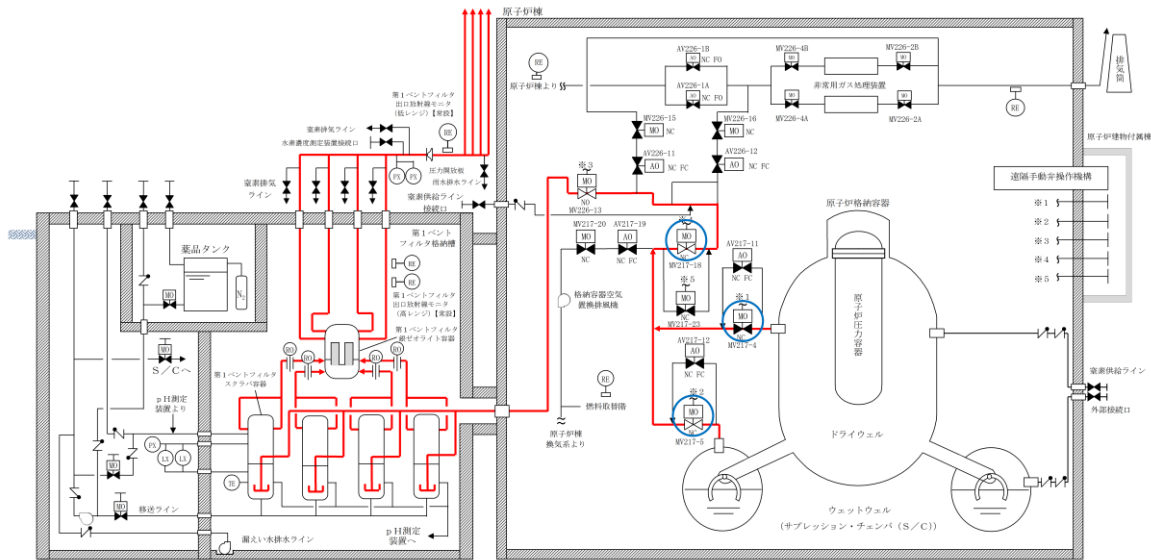


図 2. 2. 1-2 格納容器フィルタベント系系統概要図

表 2. 2. 1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

MV217-5 (第 1 弁 S/C)	弁①(第 2. 2. 1-3 図)
MV217-4 (第 1 弁 D/W)	弁②(第 2. 2. 1-4 図)
MV217-18 (第 2 弁)	弁③(第 2. 2. 1-4 図)



図 2.2.1-3 機器配置図

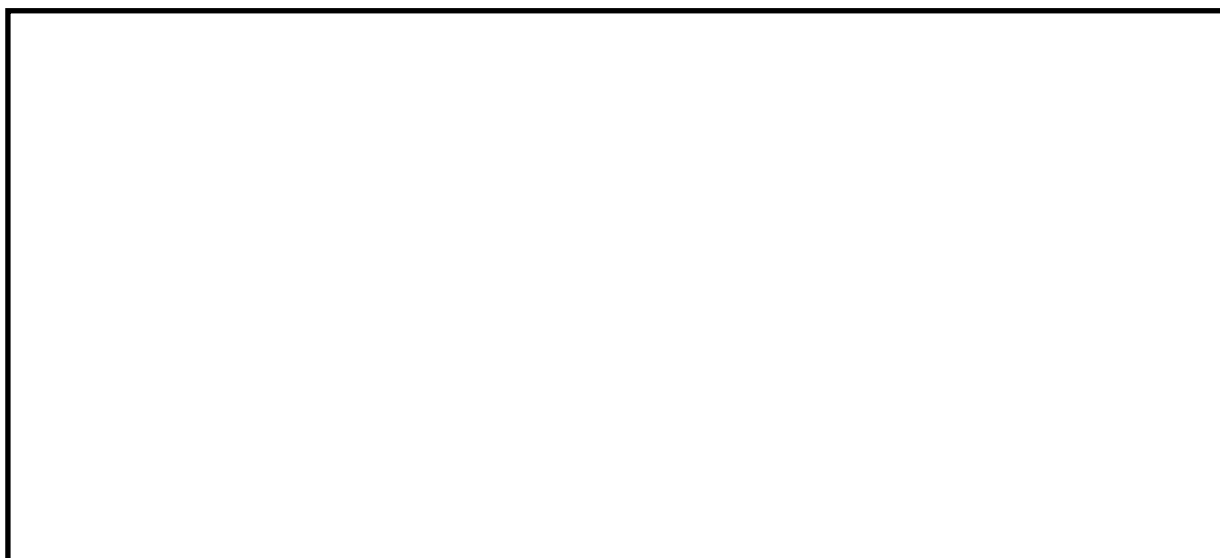


図 2.2.1-4 機器配置図

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。

(3) 残留熱除去系の復旧作業

残留熱代替除去系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、残留熱代替除去系運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

残留熱代替除去系では、サプレッション・チェンバからの吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系を想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、残留熱代替除去系運転の影響を受ける可能性が最も低いA系を復旧することを想定する。

A－残留熱除去ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建物地下2階のA－残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA－残留熱除去ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

図2.2.1-5に示すとおり、残留熱代替除去系により高線量となる配管は、A－残留熱除去ポンプ室及び上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

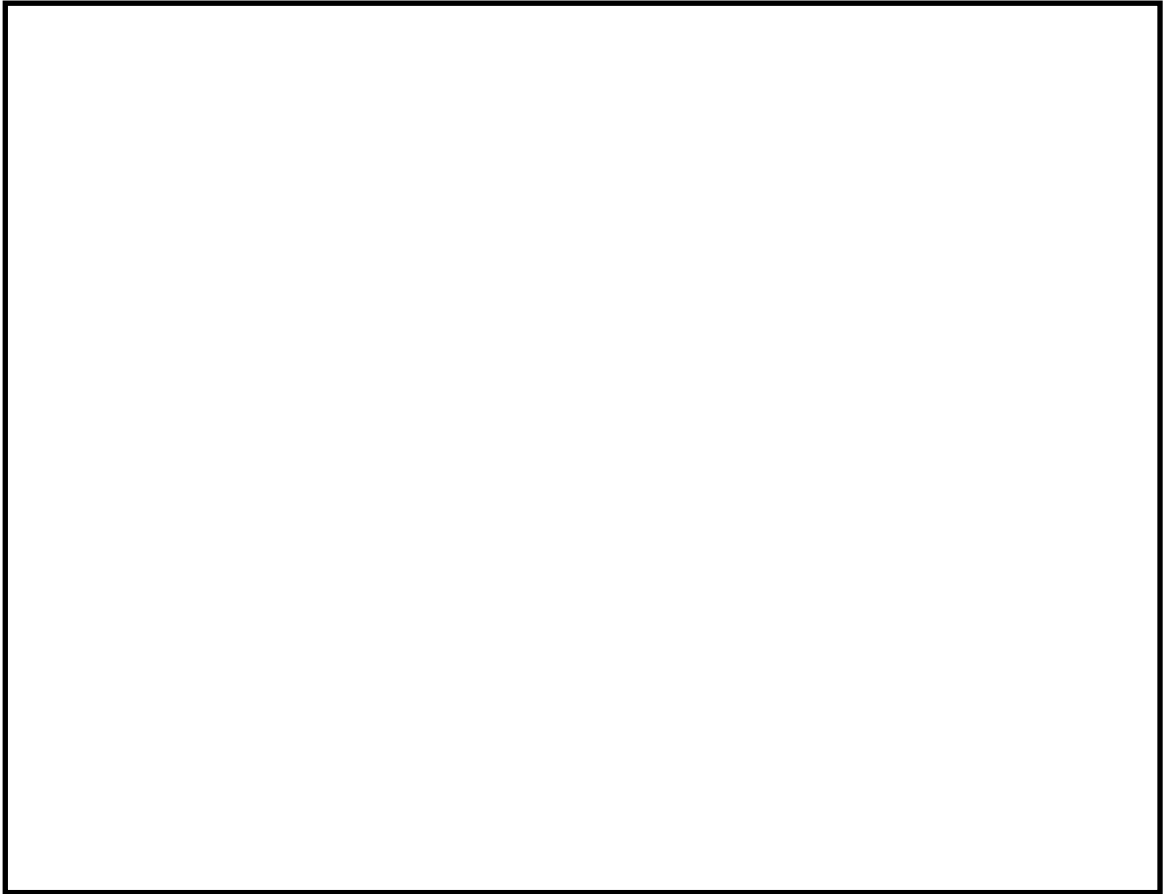


図 2.2.1-5 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）（1 / 2）

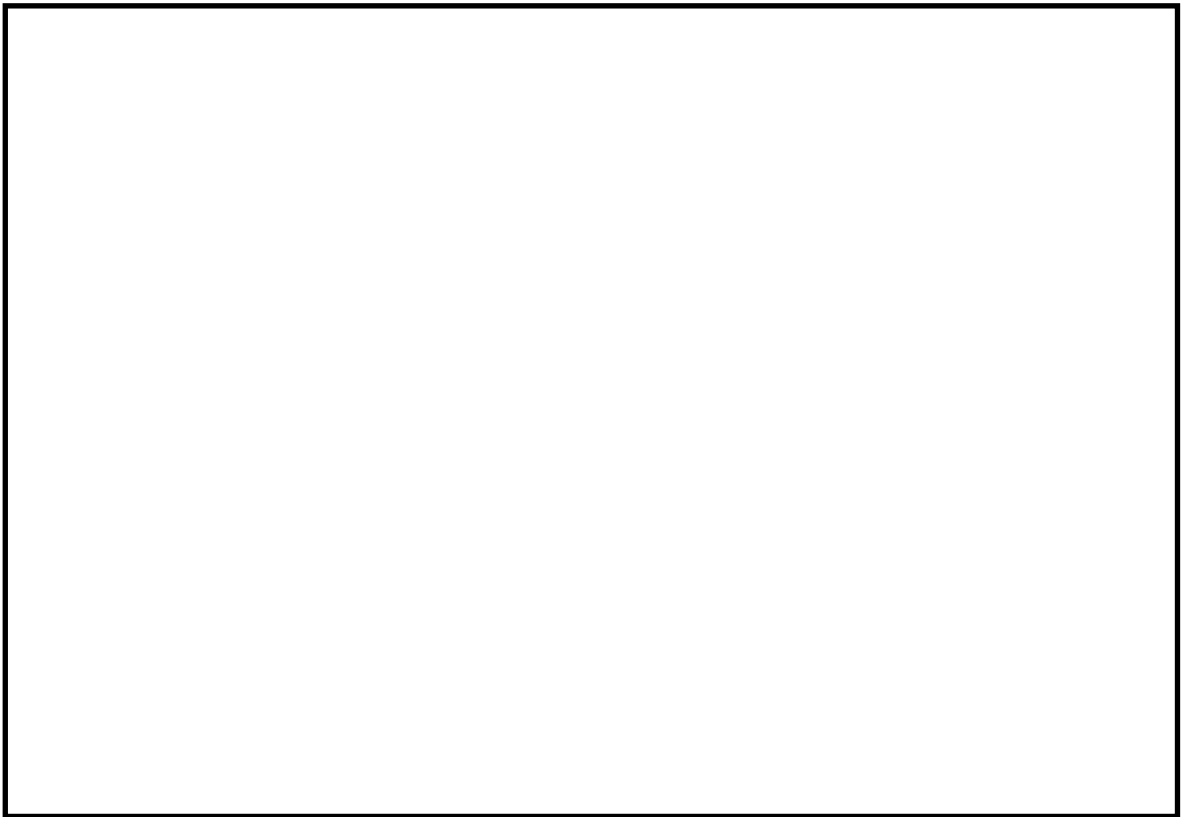


図 2.2.1-5 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）（2 / 2）

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。

2.2.2 操作の概要について

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用する場合）及び「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

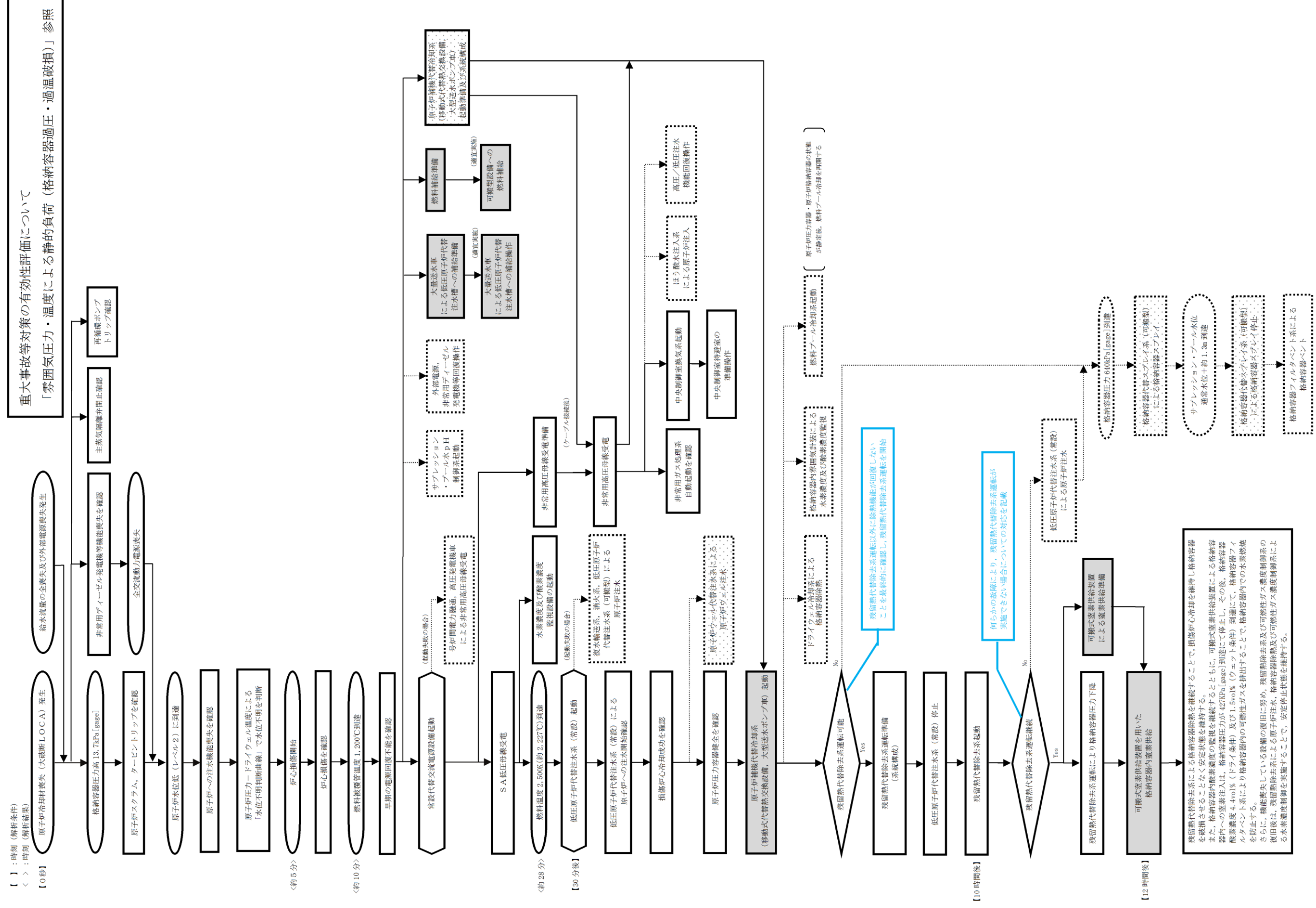


図 2.2.2-1 残留熱代替除去系運転の手順概要（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合）「全体図」

