

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器圧力逃がし装置は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力(200℃, 2Pd)における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備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が求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力		
$D + P_d + M_b$	$1.5 \cdot S_h$	$S_a(c)$	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
$D + P_d + (M_a) + M_b$	$1.8 \cdot S_h$	$S_a(d)$	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
$D + P_d + (M_a) + S_s$	$0.9 \cdot S_u$	S_s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が $2 \cdot S_y$ 以下であれば疲労解析は不要。		IV_{AS}	JEAG4601 第3種管の許容応力/第3種管の許容応力の解説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- P_d : 内圧応力
- M_a : その他の短期的機械的荷重による応力(当該設備においては対象外)
- M_b : 二次応力(熱応力)
- $S_a(c)$: 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含まない場合)
- $S_a(d)$: 一次+二次応力に対する許容応力(短期的荷重を含む場合)
- S_h : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- S_u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値

なお、当該設計における荷重の組合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 J E A G 4601・補－1984, J E A G 4601－1987及び J E A G 4601－1991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）（以下「J E A G 4601」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1－2005（2007追補版含む）（日本機械学会 2005年9月，2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）に準拠したものである。

格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮について

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

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

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (1/4)

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

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (2/4)

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

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (3/4)

事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象 電气的影響 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の [] 内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の [] 及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。
	爆発	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本産業規格 (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。

第 1 表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象等に対する考慮 (4/4)

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	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。 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。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。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下の [] 内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。

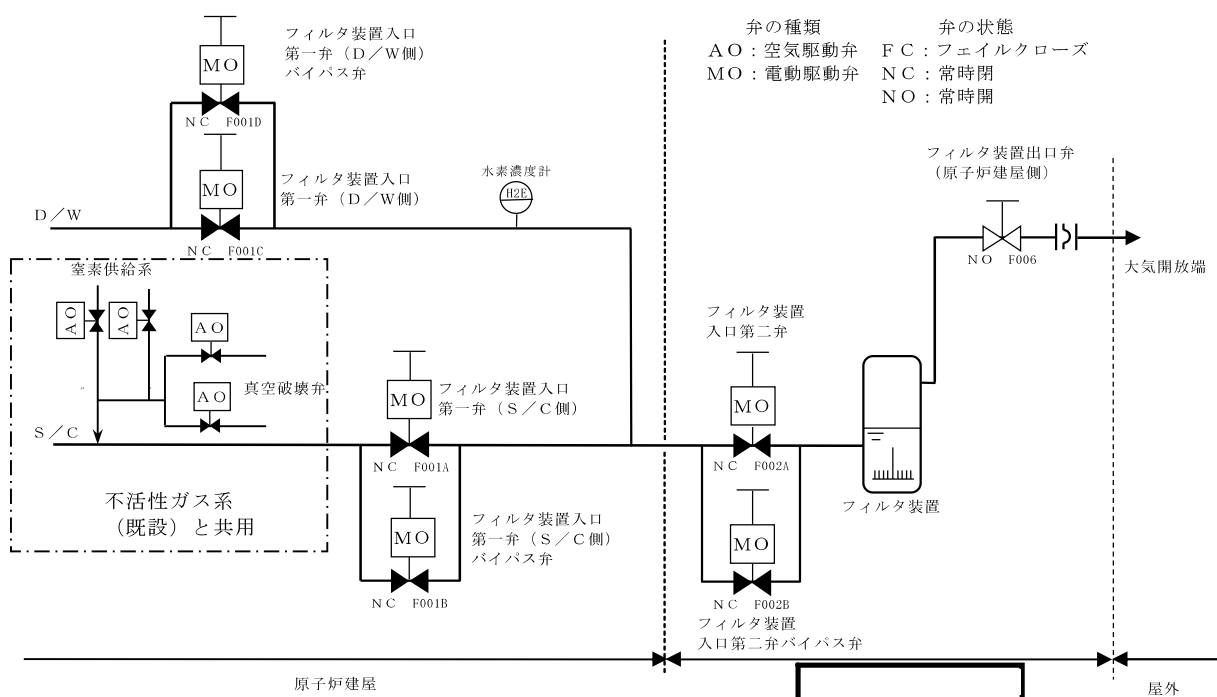
主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く

主ラインの概略図を第 1 図に示す。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

1.2 設計の意図

東海第二発電所では、格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

(1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ（S/C）からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル（D/W）上部からの取り出しを行っている。

具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放出リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する貫通孔を選定し使用する構成としている。

主ラインは不活性ガス系配管（既設）を経て（D/Wベントラインは独立）、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、不活性ガス系統とは弁で隔離することで、不活性ガス系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3. 参照）。

(2) 格納容器隔離弁

格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、D/W側の主ラインに格納容器隔離弁（フィルタ装置入口第一弁（D/W側）及びフィルタ装置入口第一弁（D/W側）バイパス弁）として電動駆動弁（MO弁）を2弁設置し、その下流に格納容器隔離弁（フィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁）として電動駆動弁（MO弁）を2弁設置する構成としている。また、S/C側の主ラインに格納容器隔離弁（フィルタ装置入口第一弁（S/C側）及びフィルタ装置入口第一弁（S/C側）

バイパス弁)として電動駆動弁(MO弁)を並列に2弁設置する構成としている。

(3) フィルタ装置出口弁

フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。

1.3 弁の設置位置の妥当性(物理的位置, 他からの悪影響)

ベント開始に必要な主ラインの隔離弁(フィルタ装置入口第一弁(S/C側), フィルタ装置入口第一弁(S/C側)バイパス弁, フィルタ装置入口第一弁(D/W側)及びフィルタ装置入口第一弁(D/W側)バイパス弁, フィルタ装置入口第二弁及びフィルタ装置入口第二弁バイパス弁)の設置位置は, 弁の設置スペース, 人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。

また, 事故後の環境条件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, 主ラインの隔離弁は, 電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため, 現場において弁本体を直接操作することはできないが, 遠隔人力操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。

なお, 遠隔人力操作機構の操作場所は, 遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし, さらに, 必要な遮蔽及び空気ポンベを設置し, 作業員の被ばく低減に配慮している。

遠隔人力操作機構は, フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量, 高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため, これらの耐性を確認した。

(1) 耐放射線性について

フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は、有効性評価で確認している 19 時間ベントで約 19kGy/7 日と評価している。これに対し、配管と同エリアにある機器の積算線量は 36kGy/7 日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち、フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム）及び摺動部に使用される潤滑油は、長期的には放射線による劣化が考えられる。

ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。

また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。

(2) 耐熱性について

ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を 170℃程度（別紙 30）と評価しているが、周囲の温度が 60℃程度になるように保温を施工する設計としている。

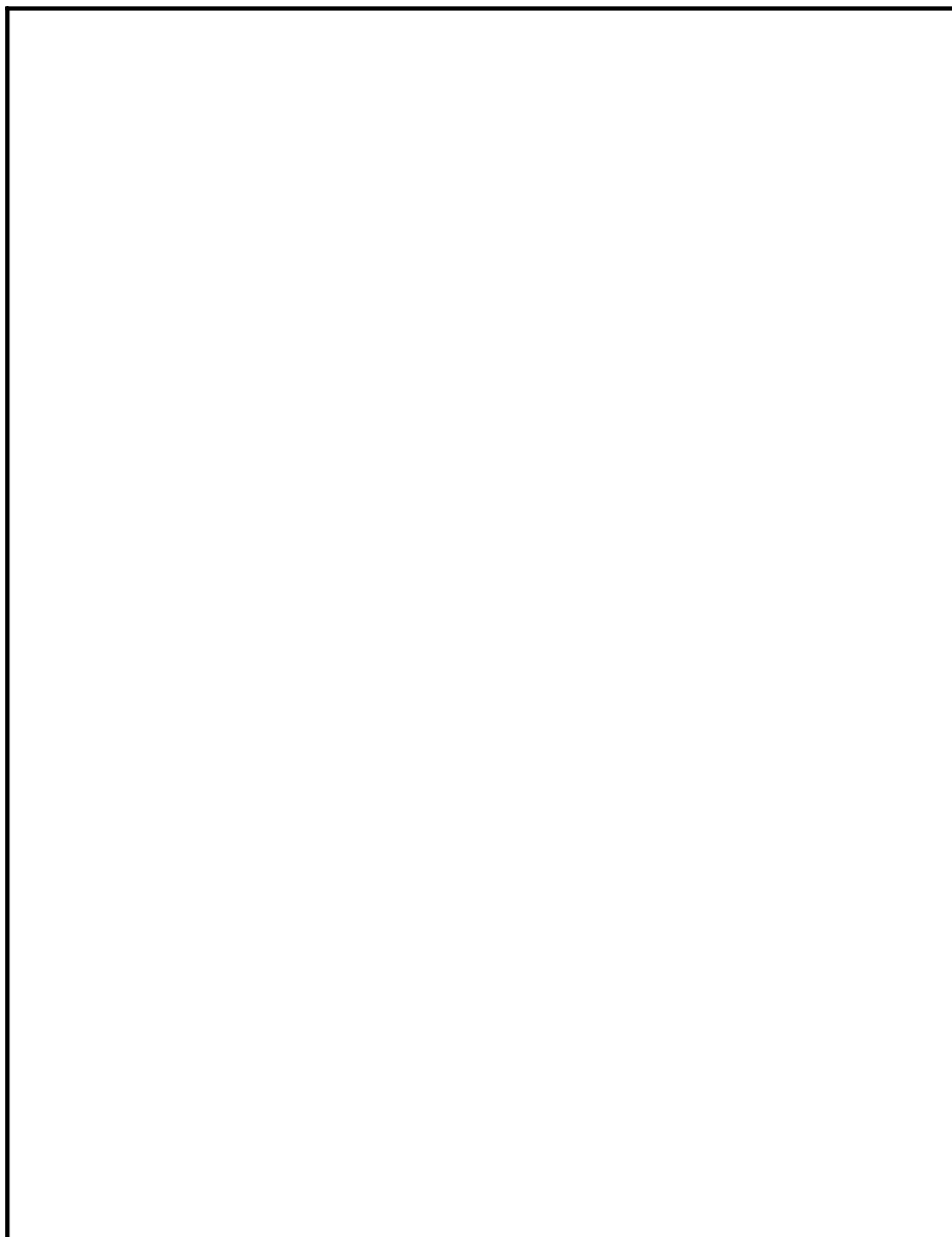
フレキシブルシャフト被覆（シリコンゴム）の耐熱温度は 200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。

よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。

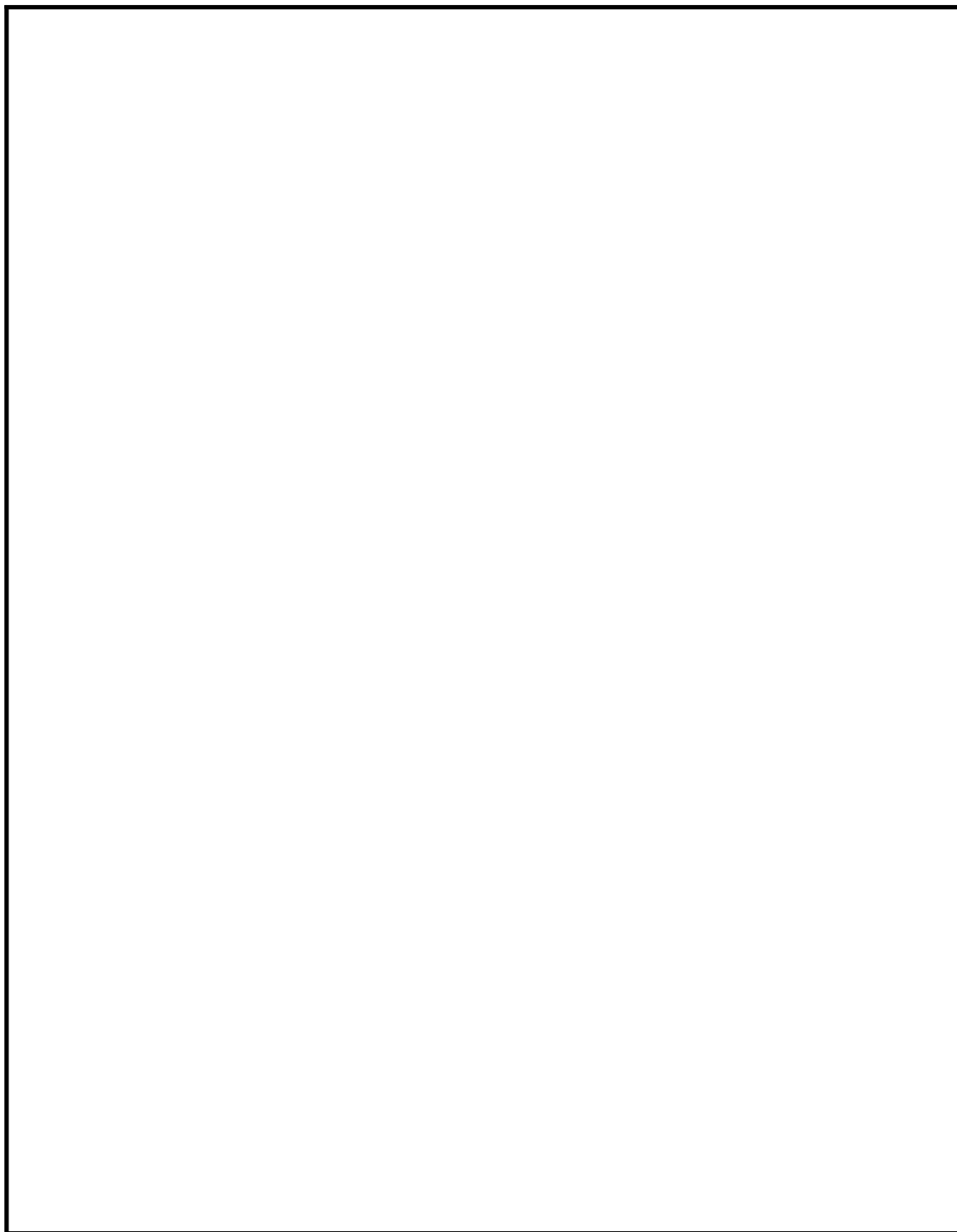
遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造を第 2 図に，主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第 3 図及び第 4 図に示す。