重大事故等対策の有効性評価について
 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

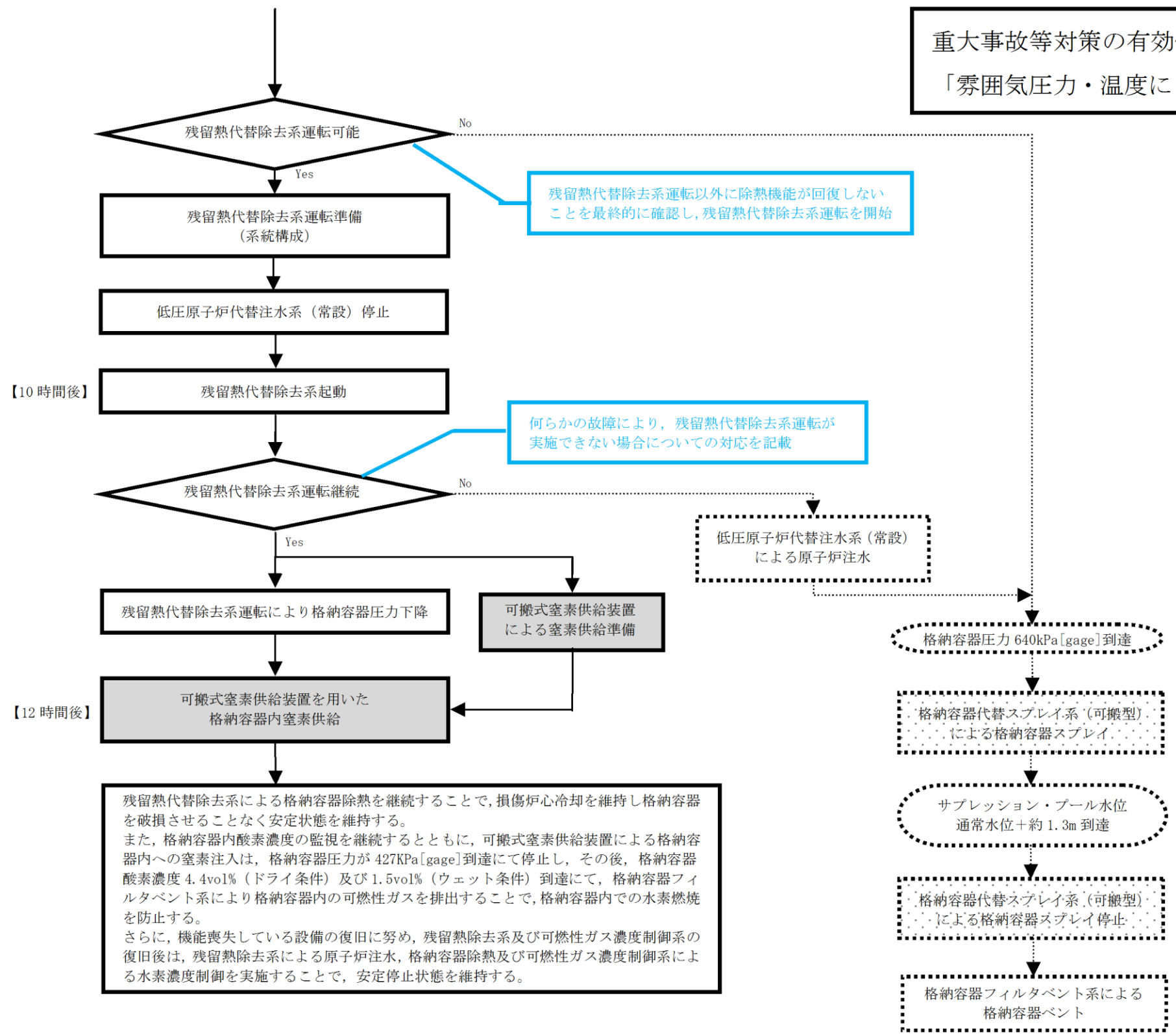


図 2.2.2-2 残留熱代替除去系運転の手順概要（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合）「抜粋図」

重大事故等対策の有効性評価について「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気加熱」参照

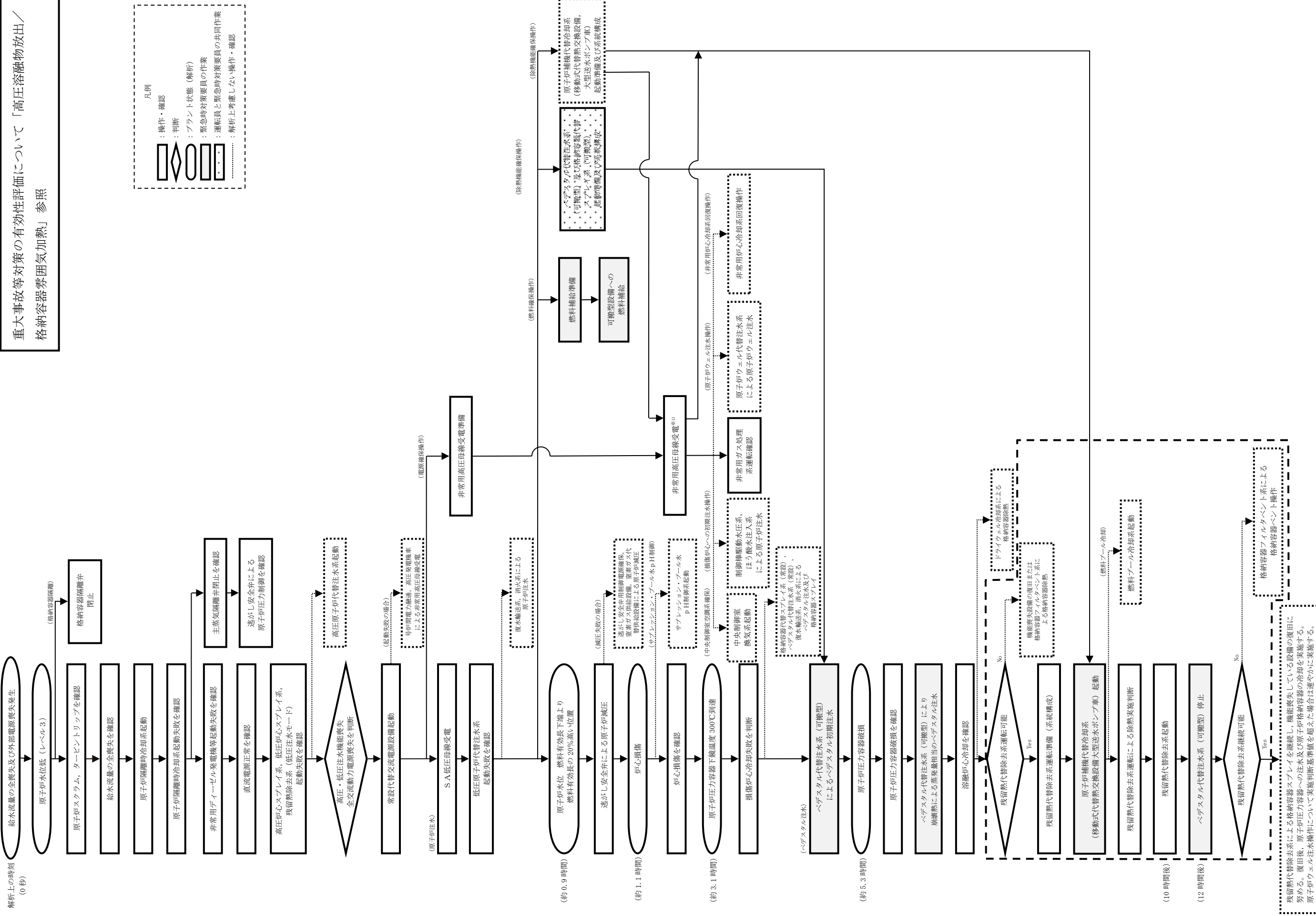
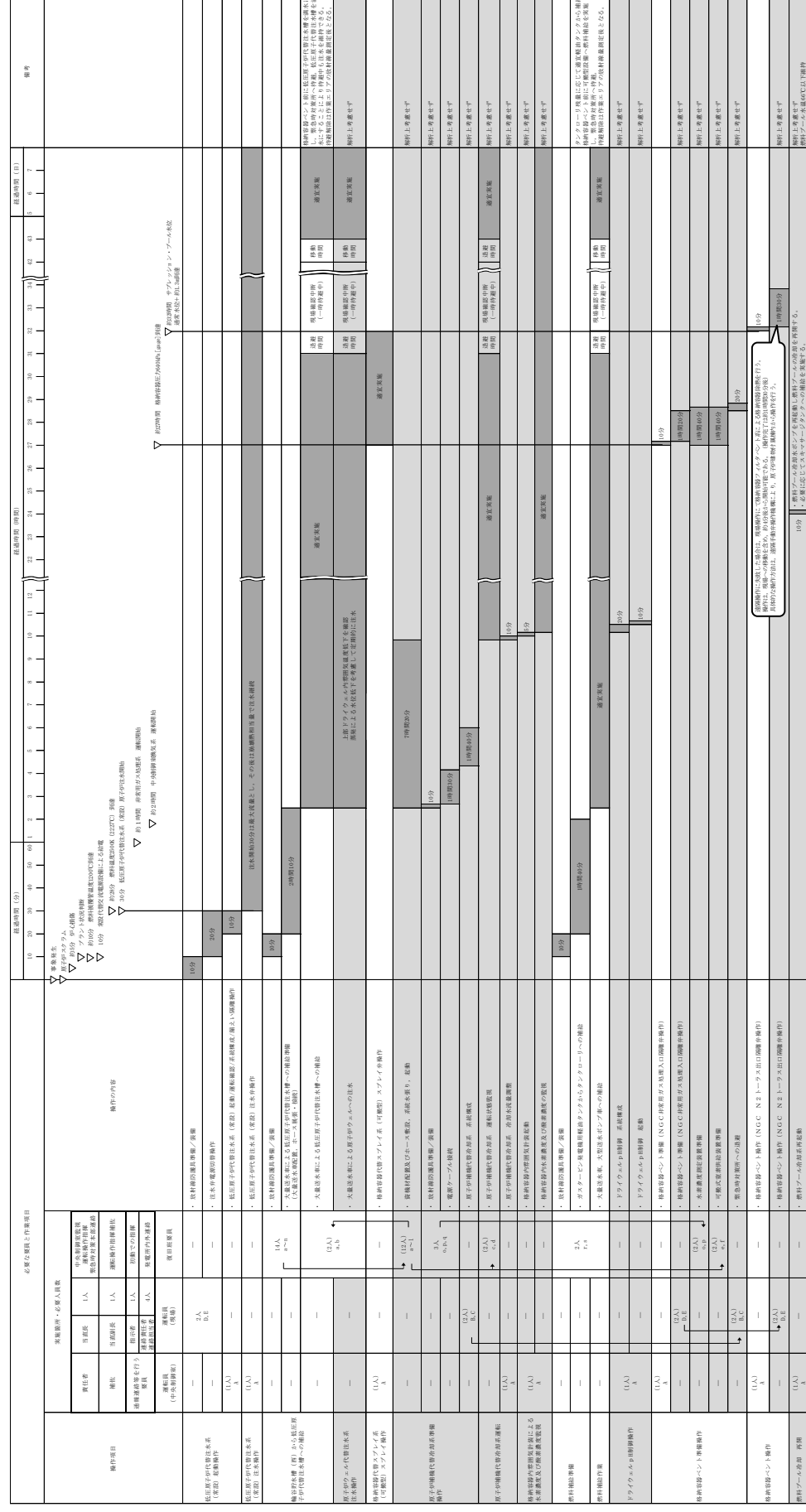


図 2.2.2-3 残留熱代替除去系運転の手順概要（「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気加熱」の場合）

重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照



以上が、残留熱代替除去系運転による格納容器ベント回避のシナリオ
 以下は、残留熱代替除去系運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ
 (10 時間後に残留熱代替除去系運転に失敗し、事象発生 32 時間後に格納容器ベントに至ることを想定)

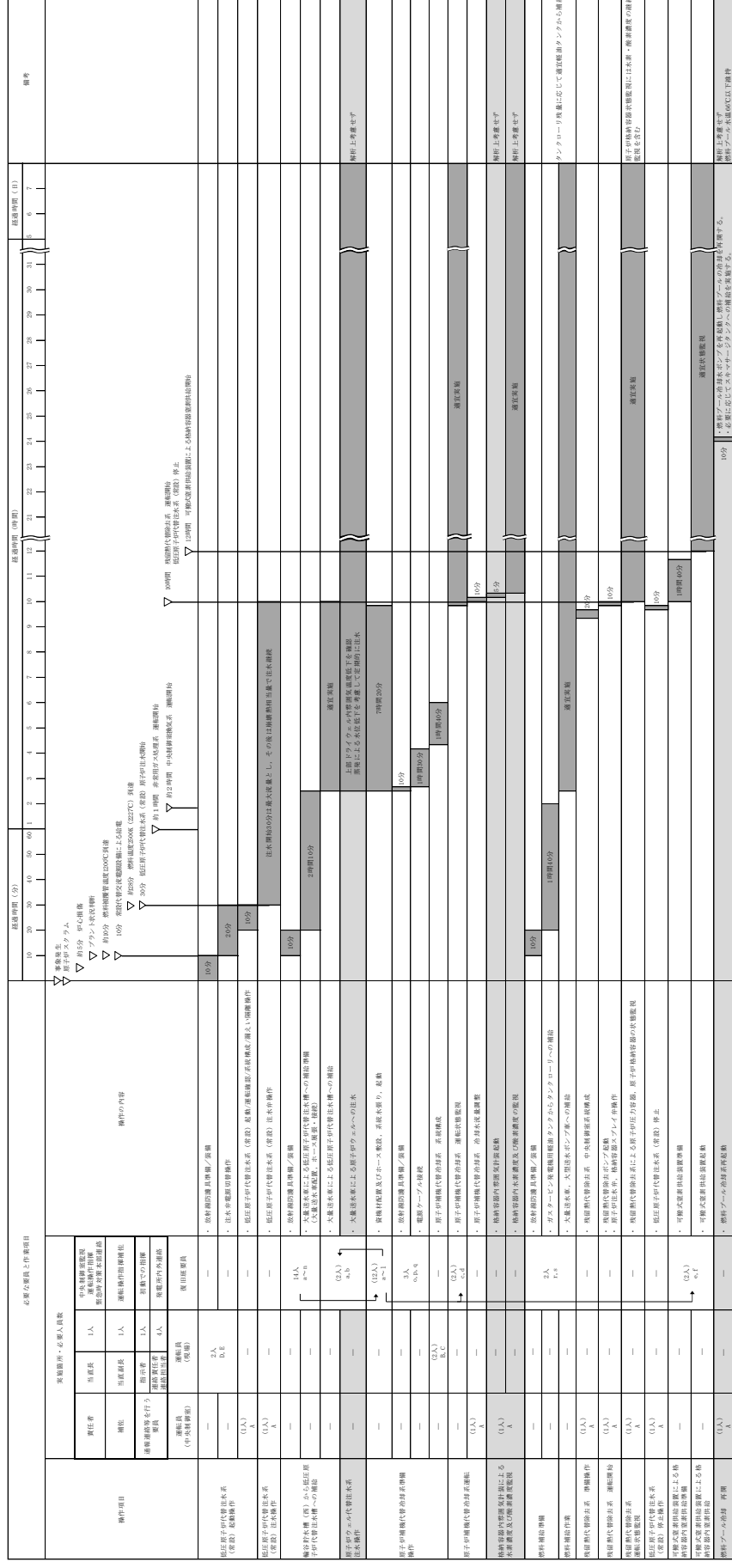


図 2.2.2-5 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間（0 分～7 日後）
 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の場合」

重大事故等対策の有効性評価について「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

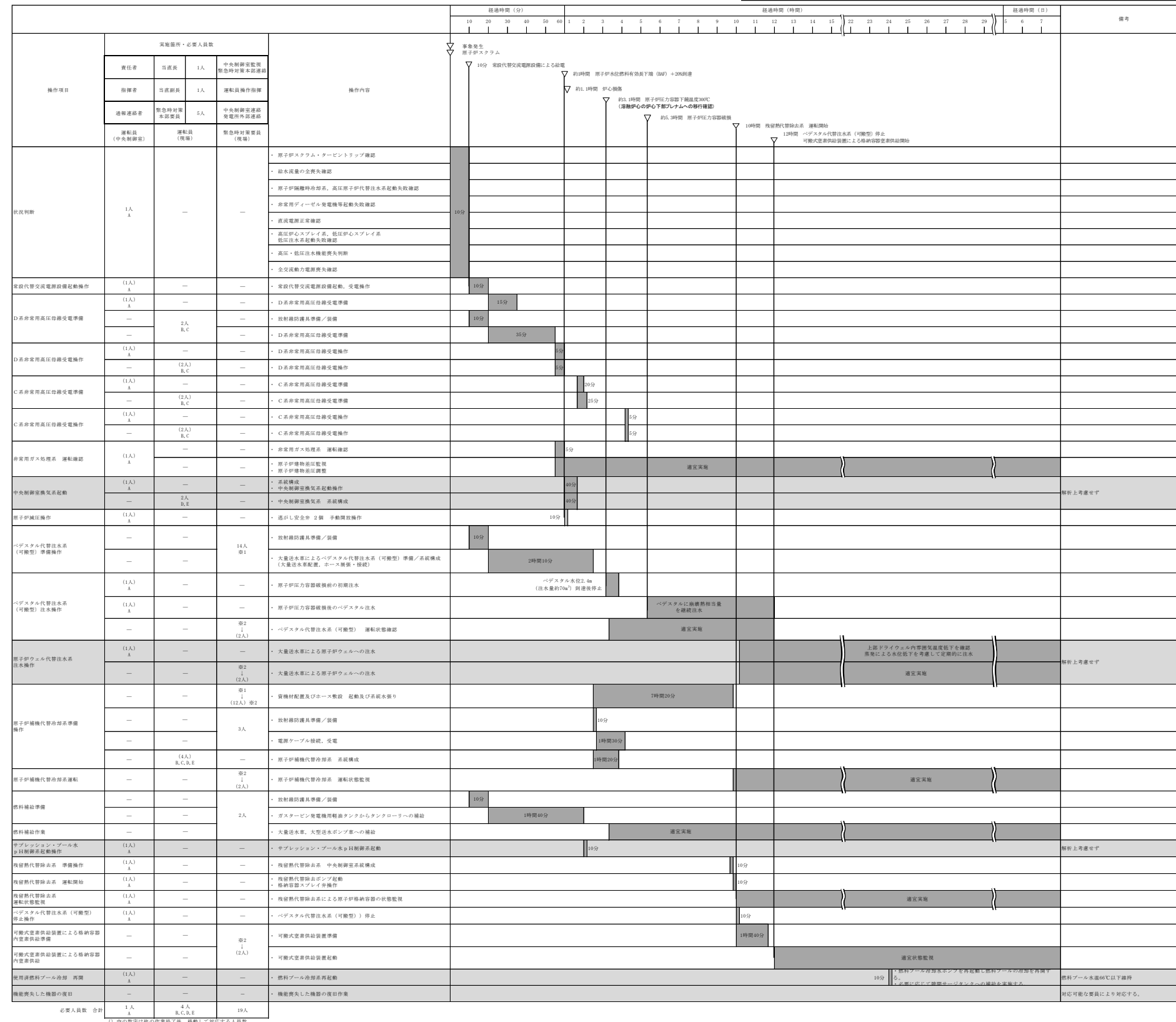


図 2.2-2-6 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合」

2.3 系統運転時の監視項目

2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「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」のみを選定している。

よって、この「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」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気気圧力・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する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウエル及びサブレーション・チェンバの気体の組成の推移を図2.3.1-1及び図2.3.1-2に示す。

c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5 vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度4 vol%で燃焼、13 vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4 vol%、酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が必要となる時間

図2.3.1-1及び図2.3.1-2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内の水素燃焼は生じない。

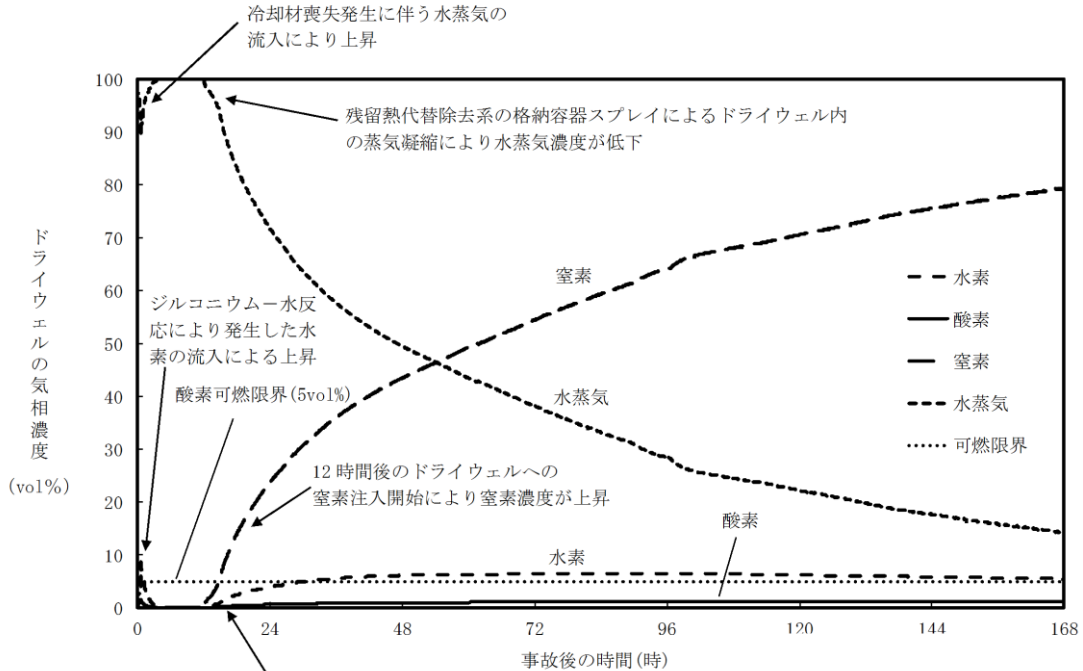
しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H₂)=0.4, G(O₂)=0.2, 非沸騰状態：G(H₂)=0.25, G(O₂)=0.125)とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは、事象発生から約85時間後である。また、窒素封入の切替え操作（原子炉格納容器内の酸素濃度4vol%到達時）は、事象発生から約49時間後である（図2.3.1-3及び図2.3.1-4参照）。これより、格納容器内酸素濃度（SA）を起動する事象発生から約2時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境条件

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図 2.3.1-1 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）
格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）

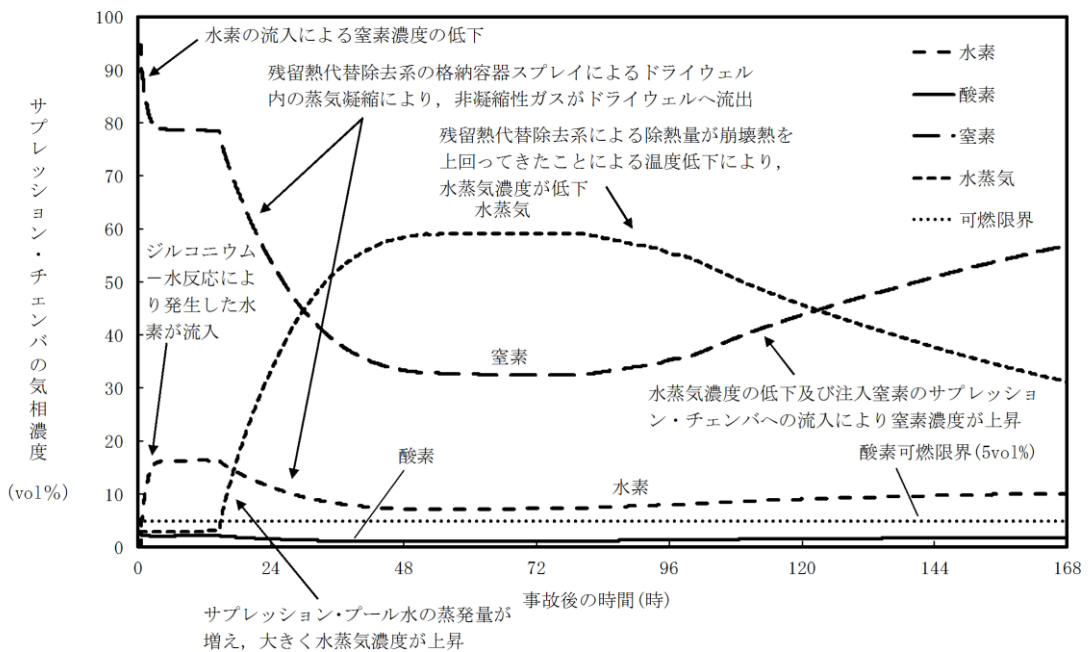
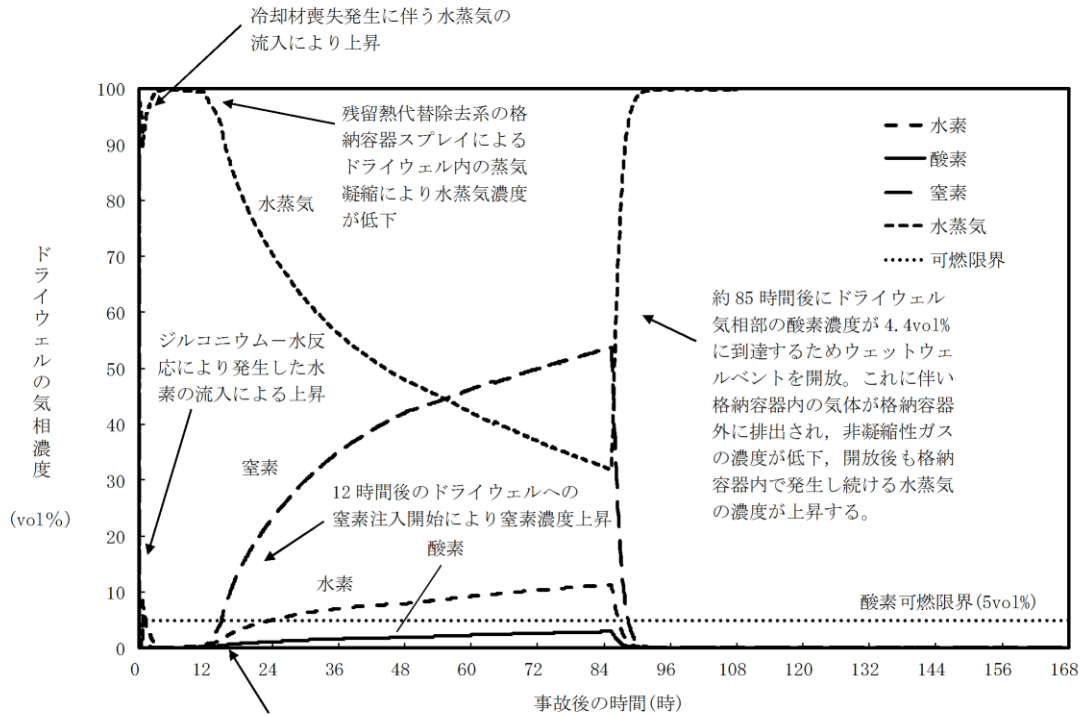


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）
格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図 2.3.1-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

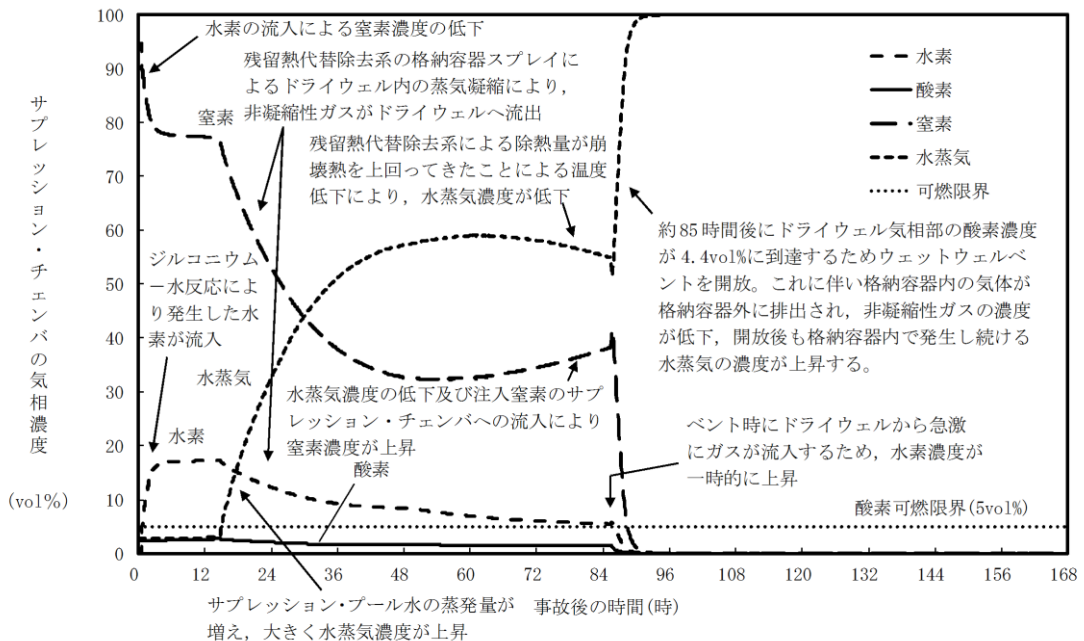


図 2.3.1-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%, 酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「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する場合)における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度(SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器酸素濃度(SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガ

スは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a. と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 原子炉補機代替冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の測定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、約 10 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5 vol%）に至らないことを確認しているが、約 10 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）で測定する。格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、原子炉補機代替冷却系等による冷却水を必要とせず、常設代替交流電源設備による給電後の事故初期（重大事故等発生から約 2 時間後）から、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測が可能である。

3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

3.1 放射線による影響について

①耐放射線に関する設計考慮について

残留熱代替除去系は、重大事故等時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、残留熱代替除去系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

残留熱代替除去系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間90日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約 kGyであることが目安としてある。よって、残留熱代替除去系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

②水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、残留熱代替除去系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

残留熱代替除去系の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトラス水入口弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

3.2 系統の健全性について

(1) 残留熱代替除去系運転時の系統水漏えいの可能性

残留熱代替除去系は残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。

残留熱代替除去系を使用する場合に流路となる残留熱除去系の配管，弁及び熱交換器については，残留熱除去系として使用する場合と同様に流路として使用する設計であること及び残留熱除去系の設計条件を超えない範囲で使用するため，系統水が漏えいすることはない。残留熱代替除去系の流路を図3.2-1に示す。

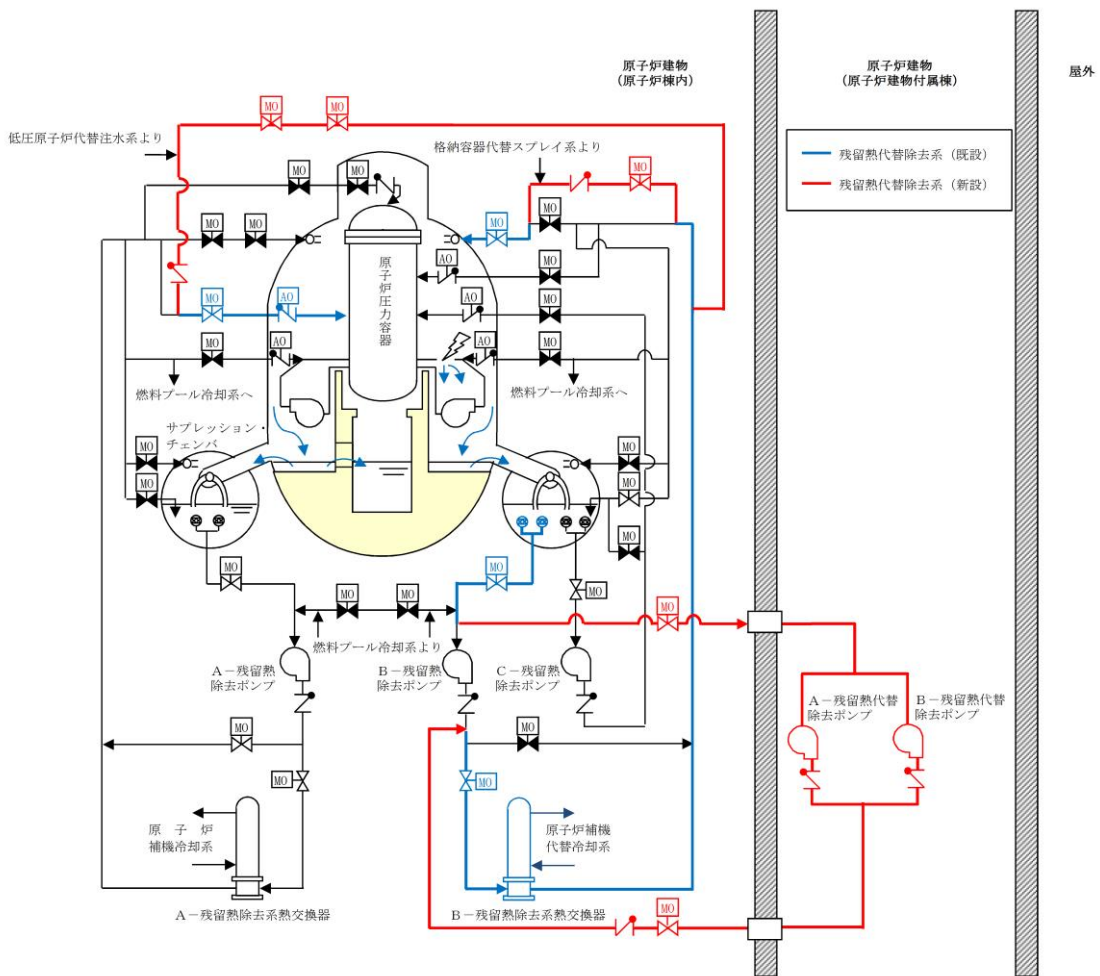


図 3.2-1 残留熱代替除去系系統概要図

格納容器水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器水素濃度（S A）について

(1) システム構成

格納容器水素濃度（S A）のシステム概要を図1に示す。格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

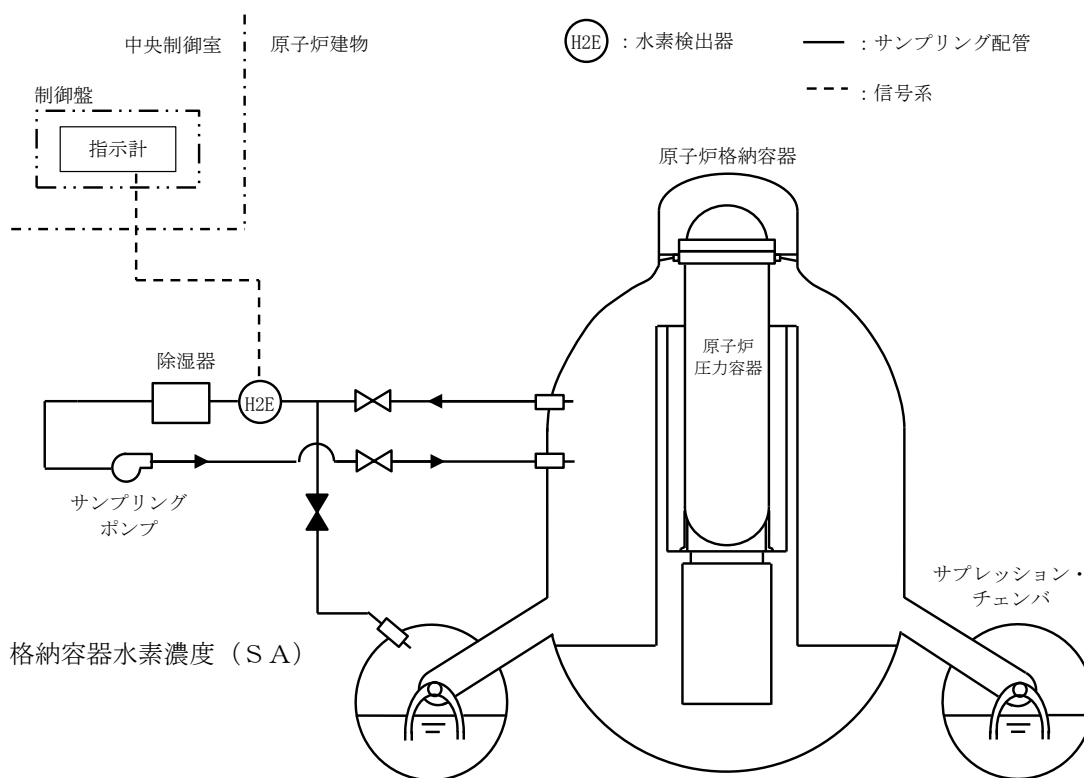


図1 格納容器水素濃度（S A）システム概要

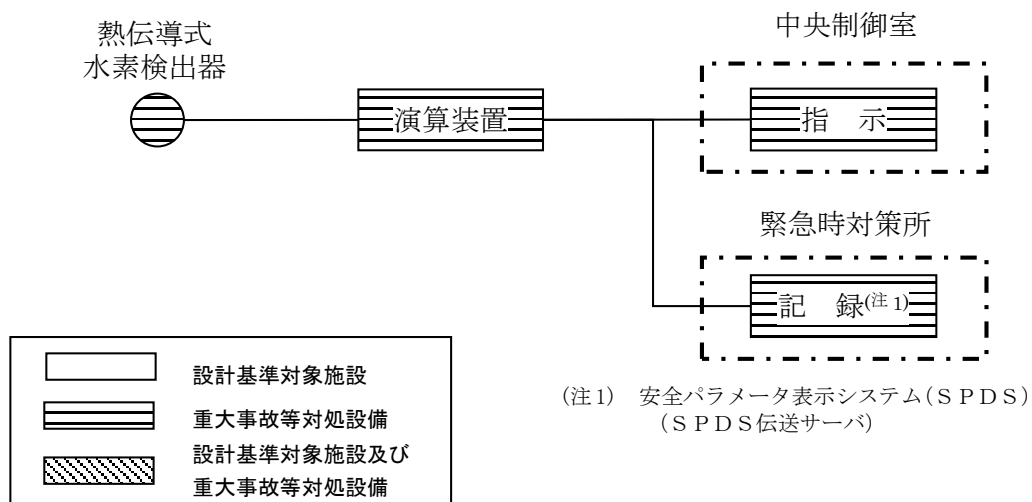


図2 格納容器水素濃度 (SA) の概略構成図

(2) 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (SA) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図3に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定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一定温度に加熱した状態で、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低下する。

この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図3のAB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。

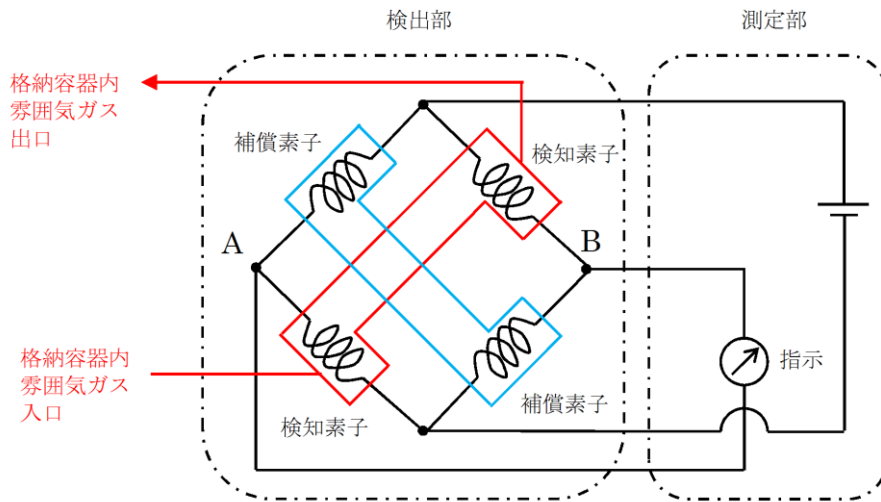


図3 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

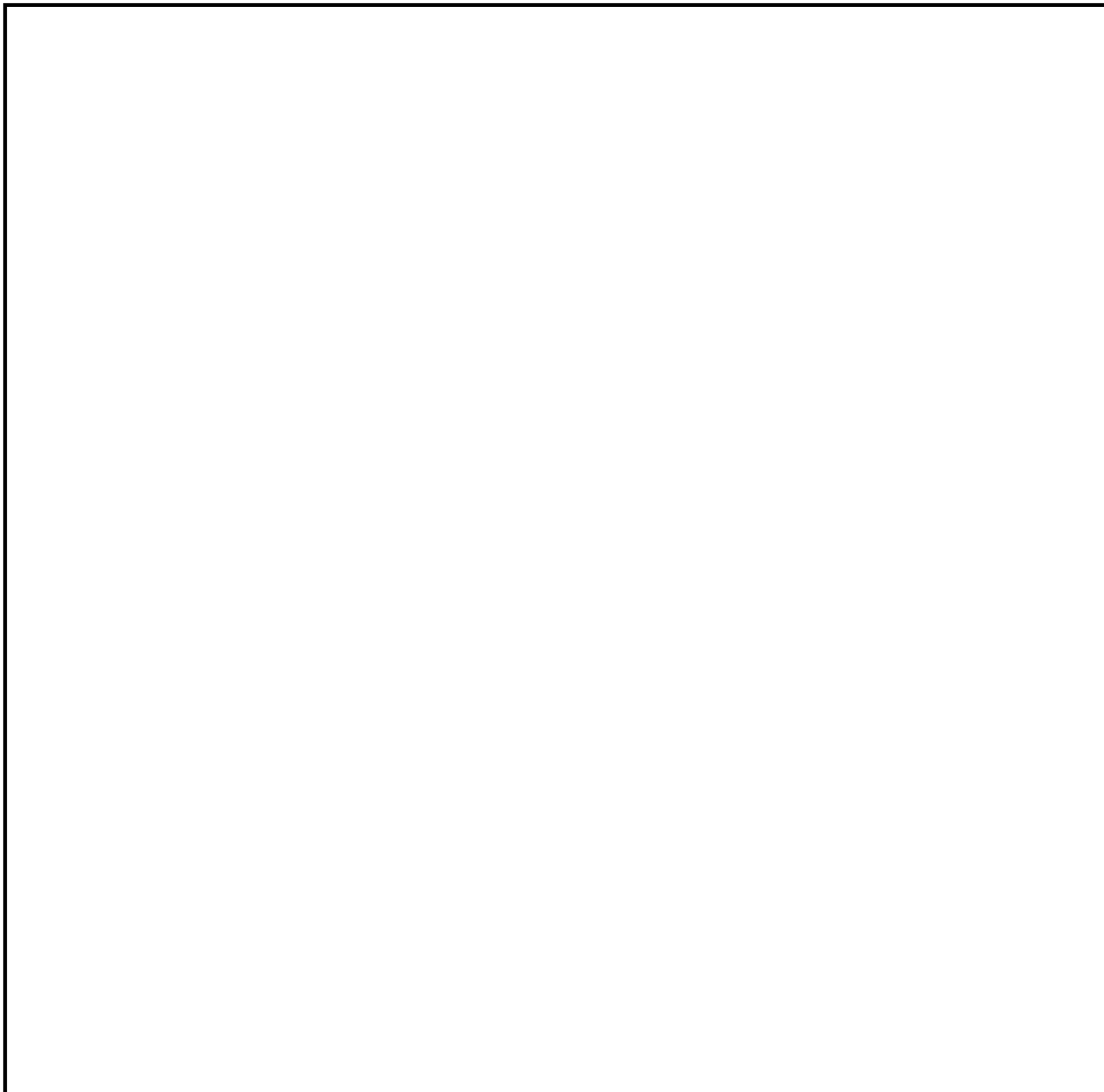


図4 機器配置図 (原子炉建物中2階)

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。

2. 格納容器水素濃度について

(1) システム構成

格納容器水素濃度のシステム概要を図5に示す。格納容器水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器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「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。)