第 2 図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造



第 3 図 フィルタ装置入口第一弁（S / C 側）等の操作場所



第 4 図 フィルタ装置入口第二弁等の操作場所

1.4 開の確実性，隔離の確実性

(1) 開の確実性

ベント実施時は，第一弁及び第二弁の順に開弁する。第一弁及び第二弁とも交流電源で駆動する弁であり，中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。

駆動源となる電源は，通常時には非常用母線より給電しているが，重大事故等で非常用母線が喪失した場合には，重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし，高い信頼性を確保している。

また，これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は，遠隔人力操作機構により，放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること，補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。

以上のように，操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

(2) 隔離の確実性

a. ベント実施前

ベント実施前は，格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作盤をキーロックすることで誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

b. ベント実施後

ベント実施後は，格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。さらに，フィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離する。

格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離について、格納容器からの除熱機能の使用可能となり、格納容器及び格納容器圧力逃がし装置の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同様に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下の 内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.6m）を設け、遠隔人力操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（A0 弁）は，駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（M0 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また，M0 弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は，中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること，駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から，M0 弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第 1 表に示す。

第 1 表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
A0 (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ M0 弁に対して必要な電源容量が小さい 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて，空気（圧縮空気設備）が必要 ・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が困難
M0 (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 駆動源喪失時は，その状態を維持（フェイルアズイズ）する ・ 電源以外のサポート系が不要 ・ 人力による遠隔人力操作機構の設置が可能 ・ 開度調整が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・ A0 弁に対して必要な電源容量が大きい

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第2表に示す。

第2表 主ラインの弁の仕様

弁名称	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側), フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) バイパス弁	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側), フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) バイパス弁	フィルタ装置入口第二弁, フィルタ装置入口第二弁バイパス弁	フィルタ装置出口弁 (原子炉建屋側)
弁番号	F001A, F001B	F001C, F001D	F002A, F002B	F006
型式	バタフライ弁			
口径	550A	550A	550A	600A
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動
遠隔人力操作機構	有			
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)
フェイルクローズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—
設置場所	原子炉建屋1階 (二次格納施設内)	原子炉建屋1階 (二次格納施設内)	[] 内 (フィルタ装置設置エリア)	[] 内 (フィルタ装置設置エリア)
操作場所	通常時	中央制御室		
	電源喪失時	原子炉建屋附属棟 (廃棄物処理棟)1階 (二次格納施設外)	原子炉建屋附属棟 (廃棄物処理棟)1階 (二次格納施設外)	[] 内 (フィルタ装置設置エリア外)

2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持（フェイルアズイズ）する必要があることから、M0 弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリの維持のため、常時閉（NC）とし、中央制御室の操作盤をキーロックすることで誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置出口弁（原子炉建屋側）は、排気の妨げとならないよう常時開（NO）とする。

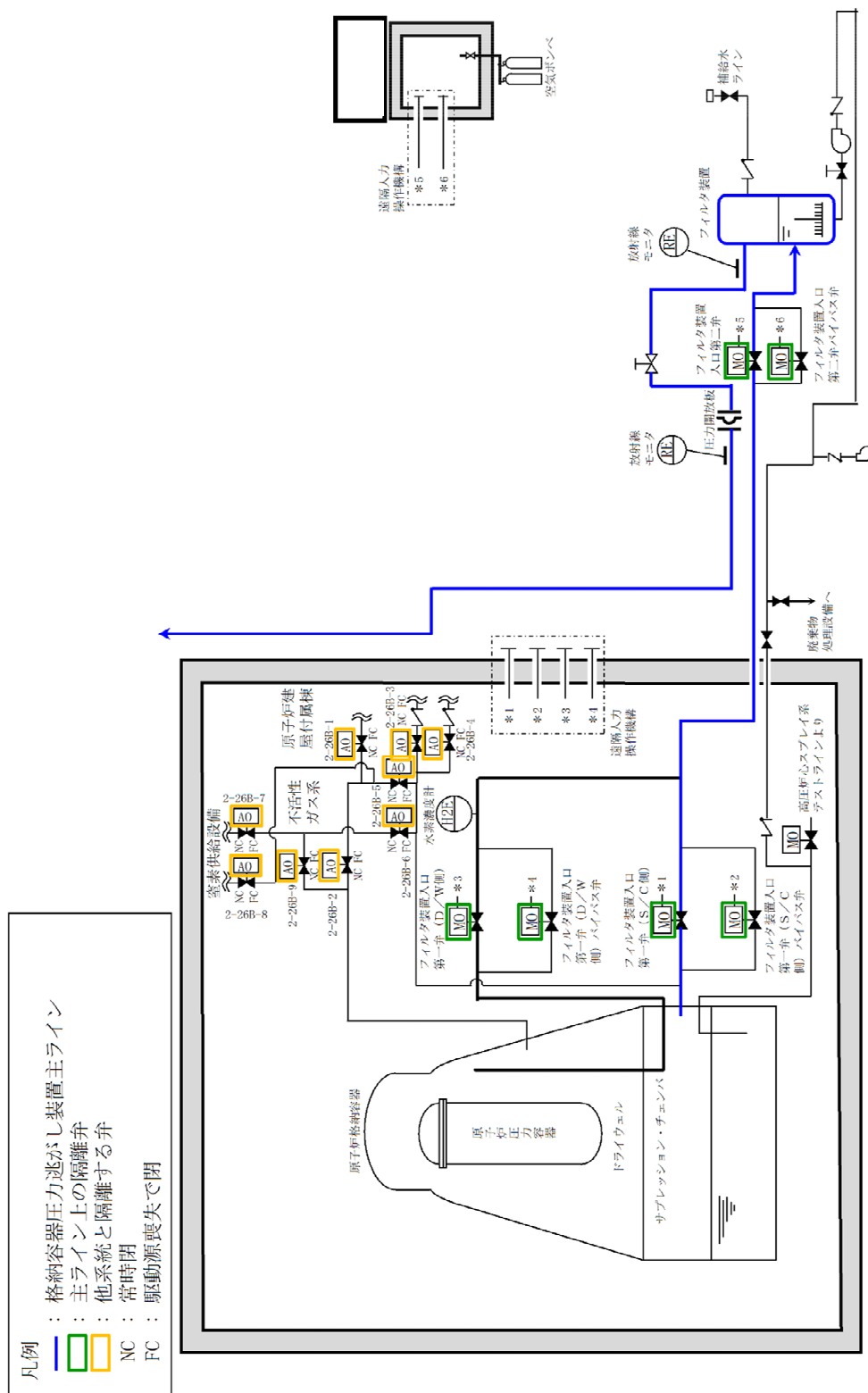
3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

格納容器圧力逃がし装置には、不活性ガス系が接続する。本系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第 3 表に、系統概略図を第 6 図に示す。

第 3 表 他系統隔離弁（格納容器隔離弁）の仕様

系統名	不活性ガス系
個数	9
弁番号	2-26B-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9
型式	バタフライ弁
駆動方式	空気駆動
口径	80A, 450A, 600A
弁の状態	常時閉 (NC)
フェイルクローズ (FC) 機能	有



第6図 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統概要図

3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する不活性ガス系と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉（NC）運用とする。

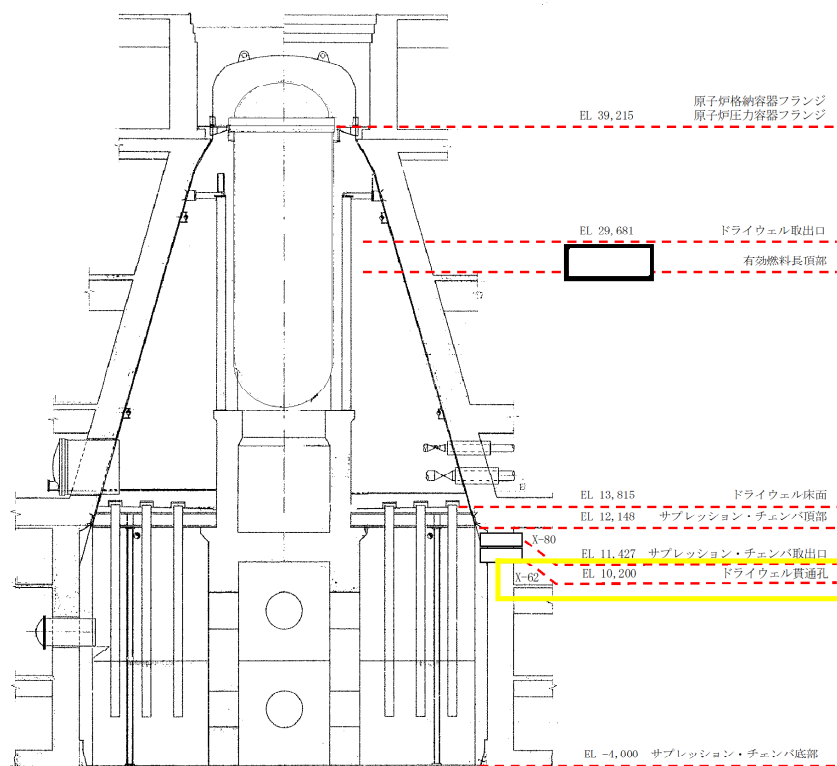
(1) 不活性ガス系との隔離

不活性ガス系との隔離は、第 6 図中 2-26B-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9 の 9 弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ（FC）機能を有し、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第7図に示す。



第7図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取出口は、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に設け、格納容器の貫通孔としては、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である貫通孔 (X-62) を選定している。

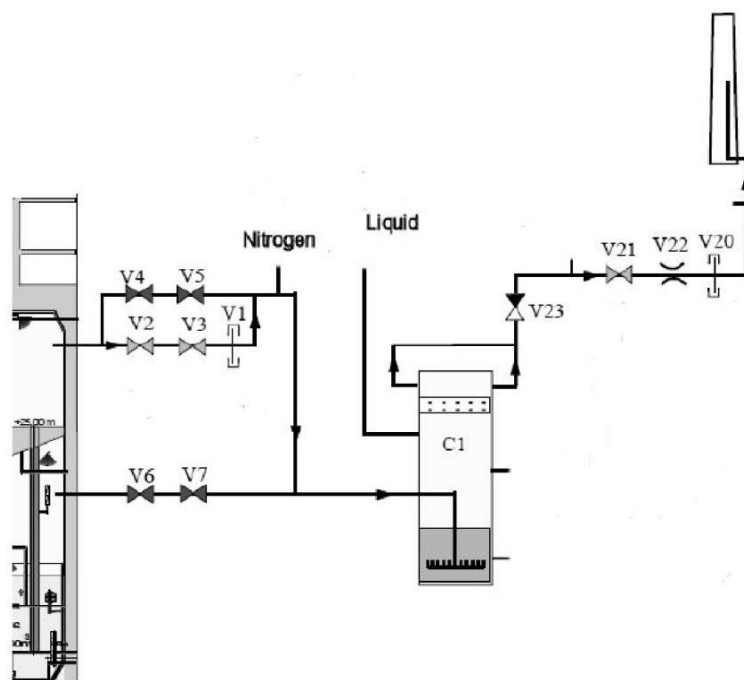
また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-80)を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置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

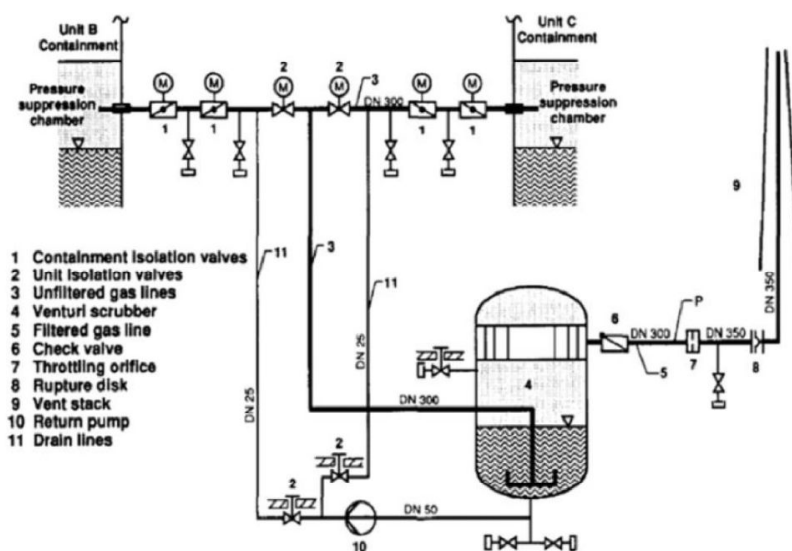
フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。



第1図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

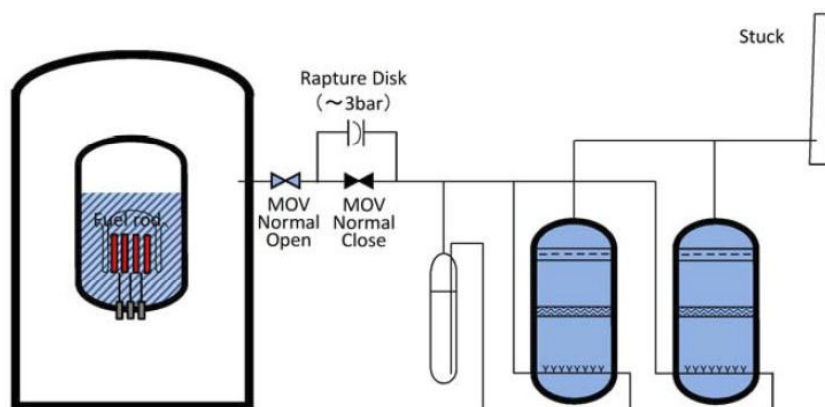
ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第2図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動駆動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動駆動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（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圧力逃がし装置の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、格納容器から2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ベントは自動的に開始される。



第3図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図（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.