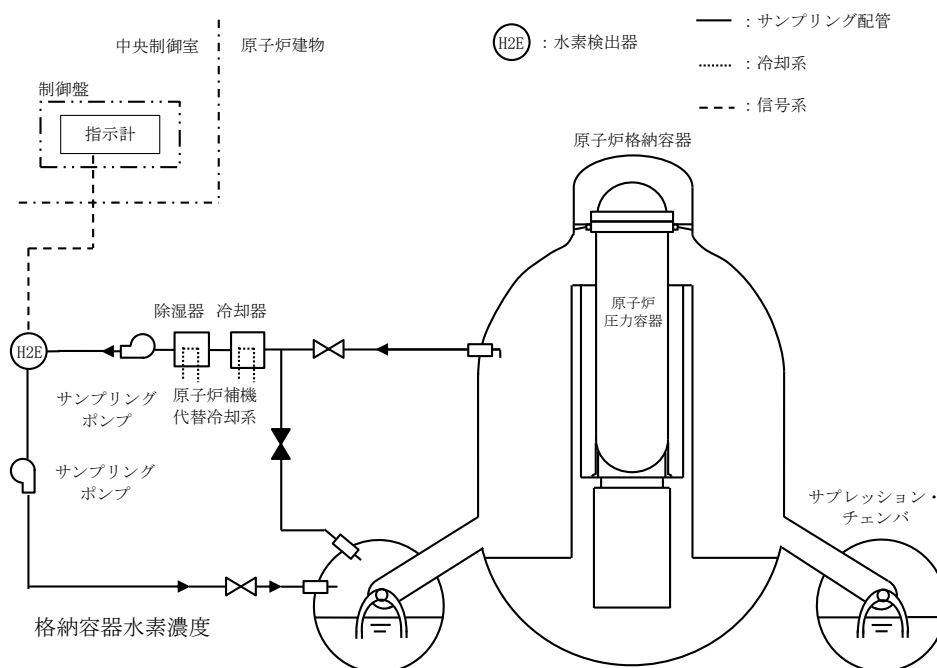


図5 格納容器水素濃度システム概要

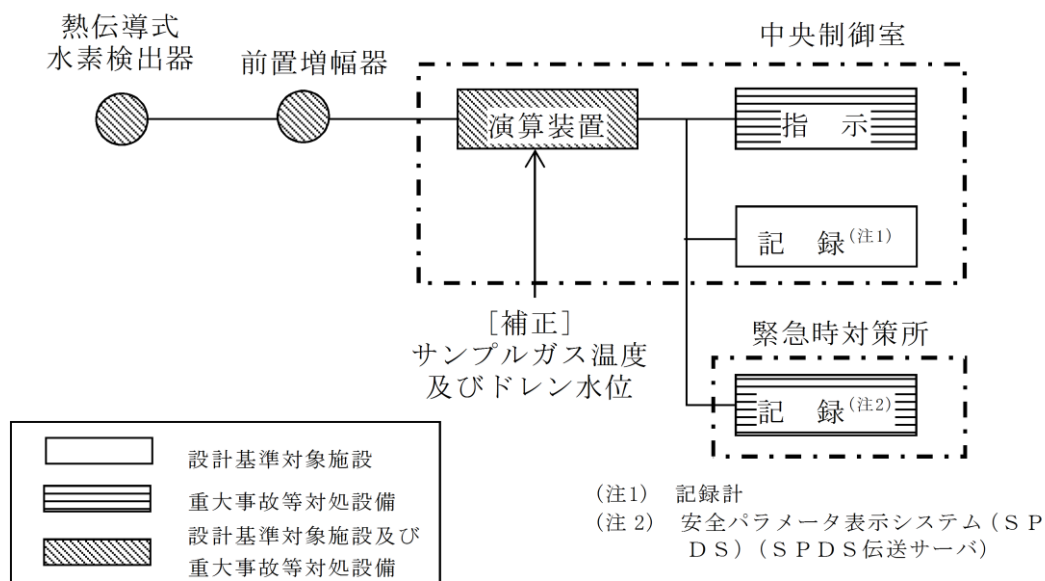


図6 格納容器水素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図7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。

水素濃度計指示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約 150°Cに加熱した状態で、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低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図7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。

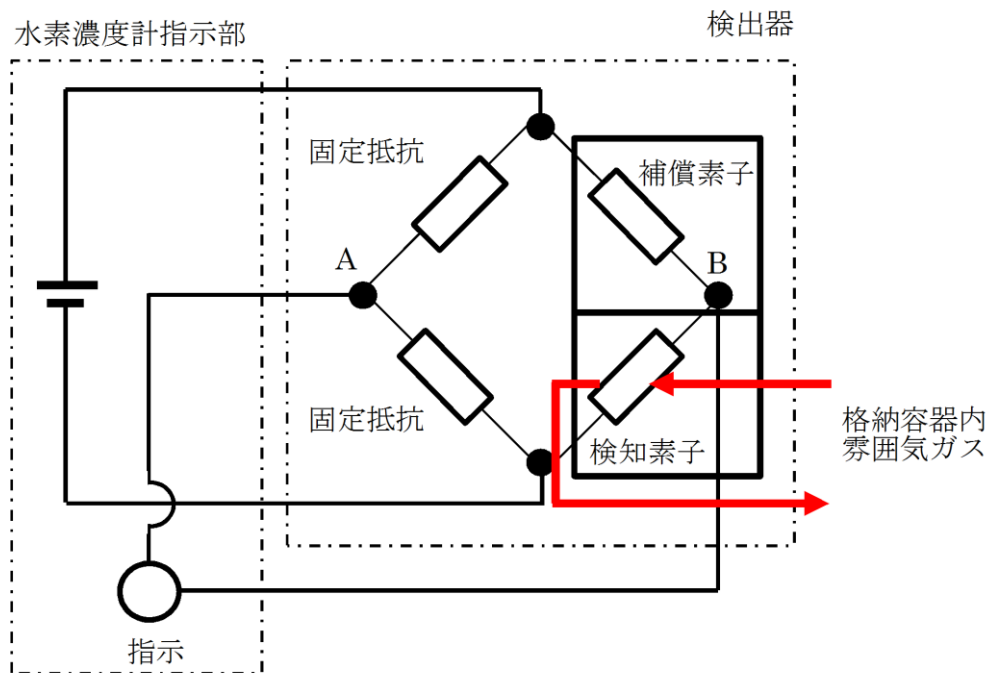


図7 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 設置場所

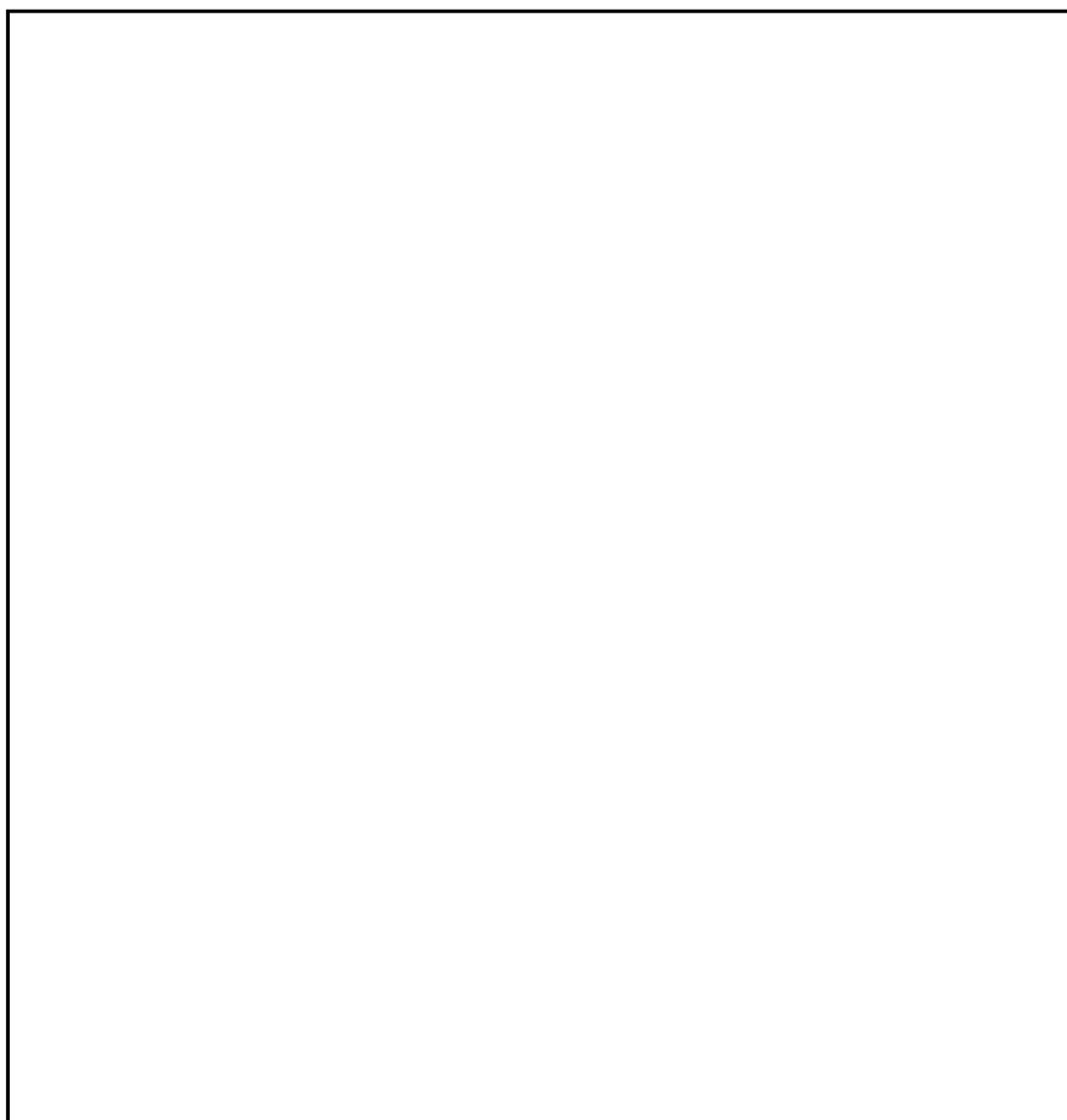


図8 機器配置図（原子炉建物3階）

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。

3. 格納容器酸素濃度 (S A) について

(1) システム構成

格納容器酸素濃度 (S A) のシステム概要を図 9 に示す。格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 10「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)

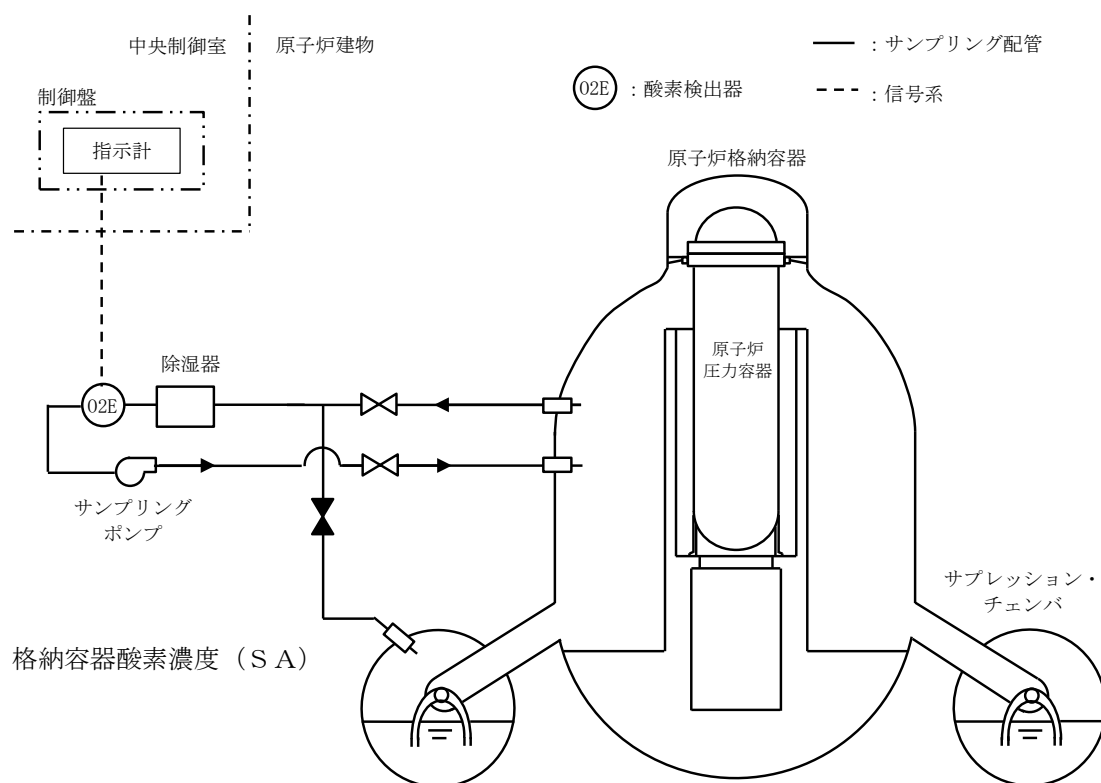


図 9 格納容器酸素濃度 (S A) システム概要

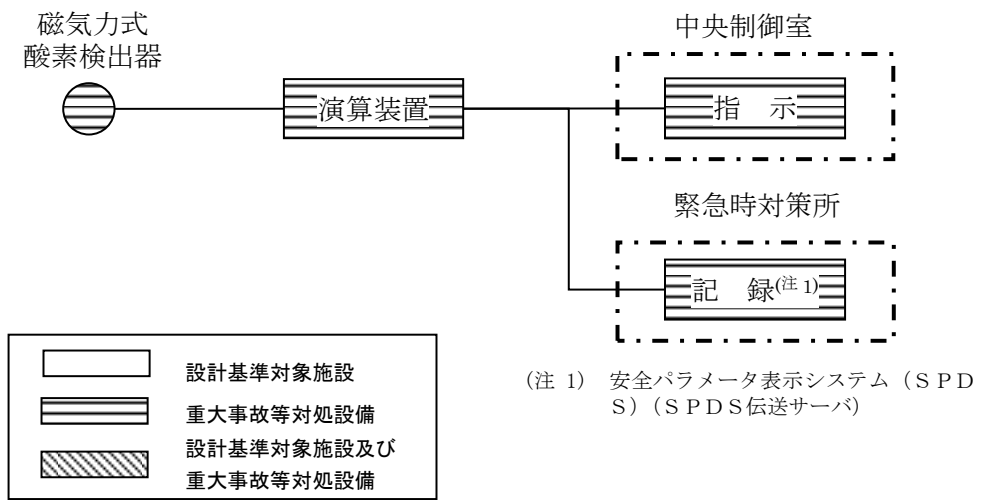


図10 格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図

(2) 測定原理

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図 11「格納容器酸素濃度 (S A) の概要図」に示すとおり、吊るされた2つの球体、くさび型形状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路を図 12「格納容器酸素濃度 (S A) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が吸引されることで、先端部周辺の酸素密度が上昇する。吊るされた2つの球体は磁極片の先端部側と端部側の密度差によって生じた浮力により右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図 13「格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ」参照)。

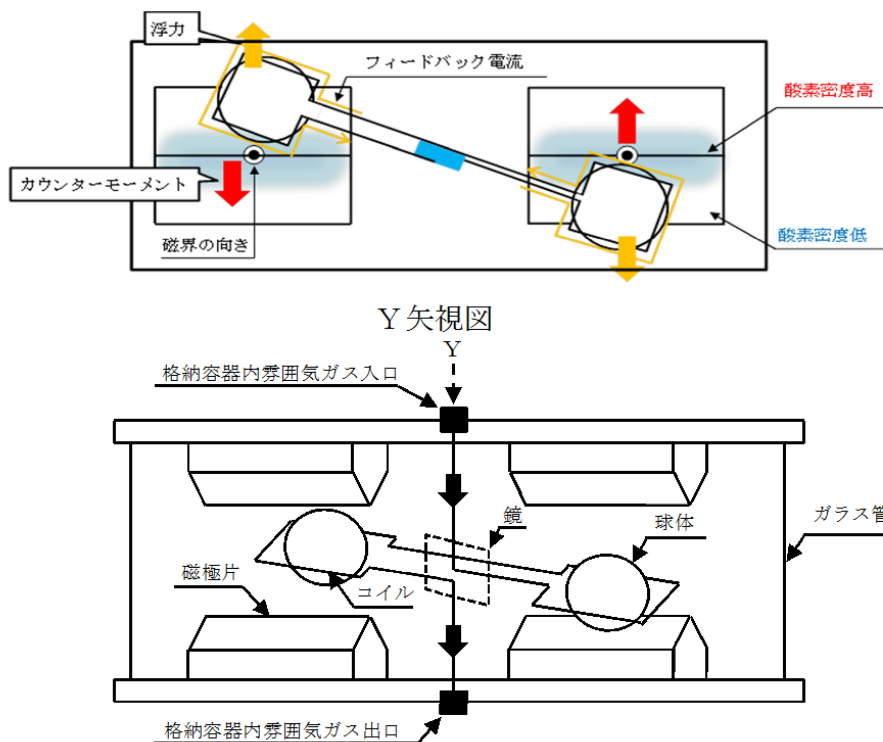


図 11 格納容器酸素濃度 (S A) の概要図

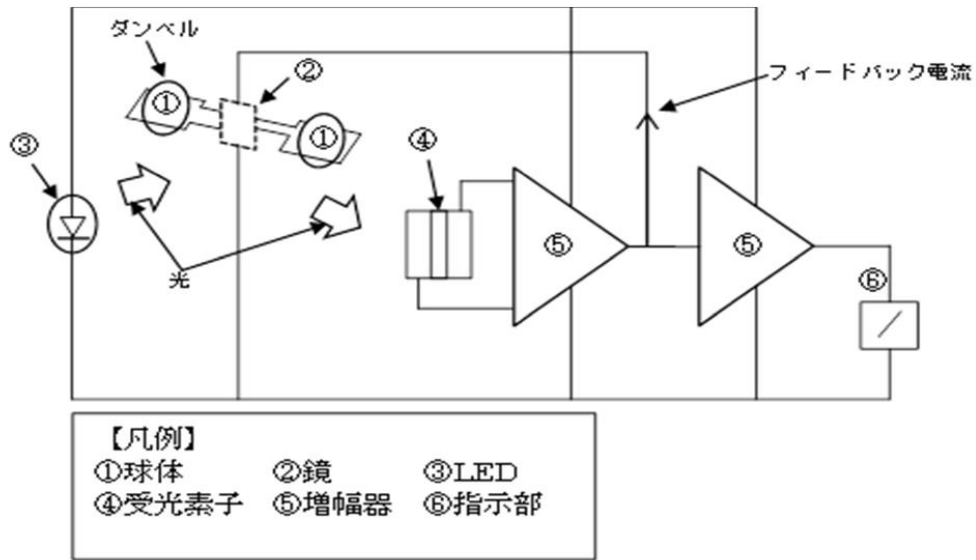


図 12 格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路図

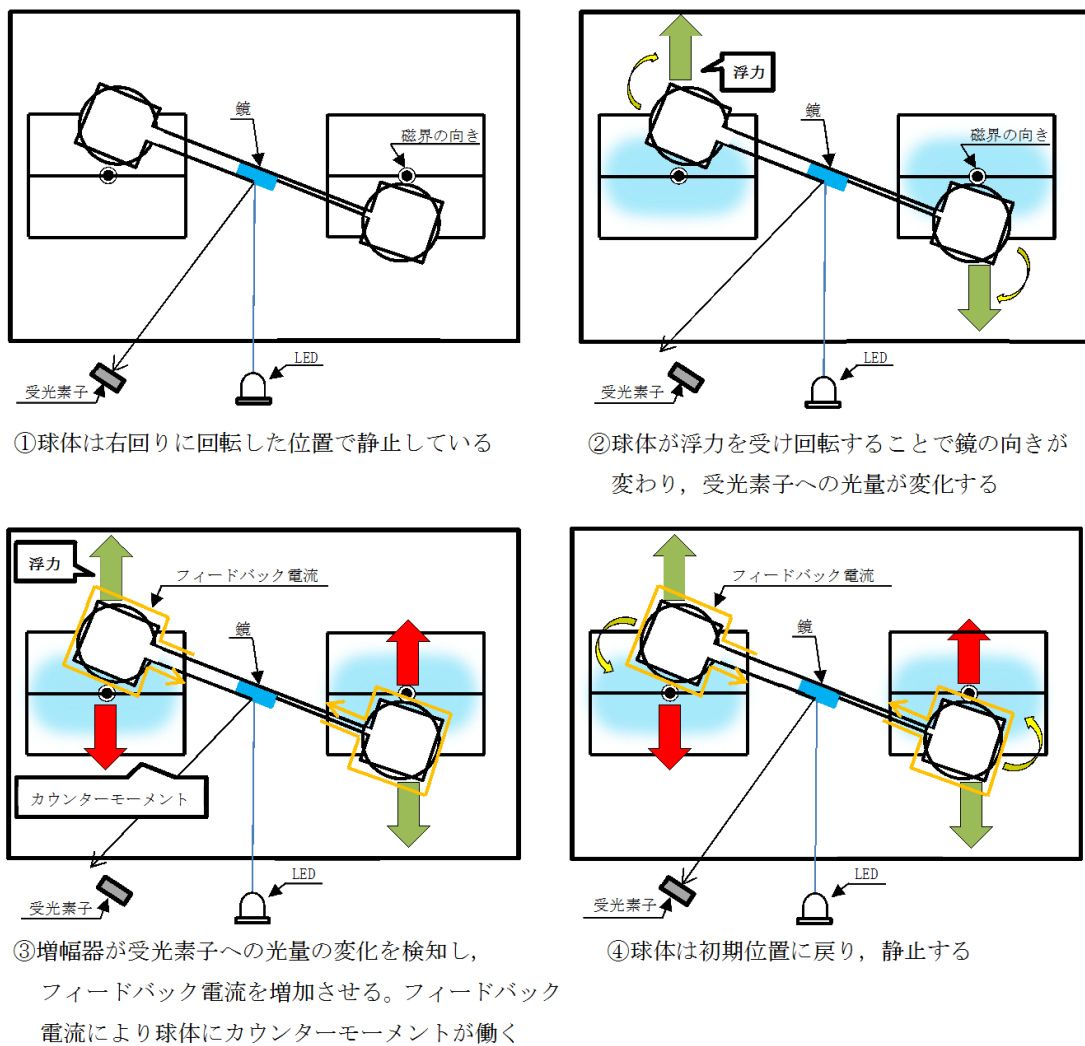


図 13 格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ

(3) 設置場所

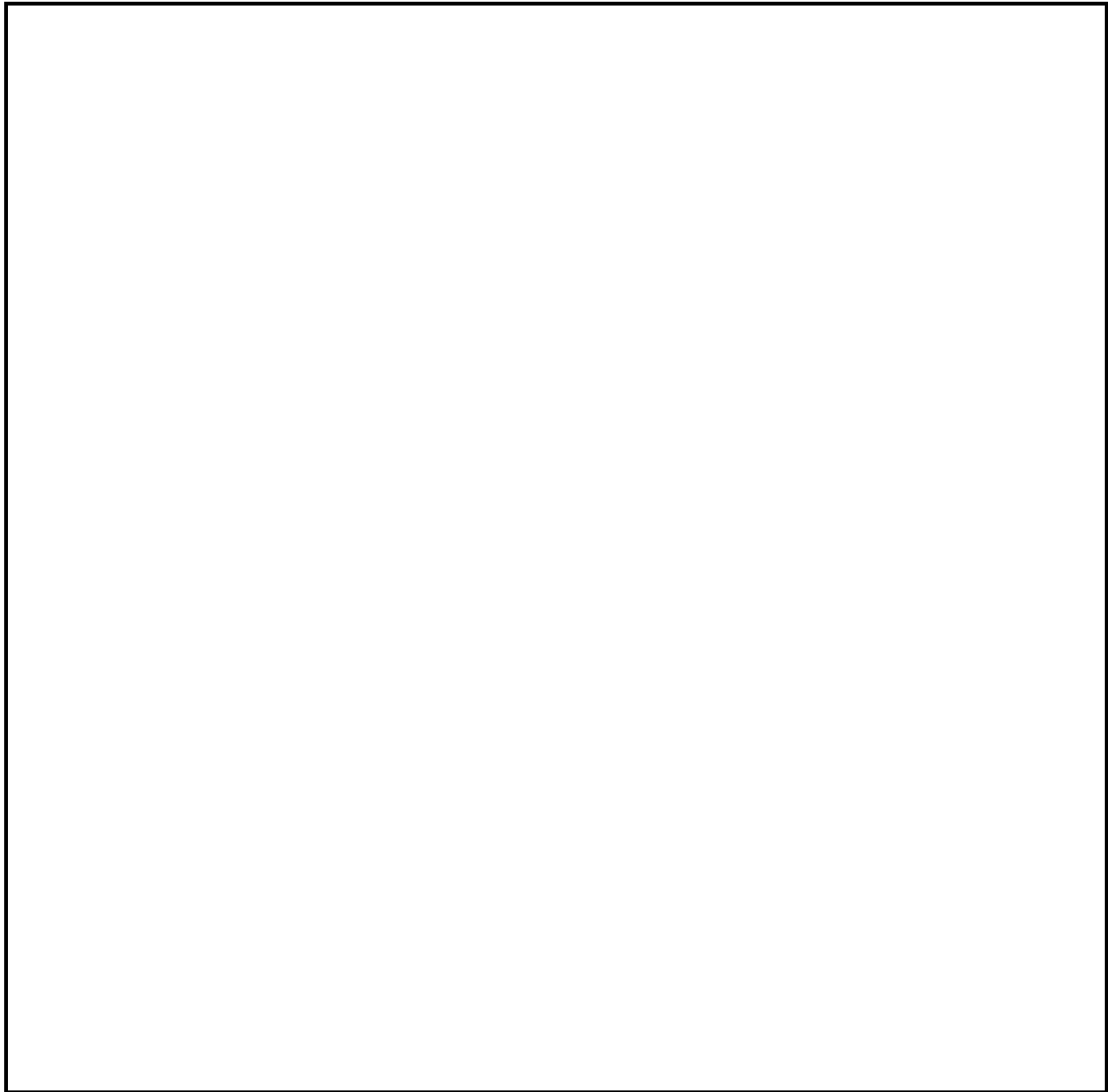


図 14 機器配置図（原子炉建物中 2 階）

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。

4. 格納容器酸素濃度について

(1) システム構成

格納容器酸素濃度のシステム概要を図 15 に示す。格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸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 16「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。)

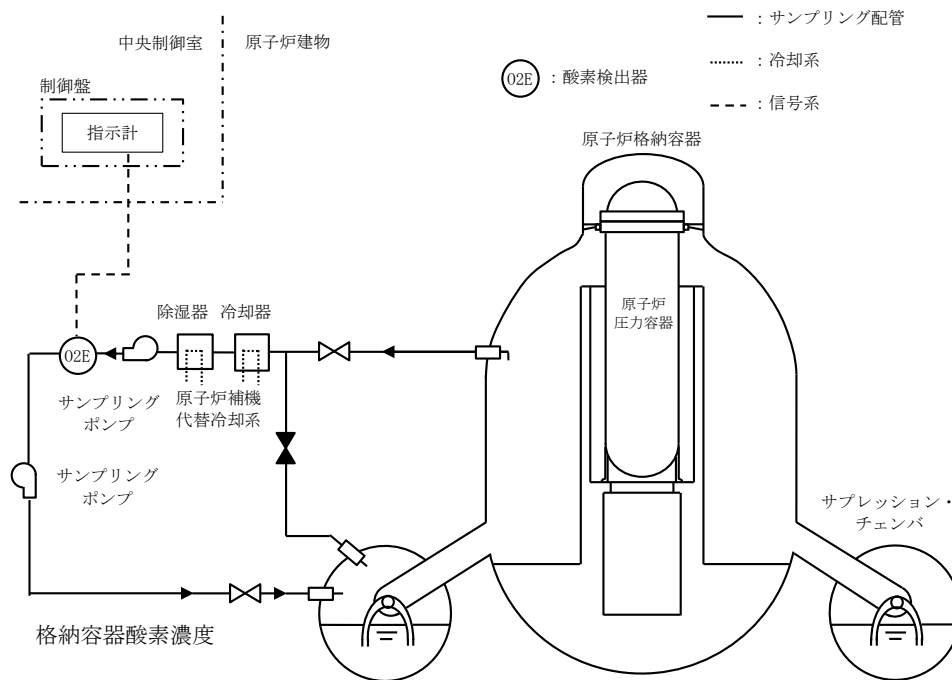


図 15 格納容器酸素濃度システム概要

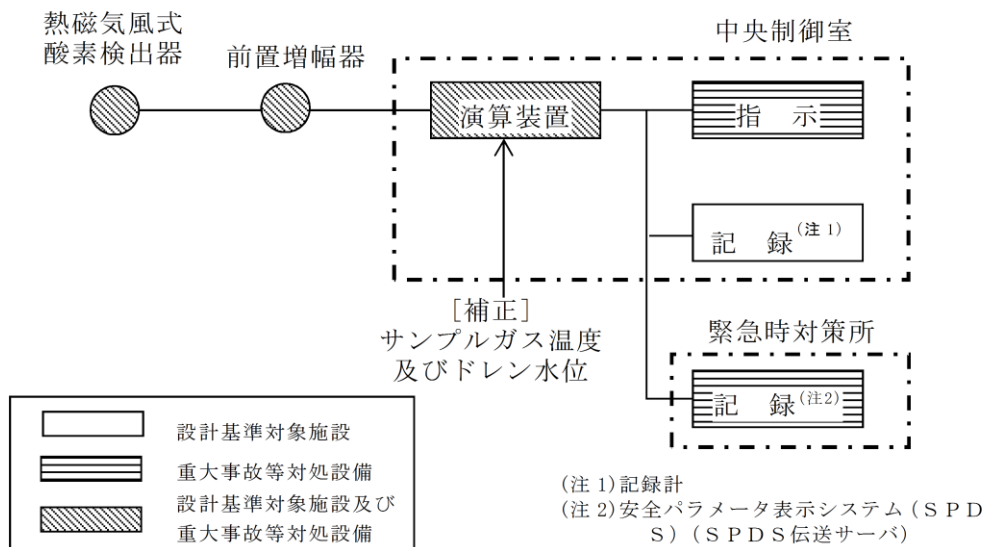


図 16 格納容器酸素濃度の概略構成図

(2) 測定原理

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 17 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており，検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