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第 4 表に示す。また、評価モデルを第 4 図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の 7 日間の積算線量は約 19kGy であり、設計値の 36kGy を超えないことを確認した。

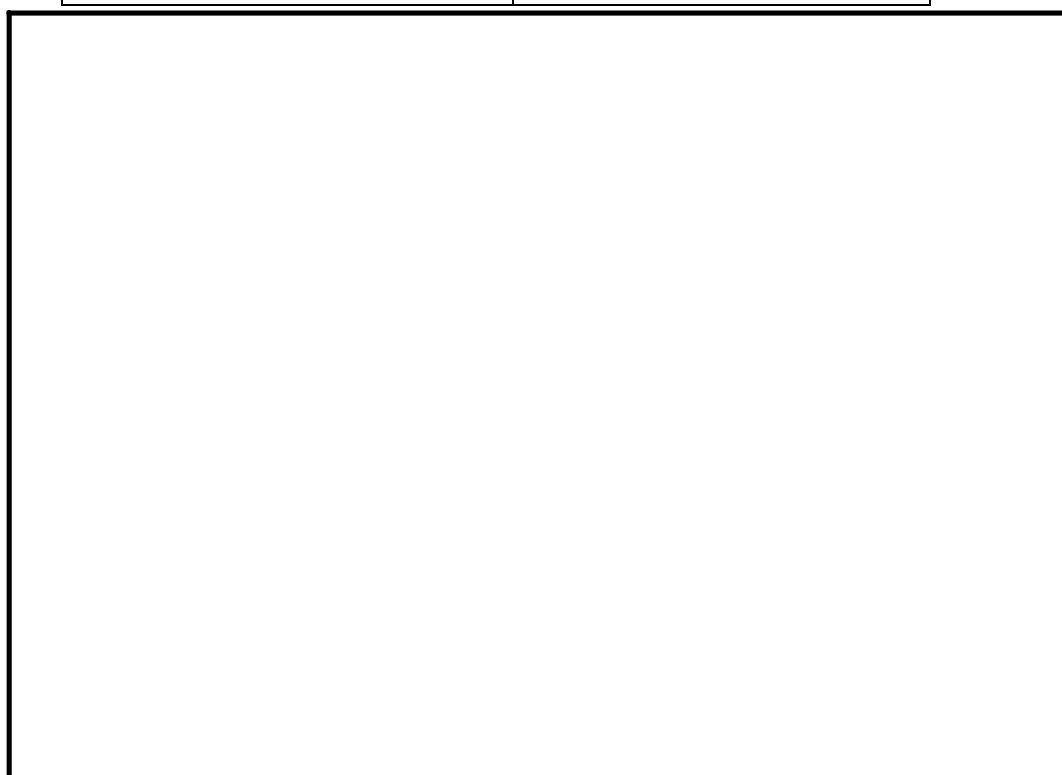
なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガスを含む)からの直接ガンマ線は、評価結果の約 19kGy と比較して 1 桁程度小さく影響は小さい。

第 4 表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	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)」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から 19 時間ベント(D/Wベント)	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に期待しない D/Wベントを選定
線源条件	総放出量の 10%の放射性物質(希ガスを除く)が均一に付着	別紙 30 参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第 5 表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は 100m と設定
評価位置	配管表面から 20cm 地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。(配管から 20cm 以上離して敷設する設計)
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第 5 表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 (cm^{-3})
0.01	1.188×10^{15}
0.025	1.956×10^{15}
0.0375	4.744×10^{14}
0.0575	2.455×10^{14}
0.085	8.101×10^{14}
0.125	2.108×10^{14}
0.225	3.437×10^{15}
0.375	2.287×10^{16}
0.575	5.195×10^{16}
0.85	2.878×10^{16}
1.25	6.738×10^{15}
1.75	6.806×10^{14}
2.25	4.476×10^{14}
2.75	1.058×10^{13}
3.5	6.899×10^8
5.0	1.532×10^3
7.0	1.764×10^2
9.5	2.030×10^1



第 4 図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。

発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約 0.2%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。

フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約 0.02%と評価される。一方、出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約 0.2%と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。

出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。

一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。

以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。

(参考) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について

格納容器圧力逃がし装置の各運転モード（系統待機時，ベント開始時，ベント停止後）における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。

1. 系統待機時

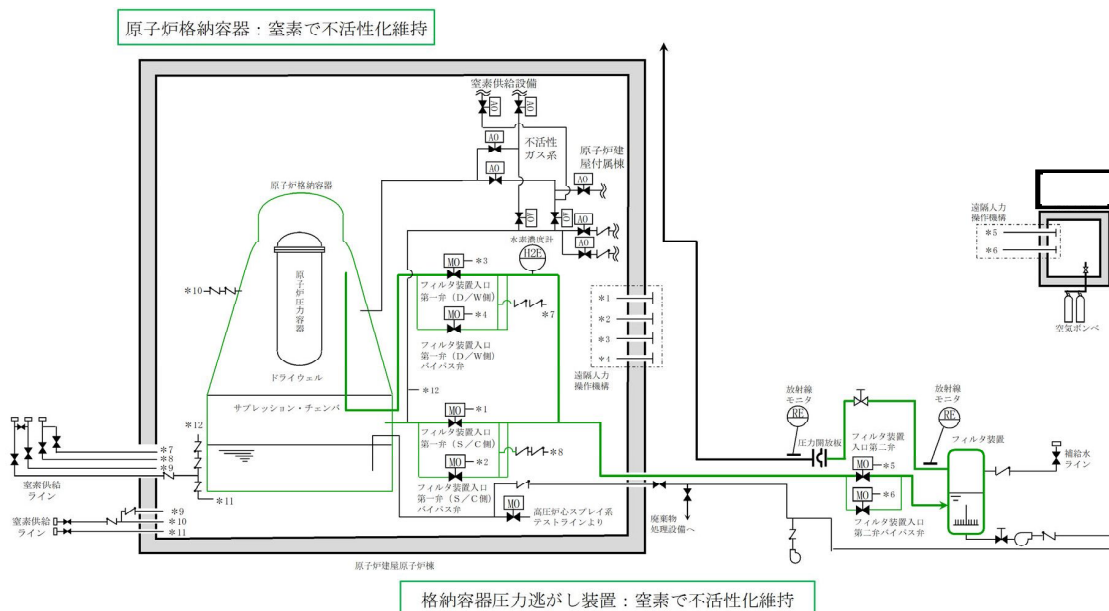
(1) 系統状態

系統待機時においては，格納容器隔離弁が閉止されており，隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。

系統待機時の状態を第1図に示す。

(2) 水素濃度

系統待機状態においては，系統内への水素流入はなく，また，系統内における水素発生はない。



第1図 系統待機時の状態概要図

2. ベント実施時

(1) 系統状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、系統の初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、系統全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

(2) 水素濃度（ベント実施時）

格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約0.2%となる。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ}$$

$$- \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{値}^{(\text{分子}/100\text{eV})} / 100 / (1.602 \times 10^{-19})^{*1}$$

$$/ (6.022 \times 10^{23})^{*2} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times \text{放射線吸収割合}$$

$$\text{水素濃度} = \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100$$

Q : 崩壊熱 (MW)

※1 $1\text{eV}=1.602\times 10^{-19}[\text{J}]$

※2 アボガドロ数 6.022×10^{23}

以上の式に事故発生7日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。

- ・格納容器圧力はベント実施時の圧力として200kPa [abs] とする。
- ・格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は1.0 とする。
- ・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約10MW とする。

$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= 10 \times 1,000 / (2706.24 - 251.15^{*3}) \times 1,000 / 18 \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 18247.8 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

※3 飽和水比エンタルピは60°C条件とする。

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= 10 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \\ &\quad \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1.0 = 33.44 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\text{水素濃度} = 33.44 / (18247.8 + 33.44) \times 100 = \text{約}0.2\%$$

次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。

その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約0.2%となる。

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 500kW を想定する（設計条件）。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量の G 値は 0.4 とする。
- ・放射線吸収割合は 1.0 とする。

$$\text{水蒸気発生量} = 0.5 \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18$$

$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 992.65 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$$

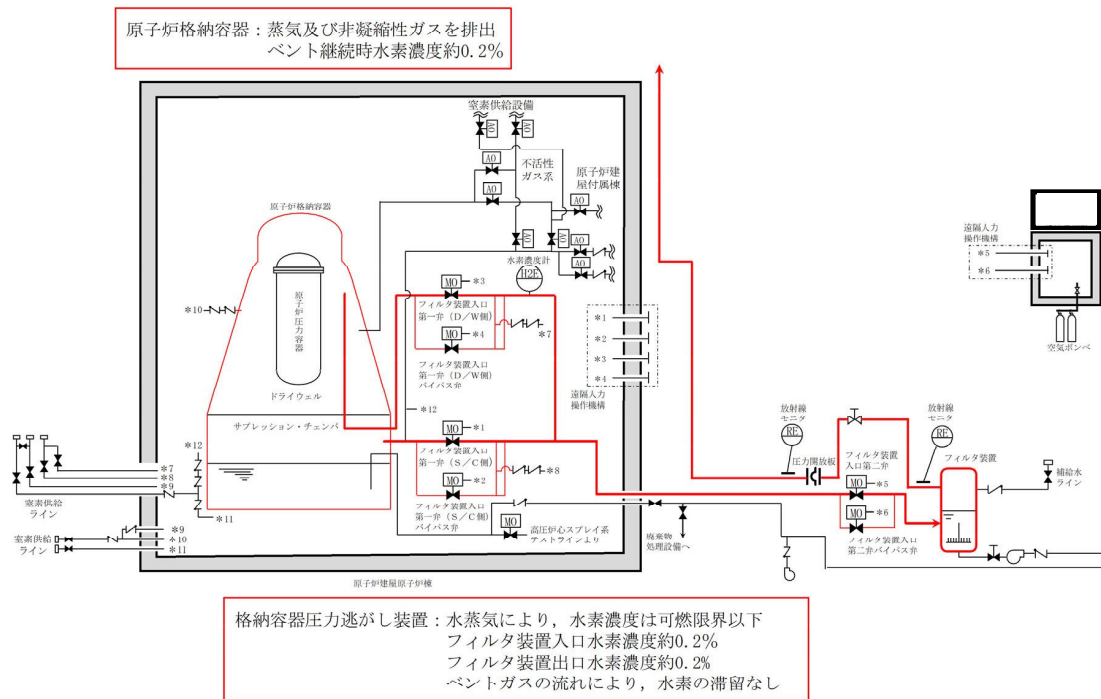
$$\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素濃度} = 1.67 / (992.65 + 1.67) \times 100$$

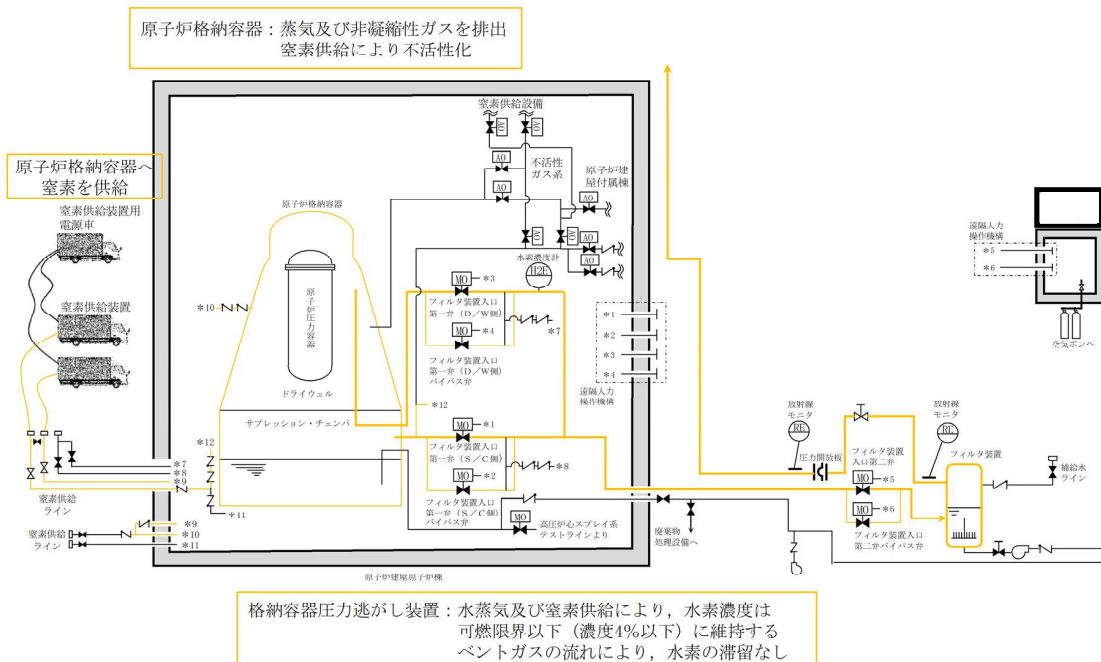
$$= \text{約} 0.2\%$$

(3) 水素濃度（ベント停止前，窒素供給時）

窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は約 0.2%を上回ることはない。



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への空素供給状態概要図

3. ベント停止後

(1) 系統状態

ベント停止後，可搬型窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで，系統内の水素を希釈，掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため，フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない。スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより，大気開放端から掃気される。また，フィルタ装置出口側については，スクラビング水が飽和状態にある場合は，水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至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。

(2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）

フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について，窒素供給量，水素発生量の割合から求める。その結果，水素濃度は約 0.02%となる。

なお，フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \left(\frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100 \\ & / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times \\ & 3600 \end{aligned}$$

入口配管内への水素流量 = フィルタ装置内水素発生量

× ガス入口配管断面積 / フィルタ装置断面積

水素濃度 = 入口配管への水素流入量

／ (入口配管への水素流入量 + 窒素供給量) × 100

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する。（格納容器圧力逃がし装置設計条件）
- ・放射線吸収割合は1.0とする。
- ・窒素供給量は $200\text{m}^3 [\text{N}]/\text{h}$ 、不純物濃度は1%未満のため無視する。

$$\begin{aligned} \text{フィルタ装置内水素発生量} &= 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{入口配管内への水素流量} &= 1.67 \times 0.144 / 9.1 \\ &= 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素濃度} &= 0.026 / (0.026 + 200) \times 100 \\ &= \text{約}0.02\% \end{aligned}$$

(3) 水素濃度（フィルタ装置～大気解放端）

格納容器への窒素供給時の水素濃度については、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.2%以下となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は2.(2)に示した式を用いて計算する。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

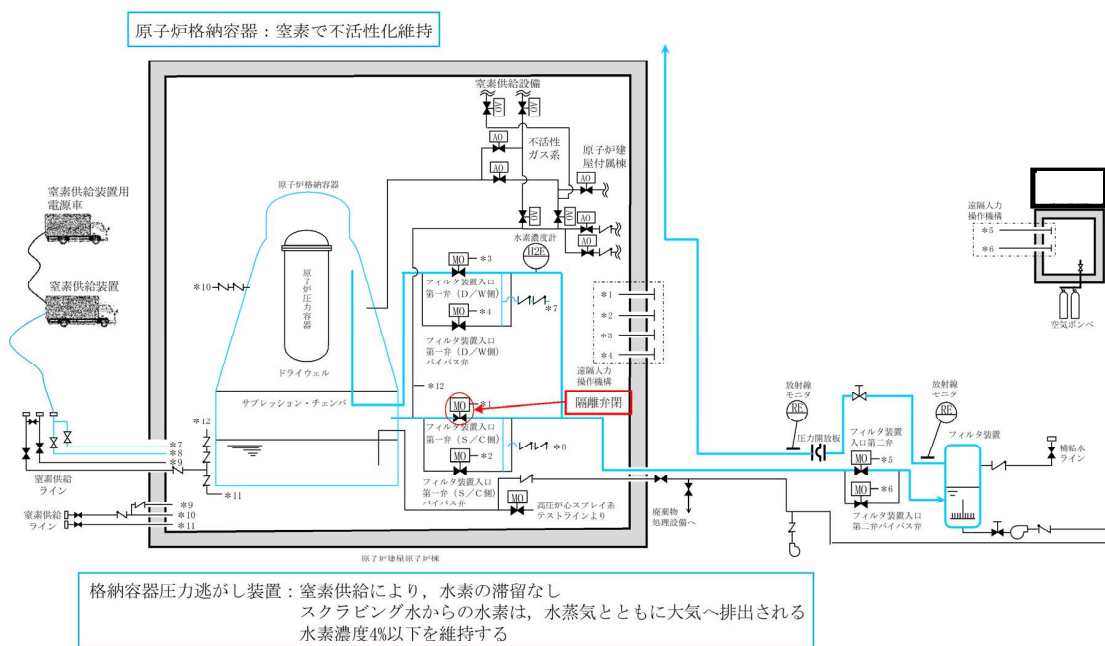
- ・フィルタ装置出口が解放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。

- ・ 崩壊熱は Q とする。
- ・ 窒素供給は考慮しない。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1985.3 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 3.344 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素濃度} = 3.344Q / (1985.3 + 3.344) Q \times 100 = \text{約} 0.2\%$$



第 4 図 ベント停止後状態概要図

4. 評価の保守性について

各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。

G値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 0.40 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。

実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 0.27 分子/100eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。

水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。

以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものと考えられる。

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、災害対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等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等については、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。

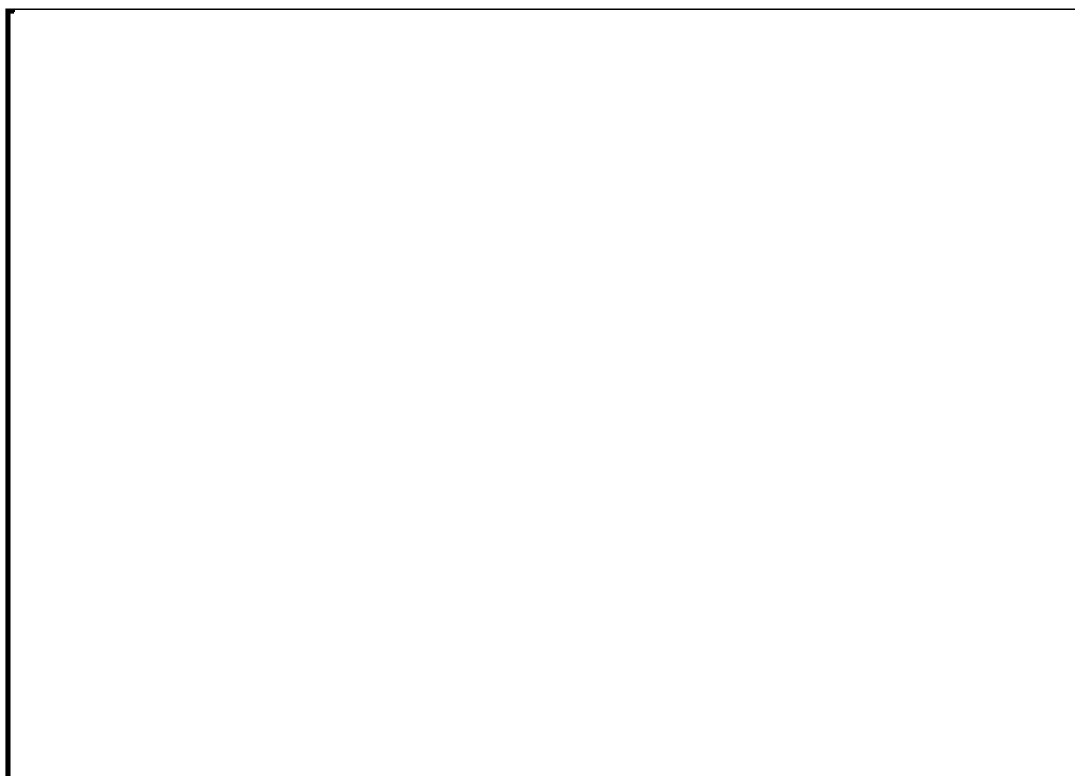
(2) 必要要員数

災害対策本部（全体体制）の要員は 111 名であるが、8 名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は 103 名である。プルーム通過時の必要要員である 72 名は緊急時対策所又は中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の 31 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、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。原子力事業所災害対策支援拠点の候補として 6 施設あり、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 10km～20km 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 6 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（放水口）から緊急時対策所へ第 1 図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 24 分である。



第 1 図 放水口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・プール水位通常水位+6.5m 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）（代替循環冷却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第 1 表に示す。

第 1 表 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	S/P 水位通常水位+4.0m	約 12 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.0m	約 15 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後

第1表に示すとおり，発電所構外への一時退避については，移動開始からベント操作まで約7.5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，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4.5時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，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退避する。

第2表及び第2図に示すとおり，プルーム通過時の屋内待避期間（評価上5時間）において，実施する必要が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。

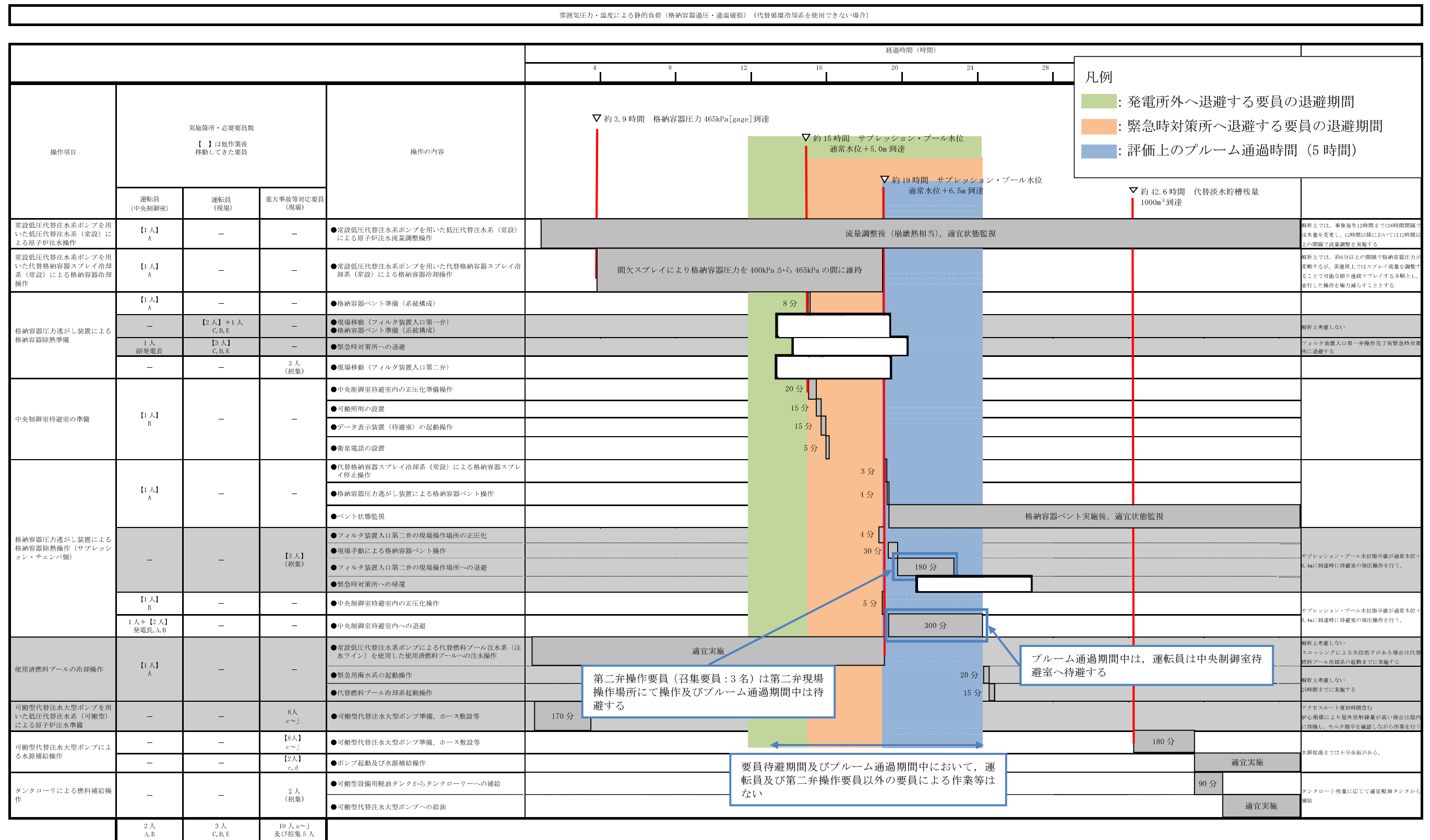
第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

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	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	代替淡水貯槽の水を使用	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 4.3vol%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4.3vol%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）（代替循環冷却系を使用する場合）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 4.3vol%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。



第2図 待避時及びプ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）（代替循環冷却系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

エアロゾルの保守性について

(1) 格納容器圧力逃がし装置の設計条件について

格納容器圧力逃がし装置の設計条件としては、エアロゾル移行量を 400kg に設定している。(別紙 2)

(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について

a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について

ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして格納容器圧力逃がし装置に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す MAA P 解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。

(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL 部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。

(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL 部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価

となる。

- (c) 東海第二発電所では、M C C I 対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。(別紙38)

b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価では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。第1表より、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1.7kgであるが、格納容器圧力逃がし装置で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る400kgである。

第1表 静的負荷シーケンスにおけるF Pエアロゾル移行量

放出する系統	F Pエアロゾル移行量
S/Cベント	約0.001kg
D/Wベント	約1.7kg

希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価

- (1) 格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。

そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チェンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5m に到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。

この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事象発生後約 19 時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。

ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から 19 時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウェル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となる Cs-137 放出量を対象に、事象発生後約 19 時間後にサプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。

(2) 評価ケース

a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19 時間ベント）

格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+

6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サブプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第 1 図に示す。

b. ドライウエル側からのベントケース (34 時間ベント)

a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第 2 図に示す。

MAAP 解析の結果、ドライウエル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約 34 時間時点で格納容器圧力が限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達する結果となったことから、約 34 時間後にドライウエルベントを実施した。

(3) 評価結果

サブプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を 1 として規格化した場合のドライウエル側からのベントケースの放出量の相対値を第 1 表に示す。