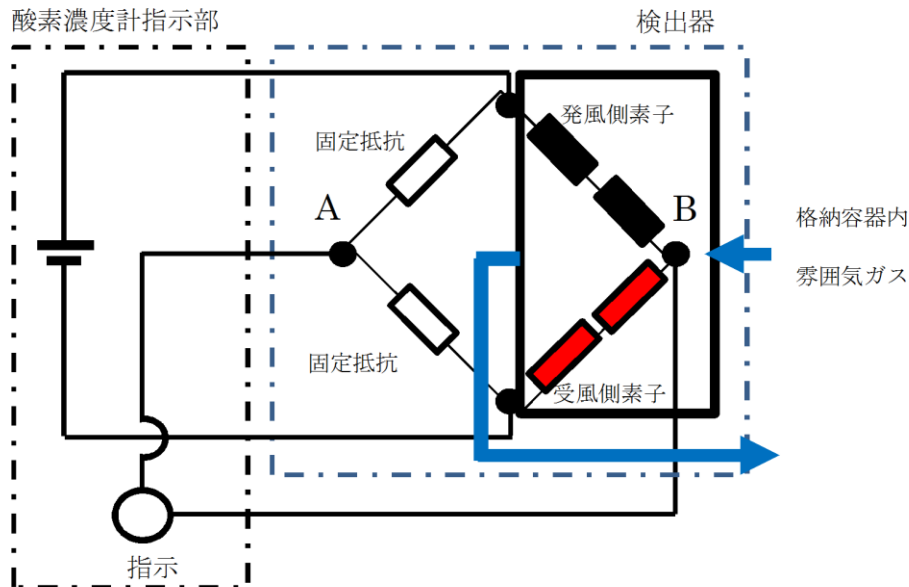


図 17 格納容器酸素濃度の概要図

酸素含有ガスの流れを図 18 に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。

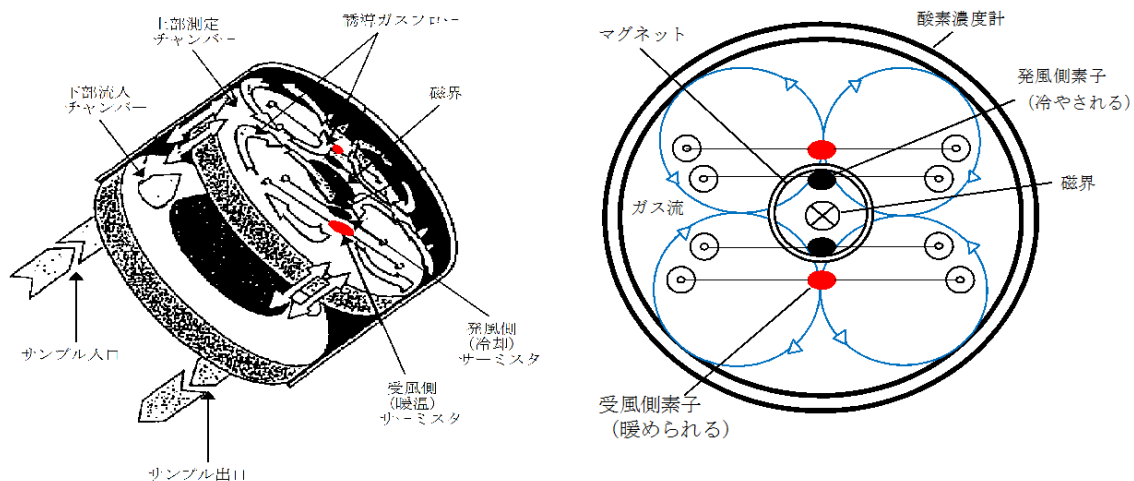


図 18 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 17 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

(3) 設置場所

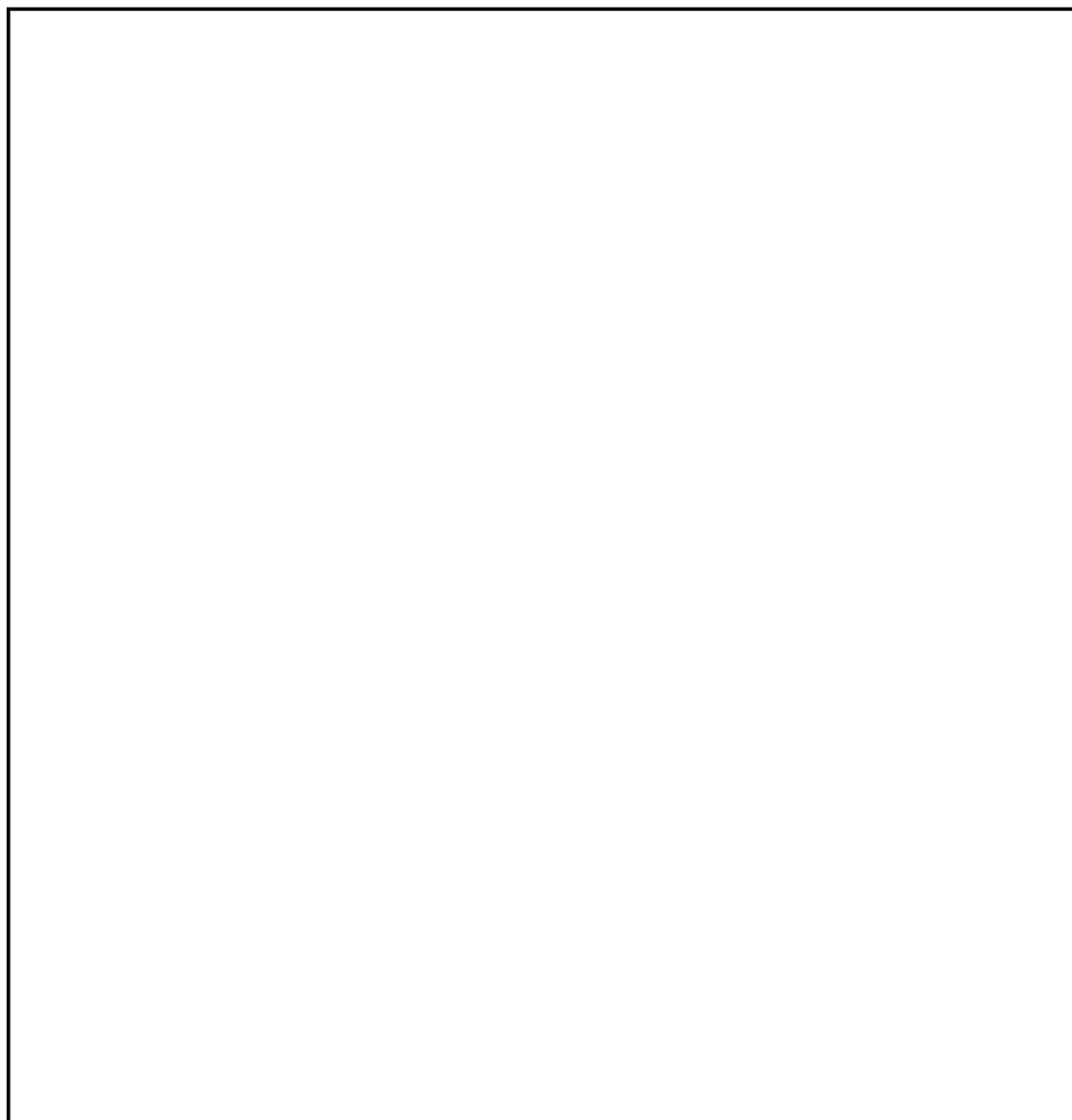


図 19 機器配置図（原子炉建物 3 階）

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。

循環流量の確保について

残留熱代替除去系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量 $150\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉注水： $30\text{m}^3/\text{h}$ 及び格納容器スプレイ： $120\text{m}^3/\text{h}$ ）以上とする。よって、残留熱代替除去系は循環流量 $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保する。残留熱代替除去ポンプは、補足説明資料 50-7 に示すとおり、循環流量 $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。評価にあたっては「(1) ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で系統圧力損失を考慮した有効 NPSH が残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を満足することを確認する。また、残留熱代替除去系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「(2) 系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

(1) ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH \geq 必要 NPSH）を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。

本評価では、図 1 の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サブプレッション・プール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差及び吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレナの圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

残留熱代替除去系においては、格納容器内圧力が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

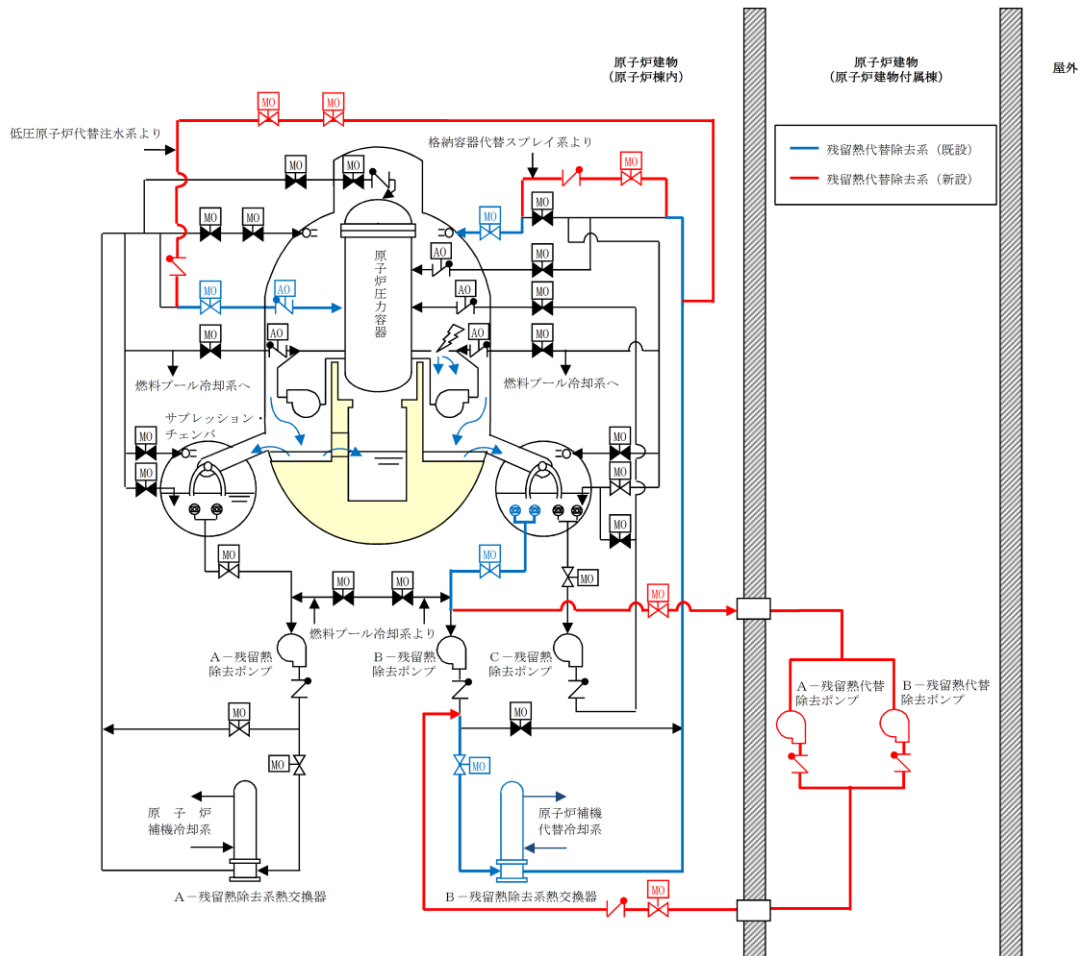


図1 残留熱代替除去系系統概要図

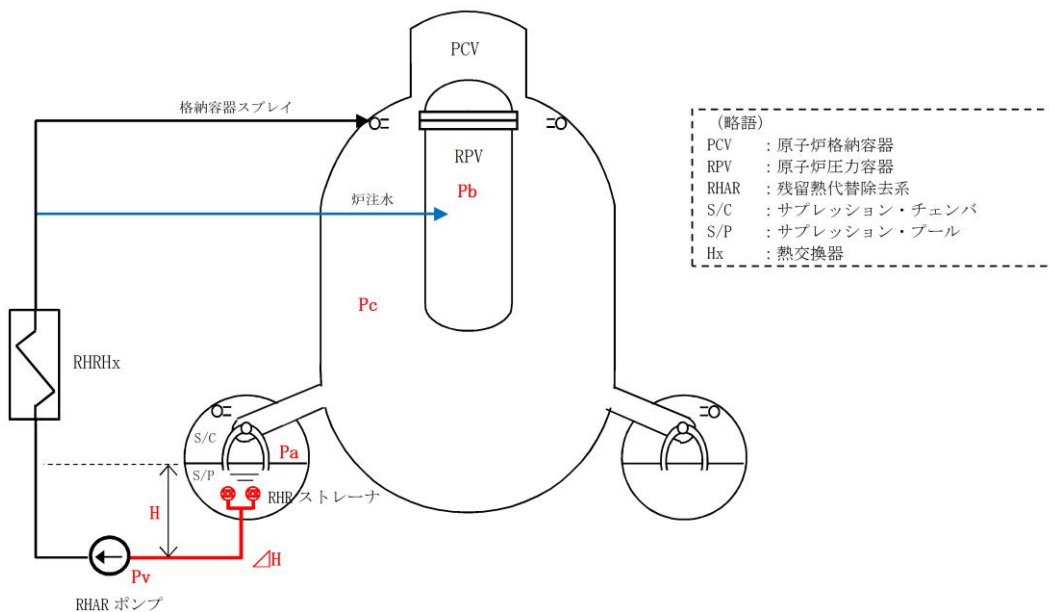


図2 NPSH 評価条件図

表1 NPSH 評価条件

項目		2号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力		(本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)		有効性評価解析値であるピーク温度 132℃の飽和蒸気圧力
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル(LWL): <input type="text"/> とポンプ軸レベル: <input type="text"/> の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)		ポンプ流量 150m ³ /h における圧損値
	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

表1の条件を元に、(有効 NPSH) ≥ (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(有効 NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要 NPSH)$$

$$Pa \geq \text{ MPa [gage]}$$

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が MPa [gage] 以上の状態であれば残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を満足する。重大事故等時においては、格納容器内圧力が MPa [gage] 以上であることから、残留熱代替除去系は成立する。

また、残留熱代替除去系の運転が長期的に継続可能なことの例として、「残留熱代替除去系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例」を示す。

〈残留熱代替除去系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例〉

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)において、循環流量 150m³/h にて残留熱代替除去系を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図3に示す。

図3より、事故30日後の格納容器圧力は約0.4MPa [gage]であるため、上記NPSH 評価結果の MPa [gage] 以上であり、残留熱代替除去系の運転は継続可能である。