第 1 表 ドライウエルベントケースにおける希ガス及び Cs-137 放出量

評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サブプレッション・チェンバ側からのベント	約 19 時間	1	1
ドライウエル側からのベント	約 34 時間	約 0.80	約 1.76×10^4

希ガスの放出量はサブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウエル側からのベントケースは約 0.8 倍であり、希ガスの減衰効果は限定

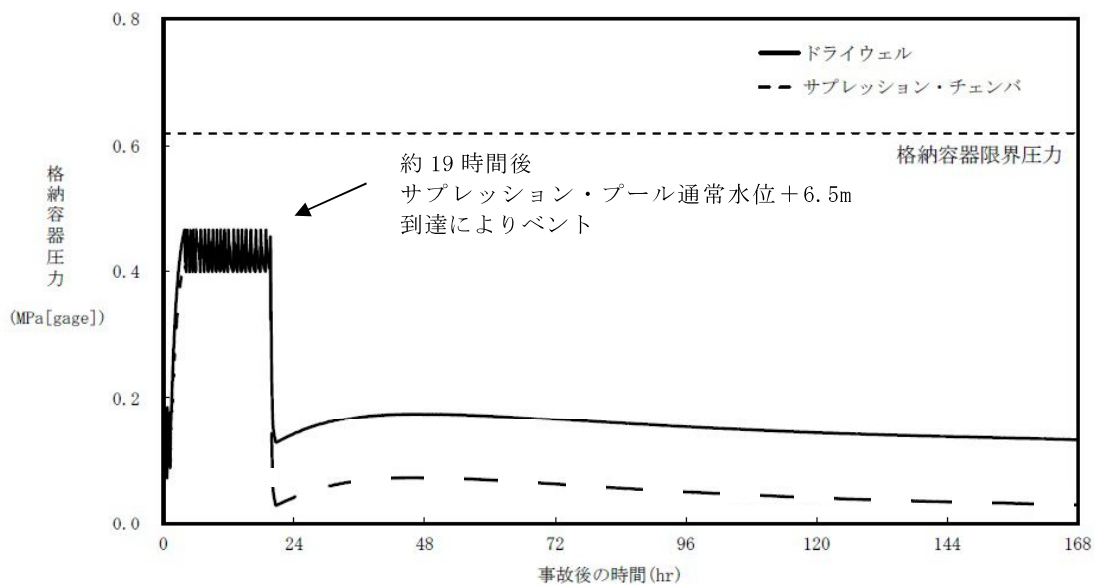
的となっている。これは、第 3 図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から 12 時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生 19 時間後から 34 時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

Cs-137 の放出量に関しては、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウエル側からのベントは約 1.76×10^4 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウエル側からのベントの場合、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してサブプレッション・プール水でのスクラビング効果が得られなくなるためである。

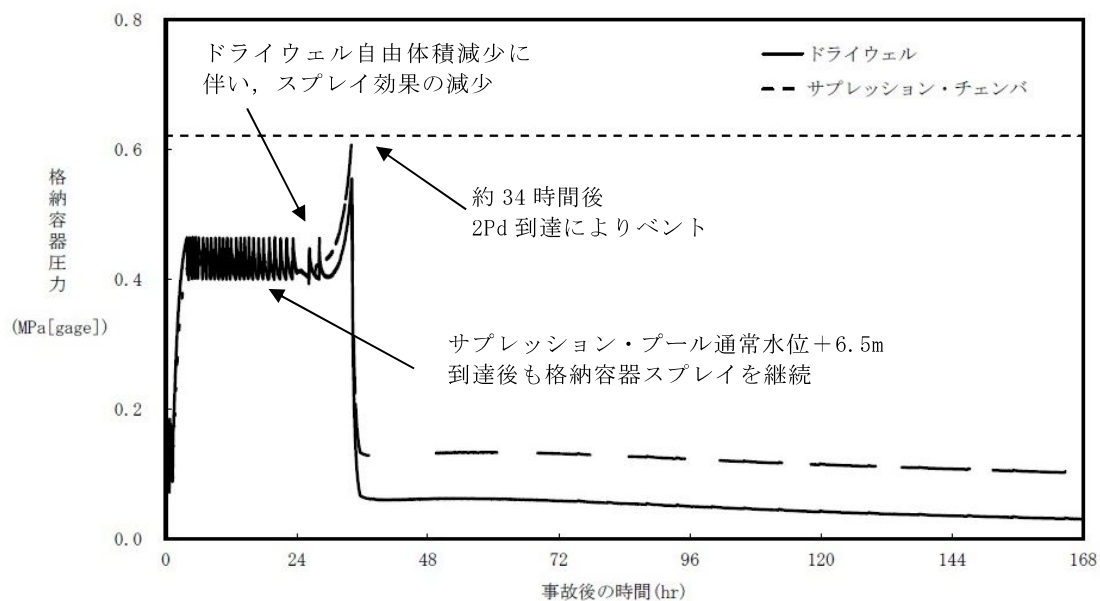
なお、本評価では、ドライウエル側からのベント時のベントガス流量をサブプレッション・チェンバ側と同じ 13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において) として評価を行っているが、8.1kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において) とした場合でも上記の傾向は同様である。

(4) まとめ

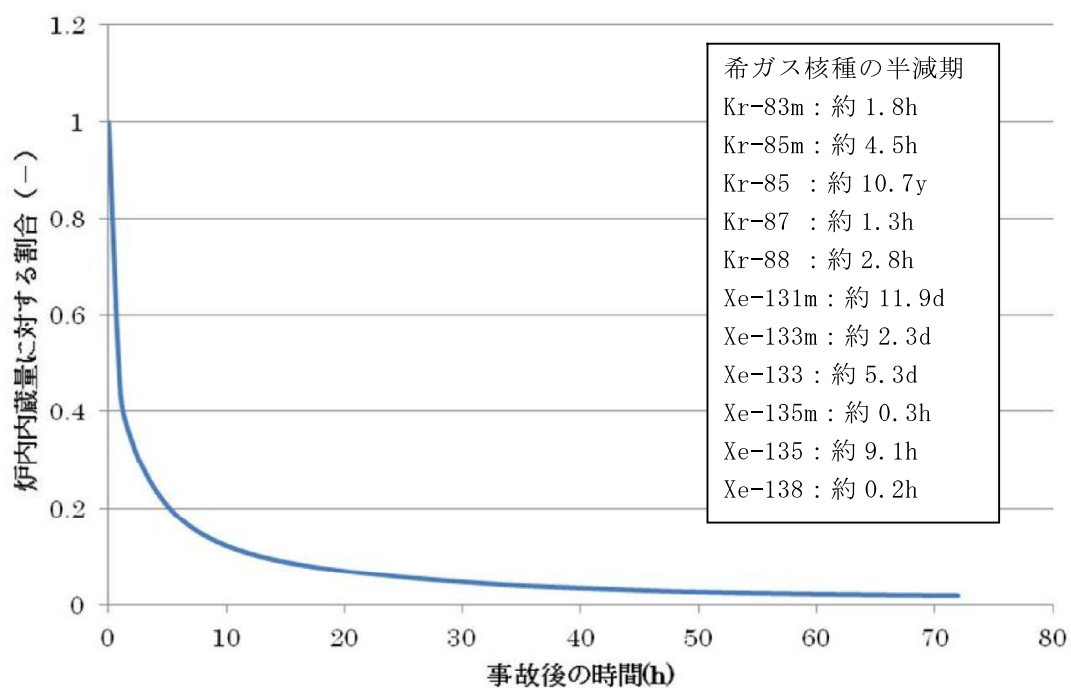
上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウエル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サブプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサブプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。



第 1 図 サプレッション・チェンバ側からのベント (19 時間ベント)
の格納容器圧力推移



第 2 図 ドライウエル側からのベント (34 時間ベント)
の格納容器圧力推移



第 3 図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化（核種合計）

コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について

MCCI 発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO₂が発生する。また、この水蒸気やCO₂が、溶融炉心中のZrと反応し、H₂及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり溶融炉心内を上昇する間に、溶融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、溶融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する^{※1}。

これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO₂の他に微量の[] [] が含まれているが、水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に溶融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も発生しない。

※1 D. A. Powers, J. E. Brockmann, A. W. Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.

格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を格納容器へ移送し、気中保管する。

なお、「別紙 10」に記載のとおり、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクをさらに低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。

また、「別紙 9」に記載のとおり、金属フィルタに捕集した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れがない状態においても、崩壊熱に伴う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。

よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 11」に記載のとおり、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が起こるが、スクラビング水を格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置出口配管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。

ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について

格納容器圧力逃がし装置の放出高さ（原子炉建屋屋上放出，排気筒放出）の違い（補足 1 参照）による被ばくへの影響を評価した結果，以下に述べるとおり有意な影響はないことを確認した。

(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響

炉心損傷前のベント実施時における，非居住区域境界外の実効線量は，原子炉建屋屋上放出（地上放出）では約 0.16mSv，排気筒放出では約 0.019mSv であり，判断基準（5mSv）に対して十分余裕がある値となっている（補足 2 参照）。

(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響

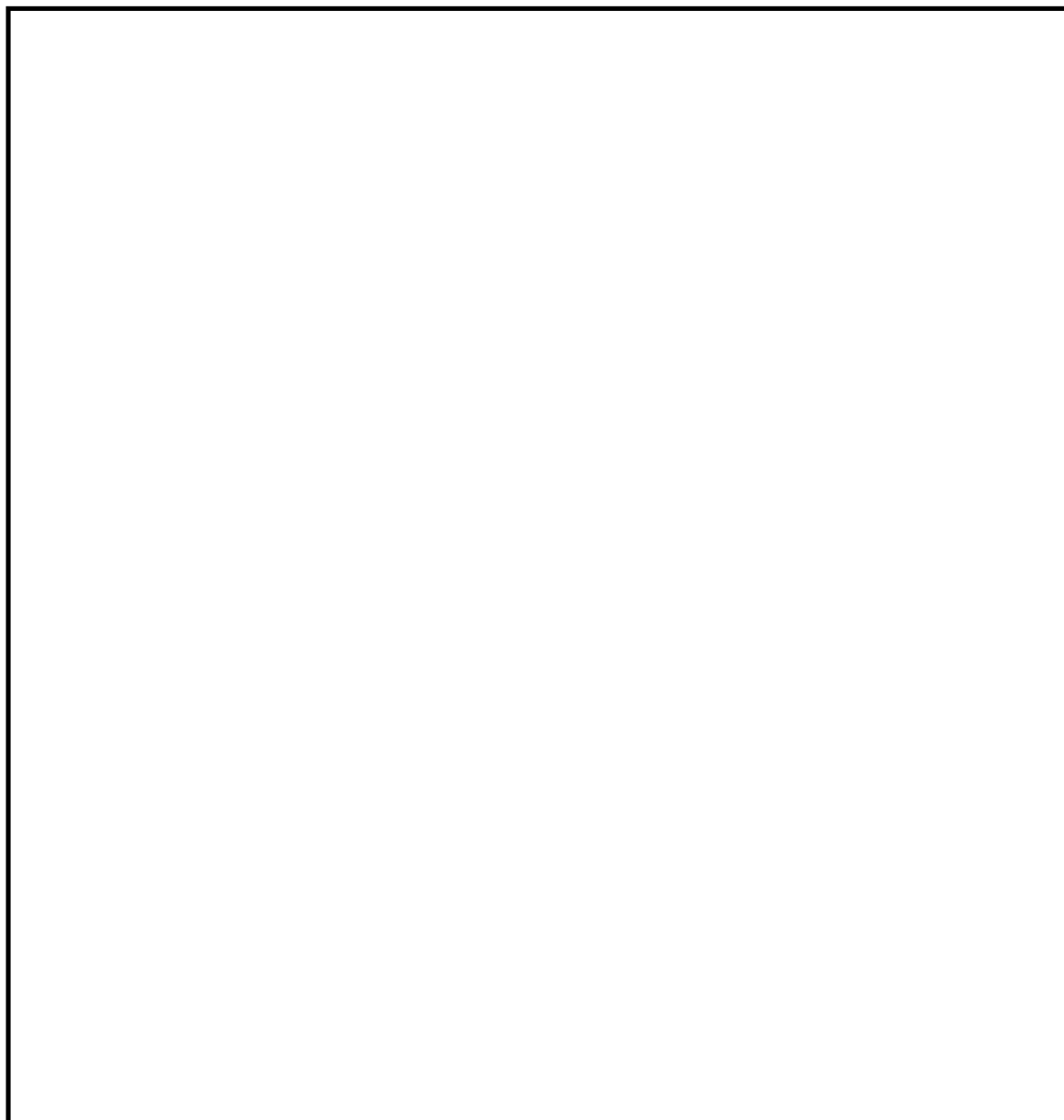
炉心損傷後のベント実施時における $Cs-137$ の放出量は，判断基準である 100TBq を十分下回る値となっているが，セシウムによる長期土壌汚染の観点から，遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評価した。その結果，排気筒放出に比べ，風下距離 5km～30km で約 1.1 倍～約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した（補足 3 参照）。

さらに，発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる 3次元移流拡散コードによる評価においても，同等の結果が得られた（補足 4 参照）。

また，ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建屋屋上放出，排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い，放出高さの違いによる影響は小さいことを確認した（補足 5 参照）。

補足 1 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係
について

格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び非常用ガス処理系排気筒の屋外配管の位置関係を第 1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置排気口は原子炉建屋南側屋上（地上約 55m）付近に設置しており，非常用ガス処理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140m の位置にある。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

補足 2 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響

(非居住区域境界周辺への影響)

格納容器圧力逃がし装置によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器圧力逃がし装置の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第 1 表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。

放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約 0.16mSv、排気筒放出とした場合約 0.019mSv と評価され、5mSv に対していずれも十分余裕がある。