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。

なお、長期的に安定状態を維持するにあたり、原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合、水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は、事故後 12 時間後において、可搬式窒素供給装置により、格納容器内に窒素ガスを注入し酸素濃度を抑制することにより、水素が可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。

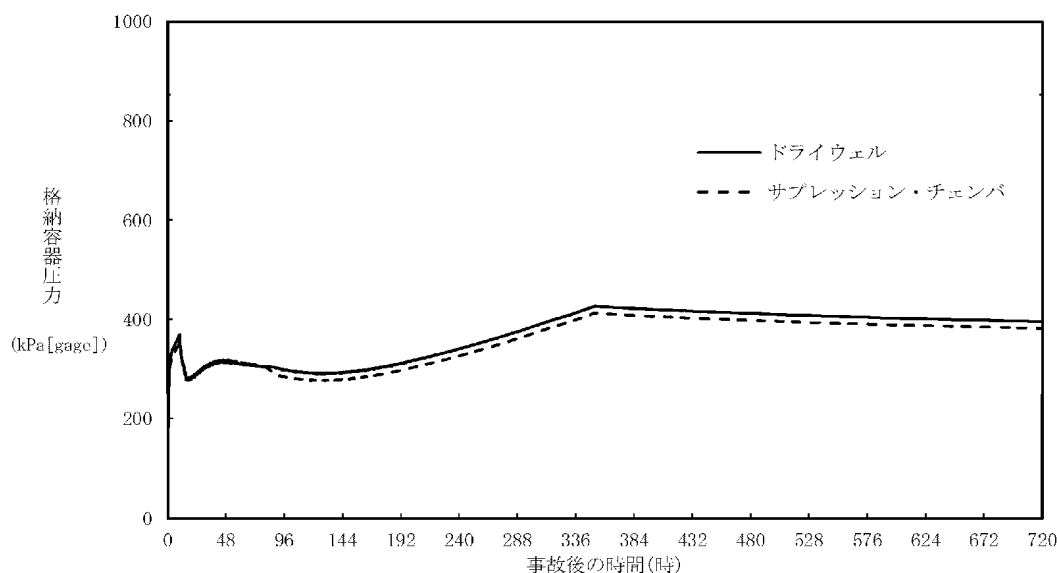


図3 格納容器圧力の推移(循環流量 150m³/h にて残留熱代替除去系を30日間運転継続した場合)

(2) 系統の閉塞防止対策

a. 系統の閉塞評価について

残留熱代替除去系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。

格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している(表2参照)。

表2 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
格納容器スプレイノズル最小流路サイズ	

よって、残留熱代替除去系の閉塞防止に関する説明は、「b. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について」に記載する。

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。

b. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本システムの成立性評価として「(1) ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している(表1参照)。

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。

万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1～2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させ

るという効果をいう。(図4参照)

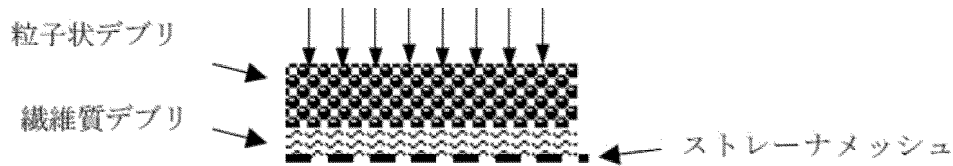


図4 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表3 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2：残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊す

るために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり(原子力安全基盤機構(H21.3), PWR プラントの L O C A 時長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m³/h の時)程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※3 : RPV 破損後の溶融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる(図5参照)。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

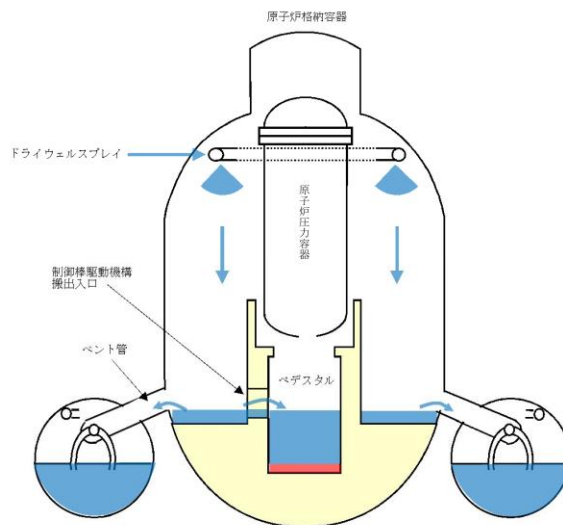


図5 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ

- ※4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図6参照)。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図7参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水流量の低下を検知した後, ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し, 速やかに冷却を再開することが可能である。

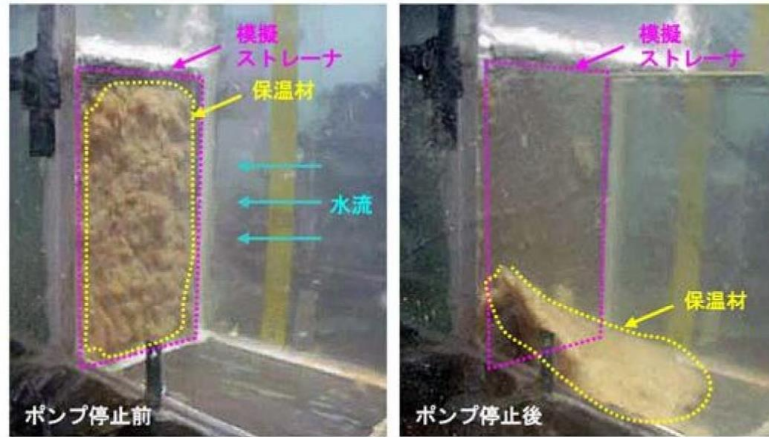


図6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

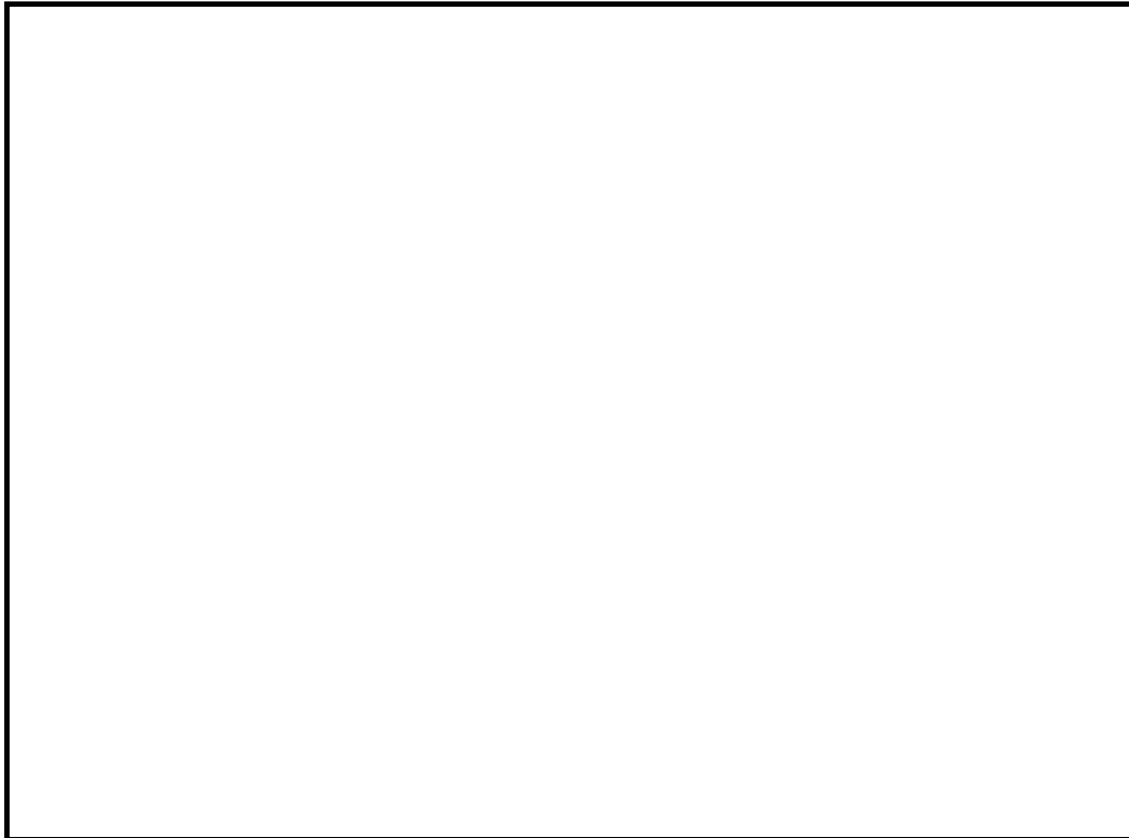


図7 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ

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。

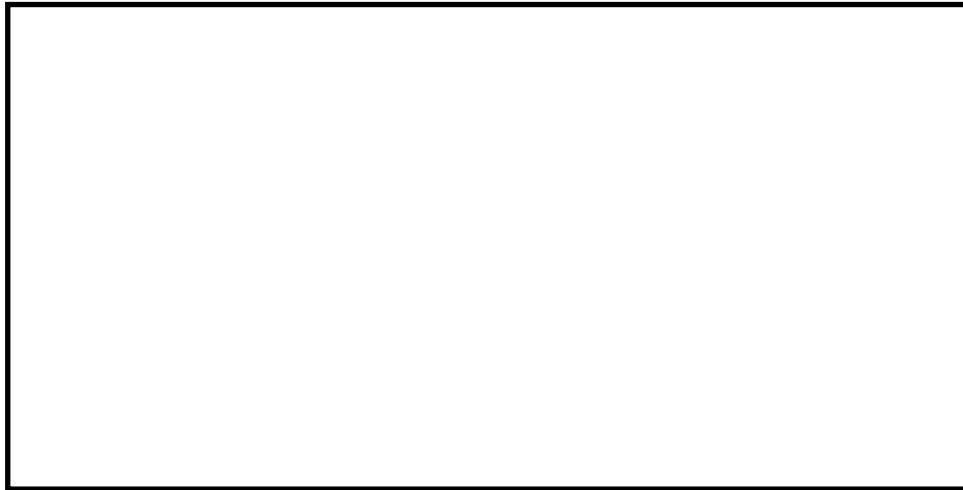


図8 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述b. の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図9に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

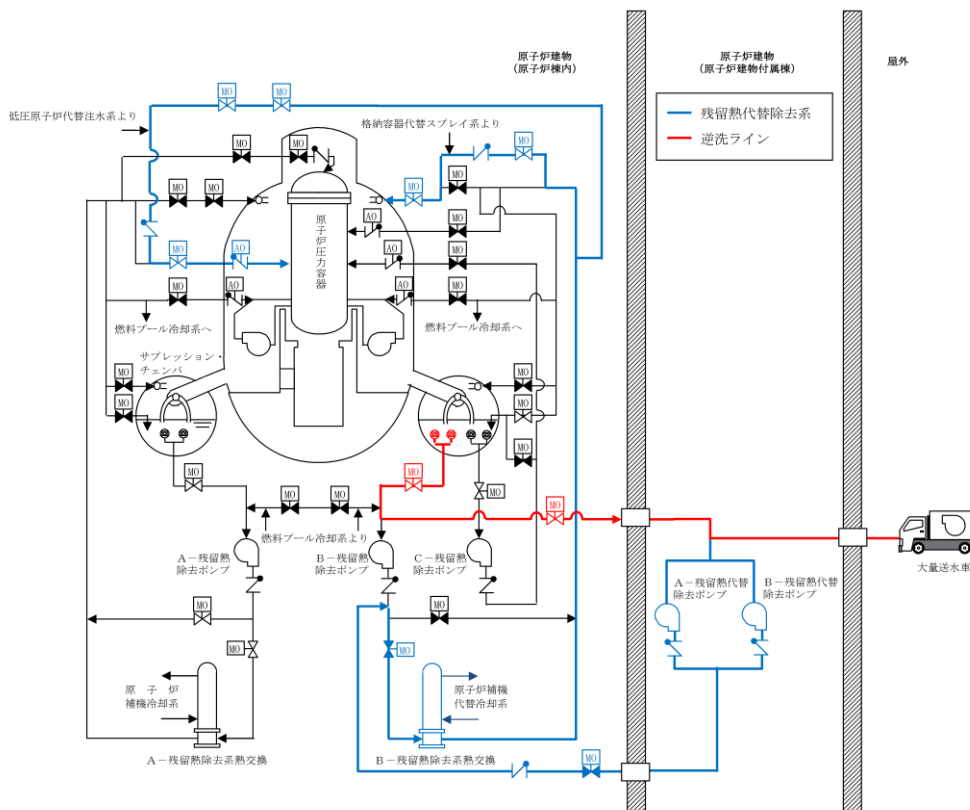


図9 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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。

長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の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する場合」及び「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」が対象となる。

「別紙－2 循環流量の確保」で示したとおり、残留熱代替除去系の運転は長期的に継続可能と考えられるが、この場合、格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。

よって、格納容器の耐震評価に際しては、

①事故後の運転状態 V(L)^{*1} (10^{-2} ～ 2×10^{-1} 年)における適切な地震力との組合せ評価

②事故後の運転状態 V(LL)^{*2} (2×10^{-1} 年以降)における適切な地震力との組合せ評価

を行うこととなる。

※1：運転状態 V(L)：重大事故等の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態

※2：運転状態 V(LL)：重大事故等の状態のうち V(L)よりさらに長期的に荷重が作用している状態

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

残留熱代替除去系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

残留熱代替除去系を使用する場合に、サブプレッション・チェンバからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」、「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

残留熱代替除去系は、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、又は耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐放射線性に優れた材料を選定する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケット及び金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はない。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットには影響がないため、漏えい等が生じることはないものとする。

のと考える。

また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、化学種に対する耐性に優れた材料を選定する。

3. まとめ

以上より、残留熱代替除去系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

また、残留熱代替除去系に使用する「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」についても耐性に優れた材料を選定する。

これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

以上

系統が高線量となった場合の影響について

残留熱代替除去系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・残留熱代替除去系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・残留熱代替除去系において使用する機器のうち，放射線劣化影響が懸念される機器（シール材，電動機，計器，ケーブル）への影響

上記の影響について，確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性，機器への影響

確認項目		放射線影響	
操作性・アクセス性	残留熱代替除去系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は，中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他，原子炉補機代替冷却系の操作が必要であるが，弁操作は運転開始前の実施であり，原子炉補機代替冷却系操作は屋外作業であり，格納容器ベント操作前であるため，アクセス及び操作への放射線による影響はない。(24, 25 頁参照)
		残留熱代替除去ポンプの起動	運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため，操作への放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は，中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		流量調整	残留熱代替除去系運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は，流量調整弁の操作により行うが，中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		その他操作	その他の作業として，原子炉補機代替冷却系の運転状態確認及び大型送水ポンプ車への給油作業があるが，これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作	格納容器ベント
	残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)	格納容器ベント
機器	シール材(配管, 弁, ポンプ, 熱交換器)	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については, 運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して残留熱代替除去系の系統機能確保可能な設計とする。(44 頁参照)
	電動機(弁, ポンプ)	
	ケーブル	
	計器	