また、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム（以下「AREDES」という。）を用い、格納容器圧力逃がし装置からの放出（原子炉建屋屋上放出）を想定した大気拡散評価から実効線量を計算した結果を第 1 表に示す。また、AREDESの入力条件、評価位置等は、第 2 表及び第 2 図に示す。なお、AREDESの詳細については補足 4 に示す。

AREDESによるシミュレーションの結果においても、実効線量は約 0.08mSv であり、5mSv に対して十分余裕がある。

第 1 表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較

項 目	建屋屋上放出 ^{※1}	排気筒放出	AREDESによる 評価 ^{※3}
放出高さ (m)	0 (地上)	95~115 (排気筒)	57 (原子炉建屋屋上)
風向風速 データ	地上風 (地上高 10m)	排気筒風 (地上高 140m)	2005 年度の平均風速 から気流計算
評価方位	NW	W	W
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.1×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}
相対濃度 (s/m ³)	約 3.1×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}
実効線量 ^{※4} (mSv)	約 0.16 ^{※2}	約 0.019	約 0.08

※1 申請書ではベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。

※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量

※3 AREDESを用いて、原子炉建屋屋上のベント放出位置（地上 57m）からの放出を評価

※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約 1.5×10^{14} Bq（ガンマ線 0.5MeV 換算値）、よう素の放出量は約 2.3×10^{11} Bq（I-131 等価量）

第 2 表 AREDES への主な入力条件(周辺監視区域境界)

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向	排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	周辺監視区域境界を評価点として設定



第 2 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図(周辺監視区域境界)

補足 3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響

(遠距離地点への影響)

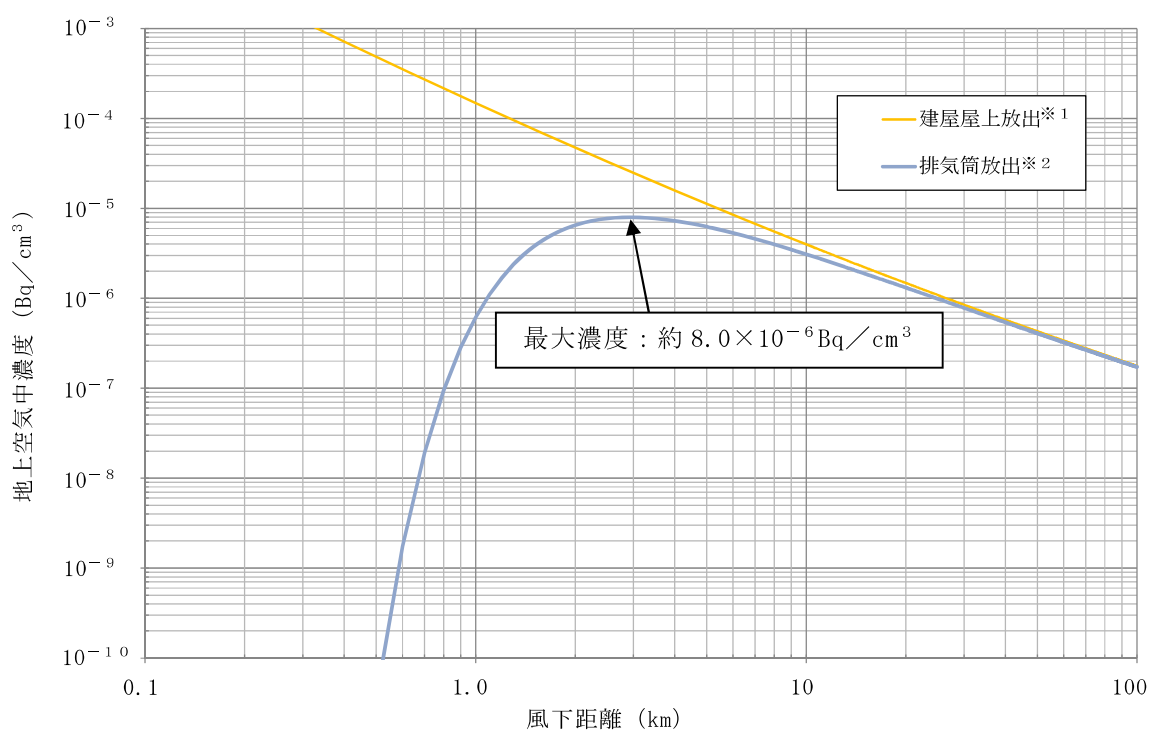
格納容器圧力逃がし装置は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で 5km, 10km, 20km, 30km 地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。

土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第 3 表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第 3 図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向ごとに求めた値の平均値 (105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上 (0m) とし、大気安定度は中立、風速は 1m/s、放出率は 1Bq/s とした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離 5km では約 1.7 倍、10km では約 1.3 倍、20km では約 1.2 倍、30km では約 1.1 倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。

なお、格納容器圧力逃がし装置での放射性物質の低減効果 (粒子状物質で 1/1000) を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。

第 3 表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

風下距離	建屋屋上 (Bq/cm ³)	排気筒 (Bq/cm ³)	備 考 (屋上：排気筒)
5km	約 1.1×10 ⁻⁵	約 6.3×10 ⁻⁶	1.7 : 1
10km	約 4.0×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	1.3 : 1
20km	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.3×10 ⁻⁶	1.2 : 1
30km	約 8.4×10 ⁻⁷	約 7.8×10 ⁻⁷	1.1 : 1



第 3 図 風下距離による地上空气中濃度の変化

※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m

補足 4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

a. AREDESについて

放出高さの違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードであるAREDESを用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数（相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ））を評価し、放出高さの違いによる拡散効果への影響を評価した。

b. AREDESへの入力条件について

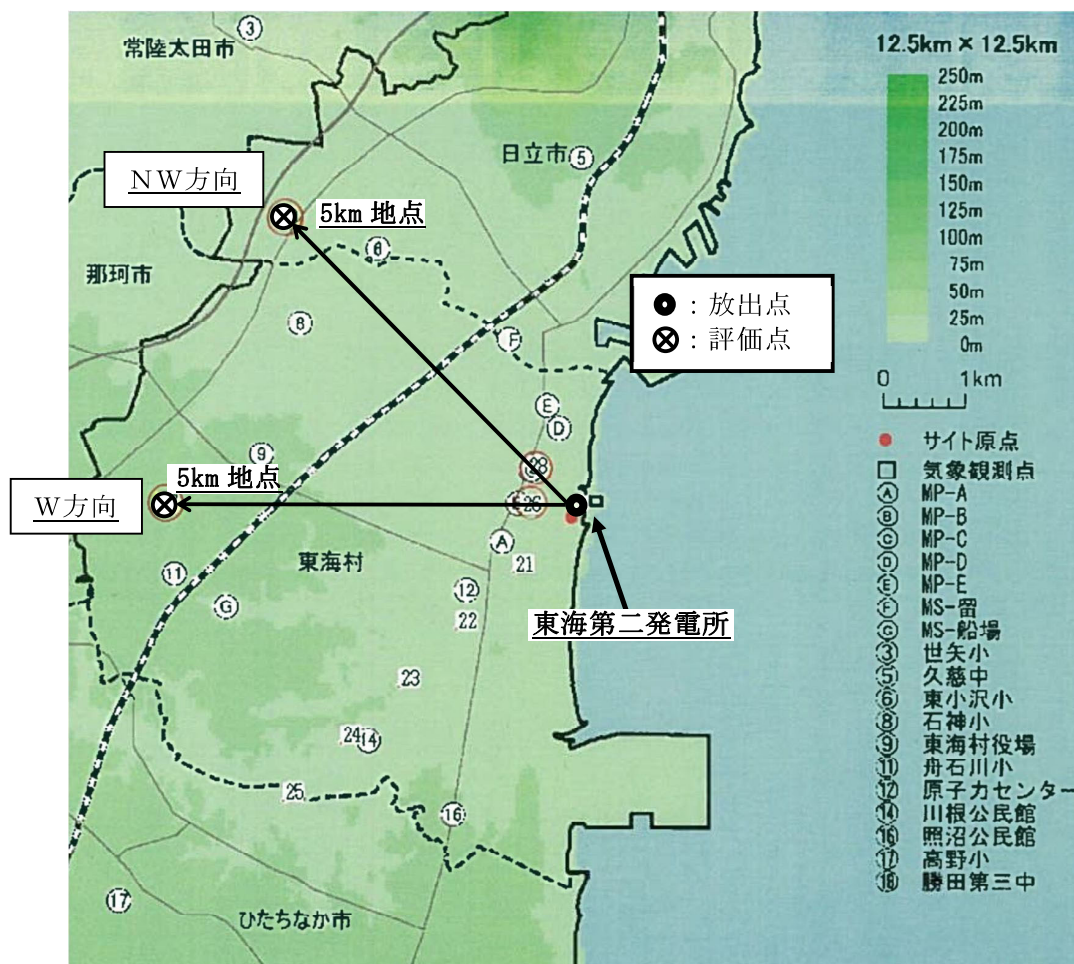
東海第二発電所における放出高さの違いによる拡散効果の影響を確認するために、原子炉建屋屋上（格納容器圧力逃がし装置排気口）及び排気筒の2つの放出高さを設定した。

拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件（風向、風速、大気安定度）を入力条件として評価を行った。なお、AREDESは地形影響を考慮できるため、放出高さは実際の放出位置を設定した。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第4図に示す。

第 4 表 AREDES への主な入力条件 (放出点から 5km 地点)

項目	評価条件	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向, S E 方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出 : 地上 57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
	排気筒放出 : 地上 140m	非常用ガス処理系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 5km	放出点から W 方向の遠距離地点 (5km) に設定
	NW 方向 : 5km	放出点から NW 方向の遠距離地点 (5km) に設定



第 4 図 AREDES 評価画面を基にした評価位置図 (放出点から 5km 地点)

c. AREDESによる評価結果

AREDESによるシミュレーション結果を第5表に示す。

気象指針に基づいた評価と同様，遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく，その差は約2倍～3倍となった。

第5表 遠距離地点の χ/Q 及び D/Q の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上：排気筒
W方位 5km	χ/Q (s/m^3)	2.1×10^{-6}	9.0×10^{-7}	2.3 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	9.1×10^{-20}	5.6×10^{-20}	1.6 : 1
NW方位 5km	χ/Q (s/m^3)	1.7×10^{-6}	6.4×10^{-7}	2.7 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	1.0×10^{-19}	5.2×10^{-20}	1.9 : 1

d. AREDESの評価結果の妥当性について

AREDESによる大気拡散評価結果の妥当性について，気象指針の基本拡散式に基づく大気拡散評価結果との比較を行い確認した。評価条件は，第6表に示すとおりとし，排気筒放出におけるW方向の周辺監視区域境界を評価点における相対濃度の評価を行った。その結果，第7表に示すとおりAREDESによる評価結果が気象指針に基づく評価結果と同等であり，AREDESの評価結果が妥当であることを確認した。

また，AREDESについては，以下の参考図書にトレーサ拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証結果が示されている。参考図書1には，米国にて実施された屋外におけるトレーサ拡散実験との比較が行われており，風下距離10km以内において非常に良い相関となっていることが記載されている。また，参考図書2には，緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシス

テム (SPEEDI) との比較検証を実施した結果, AREDES は SPEEDI の評価結果に対して外部線量は 0.8 倍～3.1 倍, 甲状腺線量は 0.4 倍～1.3 倍と記載されている。

参考図書 1: N. Suzuki, K. Sugai, K. Hayashi, M. Suzuki, H. Suwa, Y. Kato, F. H. Liu, and S. Kodama: Construction of System for Environmental Emergency Dose

(注) 本参考図書 1 は DIANA コードに関するものであるが, DIANA, AREDES とともに電力共通研究の成果を用いており同一のコードである。よって, 本参考図書 1 は AREDES にも適用可能である。

参考図書 2: Masatoki Suzuki and Yoshitaka Yoshida: Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents

第 6 表 評価条件

項目	AREDES	気象指針	備考
風速	地上 10m : 3.1m/s 地上 81m : 5.1m/s 地上 140m : 5.4m/s	地上 140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間 (2005 年度) の平均風速から設定
風向	E 方向	E 方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D 型 (中立)	D 型 (中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間 (2005 年度) で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	地上 140m (排気筒高さ)	115m ^{※1} (放出源有効高さ)	非常用ガス処理系の放出位置から設定
評価地点	W 方向 : 530m	W 方向 : 530m	放出点から W 方向の周辺監視区域境界までの距離

※1 風洞実験結果に基づく放出源有効高さ

第 7 表 排気筒放出における大気拡散評価結果

相対濃度	AREDES	気象指針
χ / Q (s/m ³)	約 1.8×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}

補足 5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いによる影響

ベント実施に伴う敷地内作業（S/Cからのベント実施時の第一弁開操作，第二弁開操作，スクラビング水補給及び窒素供給作業）の作業員被ばくについて，格納容器圧力逃がし装置の放出位置を原子炉建屋屋上放出，排気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い，放出高さの違いによる影響を確認した。評価結果を第8表に示す。

ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては，非常用ガス処理系が起動する前（事象発生～2時間後）までに，炉心損傷に伴い原子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を占めている。このことから，格納容器圧力逃がし装置の放出位置の違いによる，ベント（事象発生 19 時間後）に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの影響は小さい。

なお，被ばく評価に当たっては，気象指針に基づき保守的な気象条件で評価を行っているが，現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなると考えられる（参考参照）。

第8表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果

（S/Cからのベント実施時）

作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考
弁開 操作時	第一弁操作	約 36mSv	約 36mSv	ベント実施前作業
	第二弁操作	約 18mSv	約 15mSv	ベント実施時作業
スクラビング水補給 及び窒素供給作業		約 3.3mSv/h	約 3.3mSv/h	事象発生から7日後の作業

参 考

現実的な気象条件における評価について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式（相対濃度の場合）により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m^3)

δ_i : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき $\delta_i = 1$

時刻 i において風向が海に向う方位にあるとき $\delta_i = 0$

気象指針に基づいた保守的な気象条件 (97%相当値) と現実的な気象条件 (中央値) で評価した相対濃度、相対線量を第 9 表に示す。保守的な評価結果に比べ現実的な評価結果は 1/2 程度となった。

第 9 表 保守的及び現実的な評価結果

	気象指針に基づく 保守的な評価	現実的な評価
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 2.3×10^{-19}
相対濃度 (s/m^3)	約 2.9×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}

スクラビング水の pH について

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

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

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

(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

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

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

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

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

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

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

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、ベン

ト時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

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

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出されるものとして、 [] [] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

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

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

NUR E G - 1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUR E G / C R - 5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時（事象発生から約19時間後）には mol、7日後には mol、60日後には molとなる。

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

ここで、

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

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

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

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

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

molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと見込み、また弱酸のため、酸性物

質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水の pH に影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWR プラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象とした ORIGEN 2 コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、約 24.4kg 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。

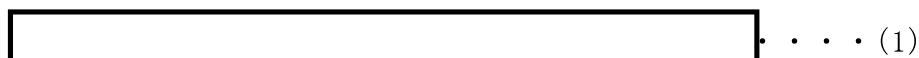
以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8g/mol) の量は約 13.6kg (約 53.6mol) となる。

(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)

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

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

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



この反応によって消費される塩基の量は mol となる。なお、この

反応において [] mol 消費される。

f. [] の分解により消費される塩基の量

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

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

(2) フィルタ装置での塩基の消費量

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

【事象発生7日後での塩基の消費量 (mol) 】

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

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

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

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水の pH 評価結果

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

消費される mol の塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 時に) となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度

は、待機時最低水位（約35t）時に [] wt%とする。

[]

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

(4) 薬液の劣化・濃度均一性

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

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

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



第1図 [] の水系相平衡図

(5) スクラビング水の管理について

(3)に記載したとおり，スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで，ベントを実施した際に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p H7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p Hが13以上であることを確認する。
- ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。

b. ベント中の管理

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

c. ベント停止後（隔離弁閉止後）

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

〈参考図書〉

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

(参考) 東海第二発電所 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及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、サイズごとに本数と長さを集計)



②工事記録におけるケーブル取替，敷設実績を調査・反映



③格納容器ペデスタル内に限定したケーブル量の調査・集計

(ペデスタル内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)



④ケーブル被覆材ごとに表面積，塩化水素含有量を算出

(今後の設備更新等を想定し，保守的に算出)

以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を第1表に示す。

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m ²)	酸の量 (mol)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m^2)	酸の量 (mol)

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

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，系統運転時において計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置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。

- ・フィルタ装置水位

(2) 計測不能となった場合の推定方法について

格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，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第1表に，計装設備概略構成図を第1図に示す。

なお，格納容器圧力逃がし装置の動作確認（圧力開放板の開放確認）に用いるフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については，屋内設置に伴い設置台数を2台から1台へ変更しており，代替パラメータとして，フィルタ装置圧力を設定している。また，フィルタ装置出口放射線モニタが測定できない場合でも，格納容器雰囲気放射線モニタにてベント時に放出される放射性物質濃度を推定することが可能である。

(3) 計装設備の監視場所の考え方について

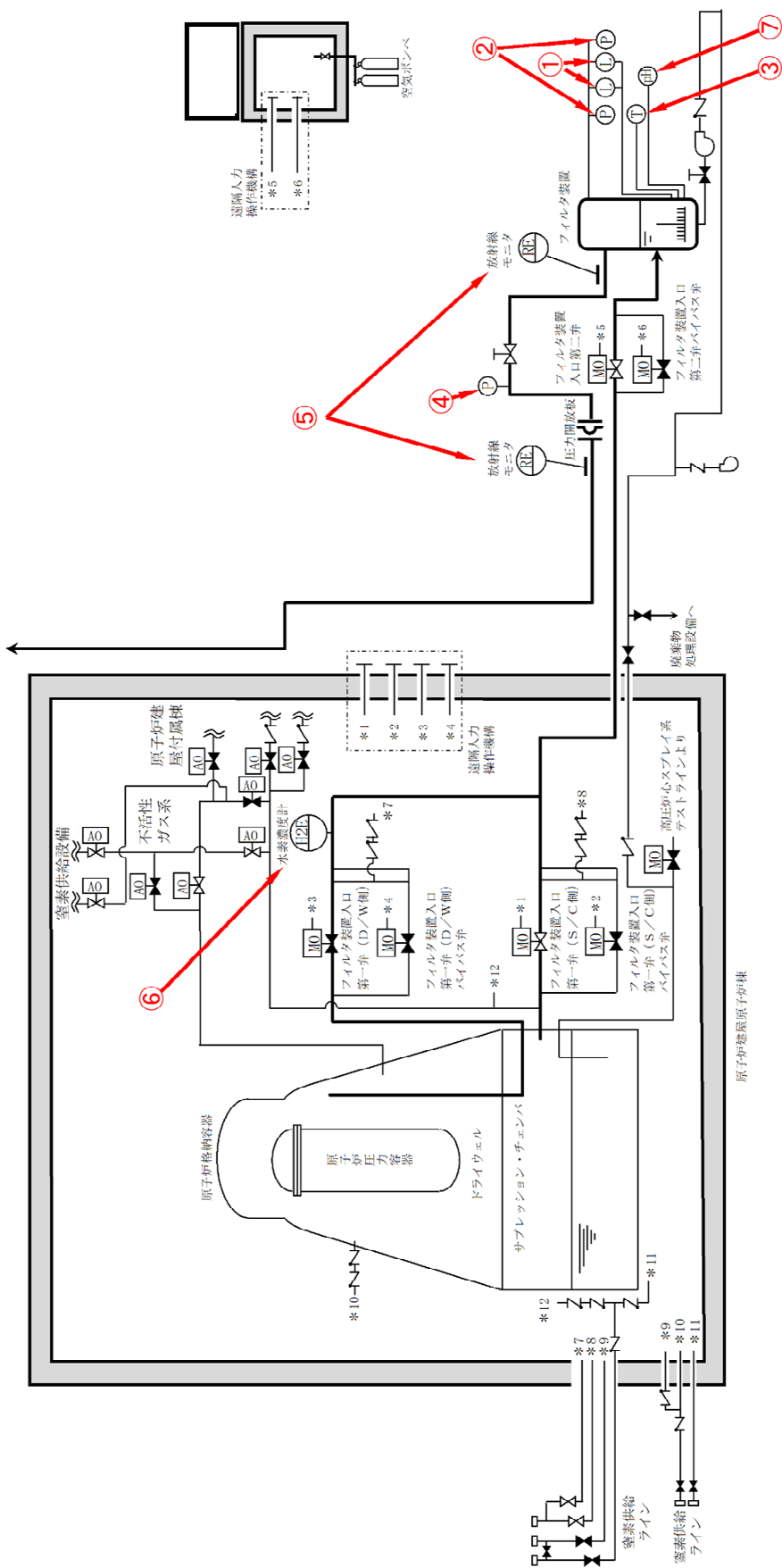
格納容器圧力逃がし装置の計装設備は，中央制御室において集中監視を行う設計としている。また，中央制御室の運転員を介さず，事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお，フィルタ装

置水位とフィルタ装置圧力は、スクラビング水の補給・移送操作及び窒素置換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計画である。

第1表 格納容器圧力逃がし装置計装設備の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	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 フィルタ装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1※2	現場			—※3	—※3
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～1.0MPa[gage]	系統運転中に格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていないことの確認	① フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1※2	現場			—※3	—※3
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1※1	中央制御室, 緊急時対策所	0～300℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度(予備側検出素子使用) ② フィルタ装置圧力	① 常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所	0～100kPa[gage]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	—※3	—※3
④ フィルタ装置排気ライン圧力※2	1	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h	格納容器圧力逃がし装置のベントガスの放出確認	① フィルタ装置圧力 ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① フィルタ装置出口放射線モニタが故障した場合は、フィルタ装置圧力からベントガスの放出を推定する。 ② フィルタ装置出口の放射能は系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストの指示値からベントガスの放出を推定する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h		—※3	—※3
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① フィルタ装置入口水素濃度	① フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所	pH0～14	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	—※3	—※3

※1：温度検出器の検出素子は2重化（ダブルエレメント）している。 ※2：自主対策設備 ※3：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

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

第1表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第1表 スクラビング水接液部の材質

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

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

(1) ステンレス鋼の腐食評価

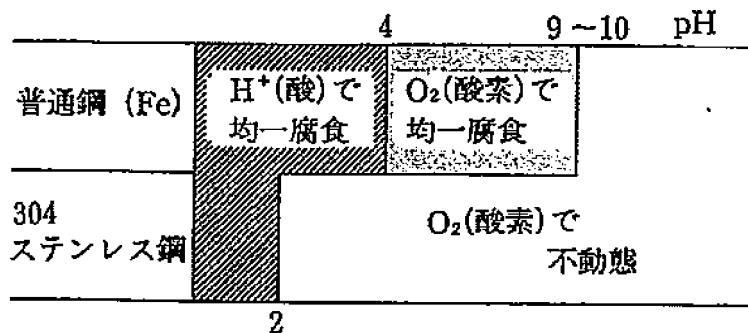
a. 全面腐食

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

系統待機時はpH13以上で水質が維持されることから，不動態化が保て

ることとなる。

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



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

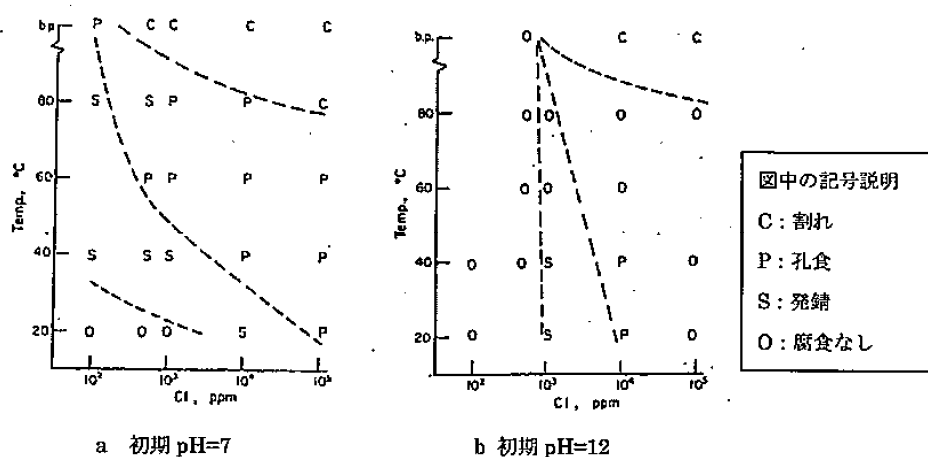
b. 孔食

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

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

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

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



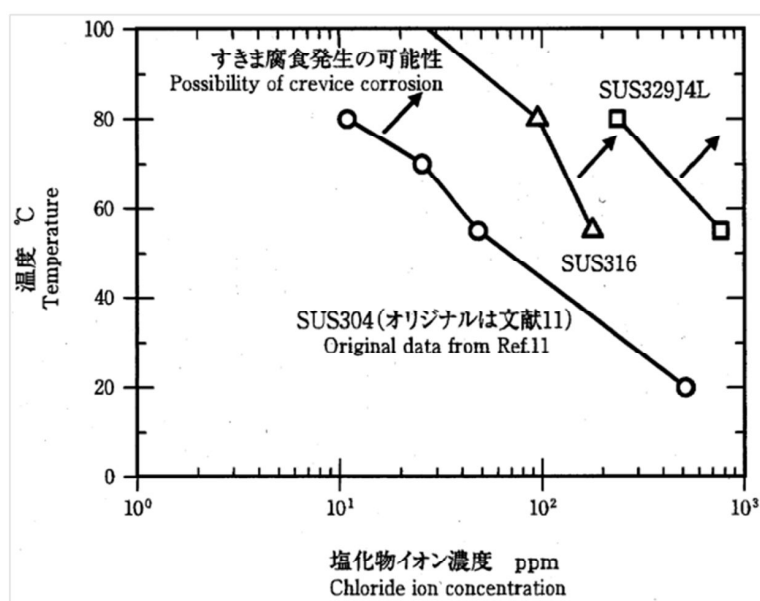
第 2 図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

c. すきま腐食

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

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

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



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

d. 応力腐食割れ

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

・アルカリ環境におけるSCC

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

使用する材料である SUS316L や [] 等については，耐 SCC 性に優れた材料であることから，さらに信頼性が高いものと評価する。



第 4 図 SUS304, SUS316 の [] 溶液中の耐食性

・ [] 環境下における SCC

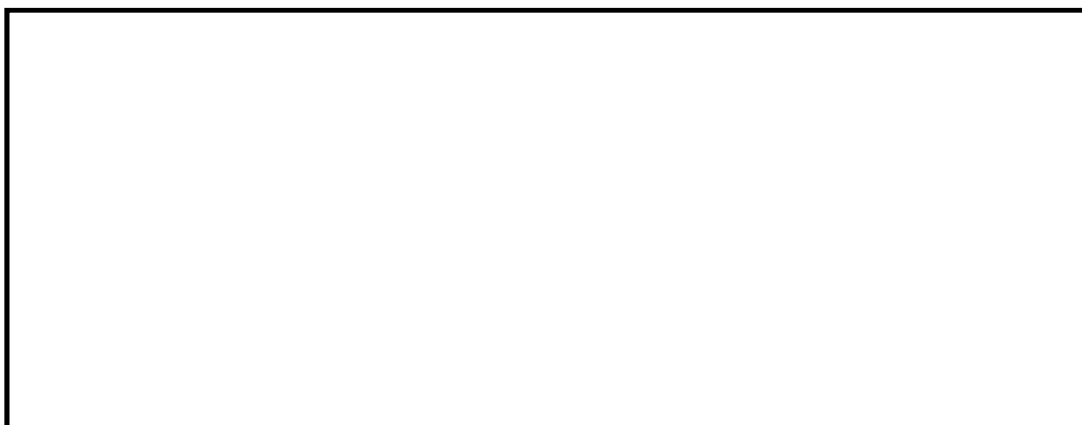
第 5 図に [] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23°C) において、 [] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [] 濃度も同等であり、SUS316L や [] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。



第 5 図 [] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果

(2) ベンチュリノズルの耐エロージョン性

a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認



第 6 図に示すとおり,

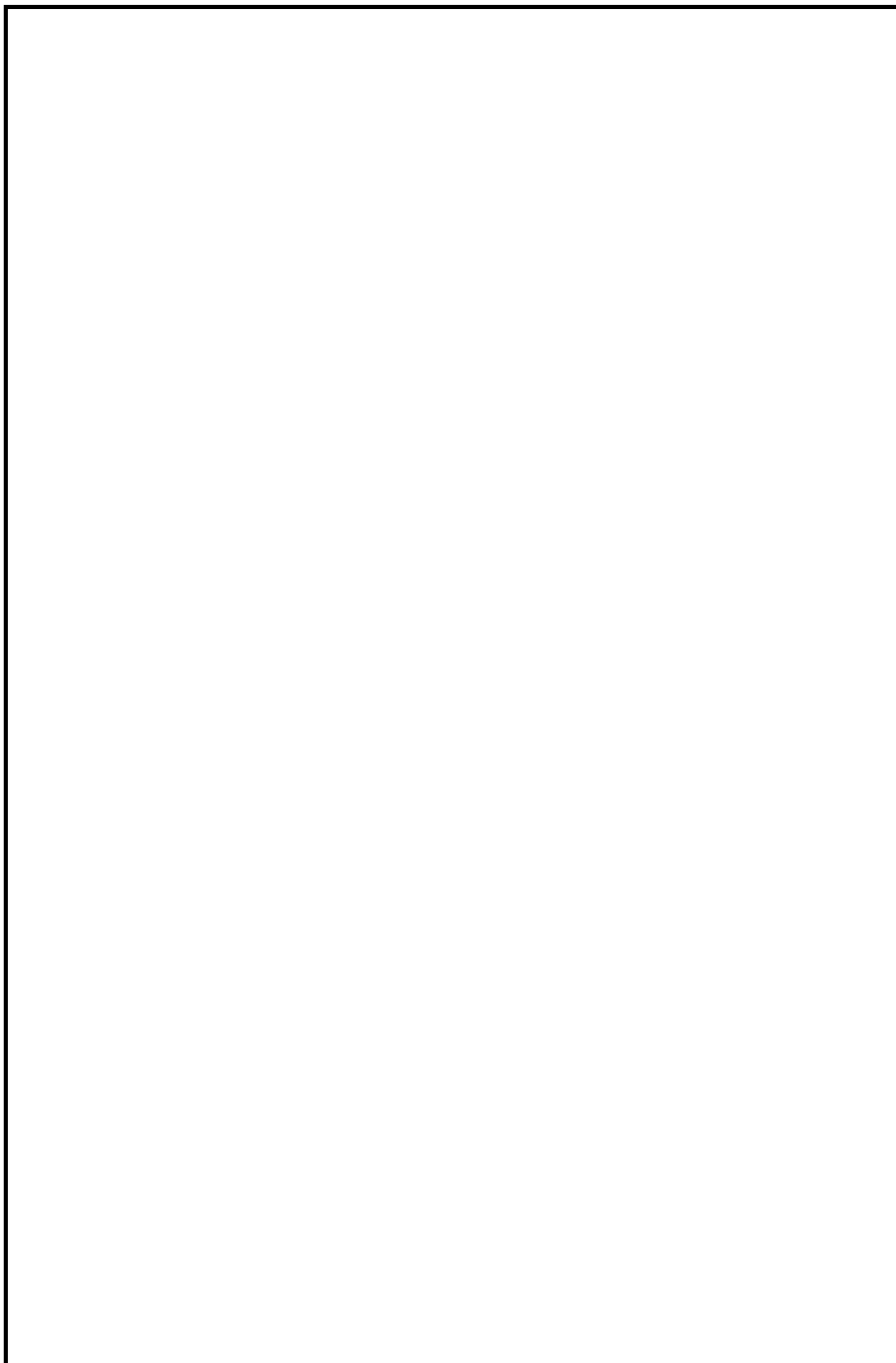


第 6 図 ベンチュリノズル内面観察部位

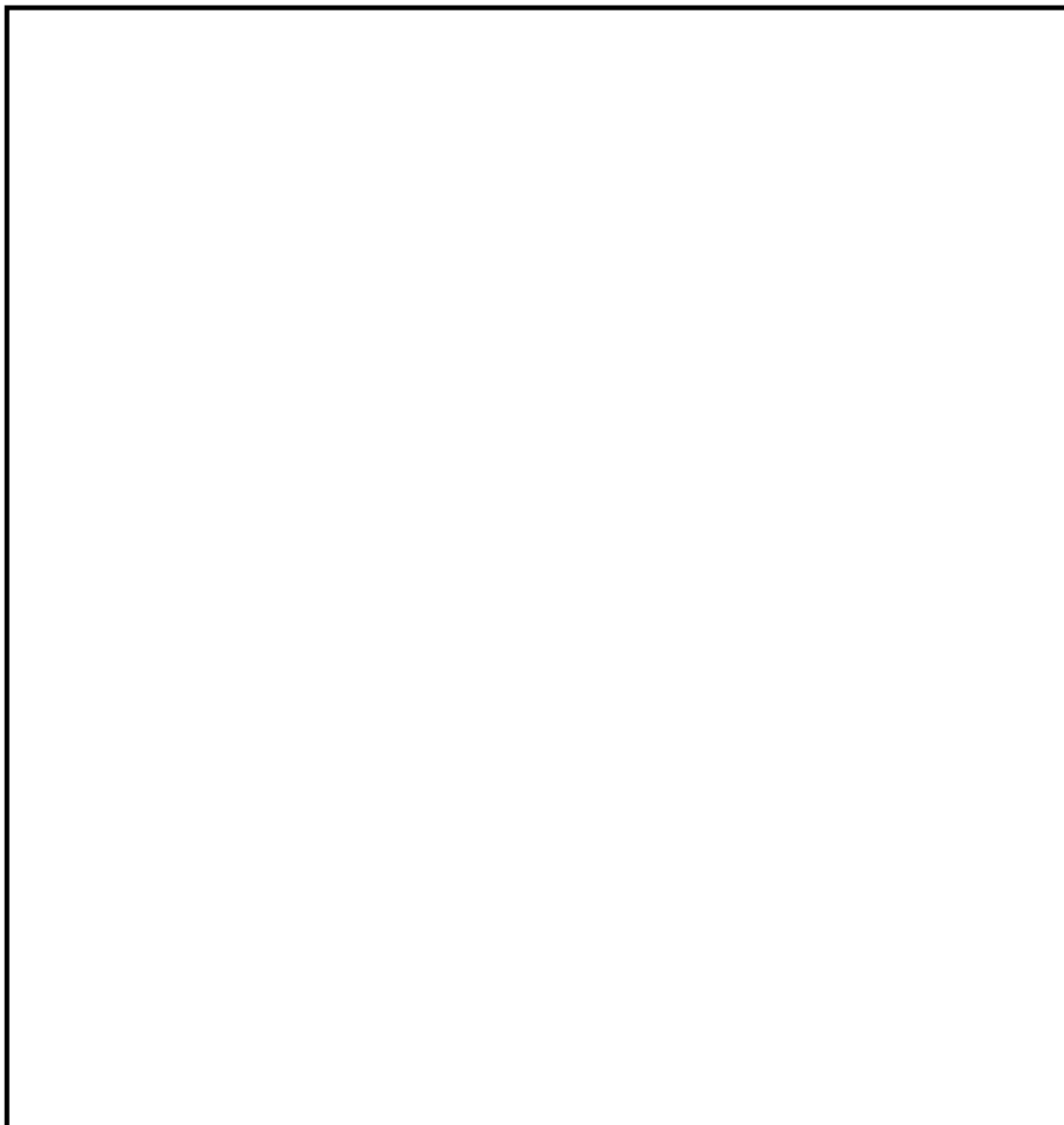
第 7 図及び第 8 図に

液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第 7 図及び第 8 図に示す

ものと考えられる。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ベント時の環境に対して十分な耐性があると考ええる。



第7図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)

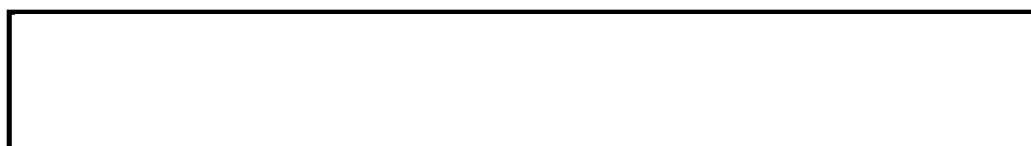


第 8 図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価

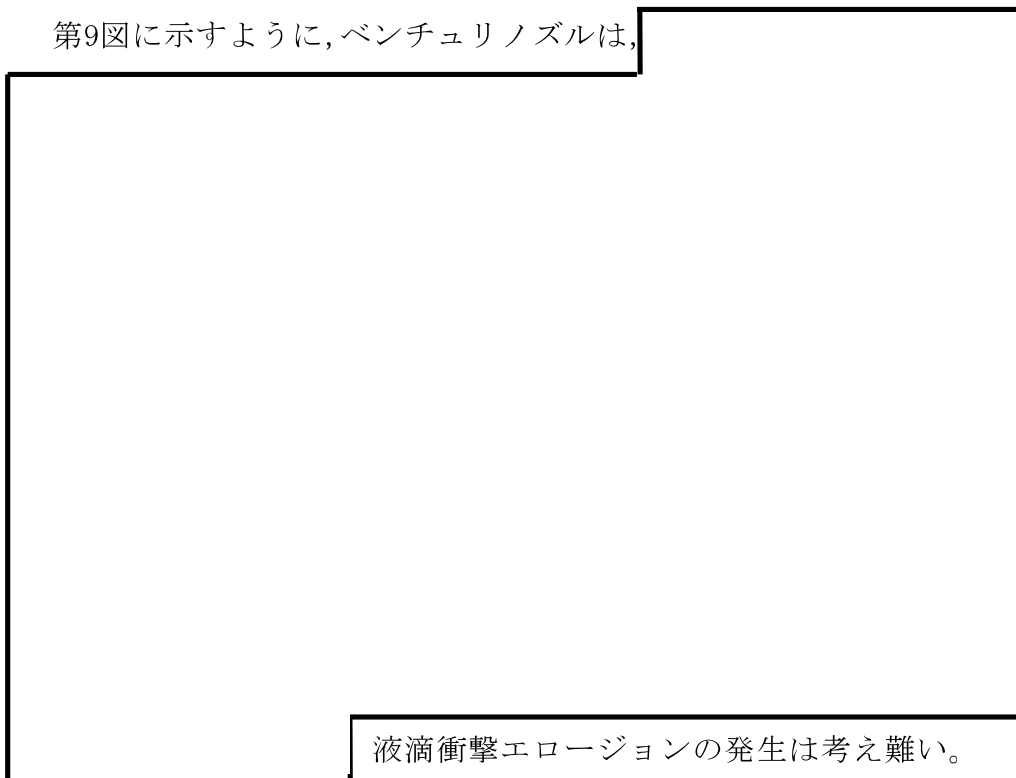
(a) 評価部位

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。

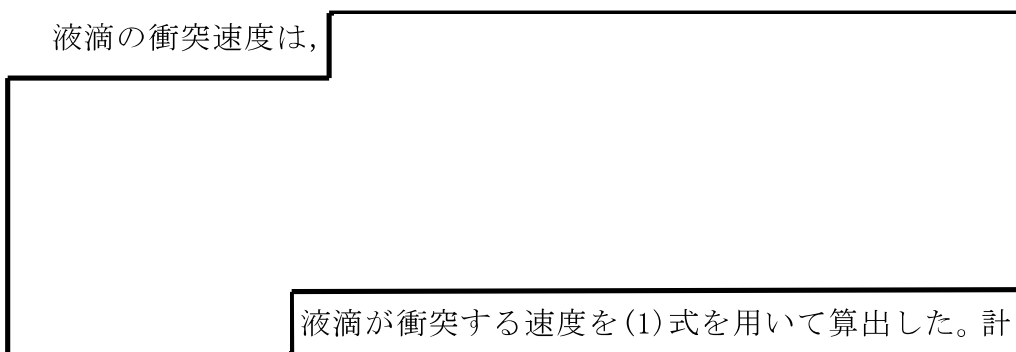
第9図に示すように、ベンチュリノズルは、



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(1)式を用いて算出した。計

算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である [redacted] とした。

[] (1)

ここで,

[]

計算の結果, []
[] に
衝突する液滴の速度は [] となる。

(c) 評価結果

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



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

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

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン、ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃について満足する仕様のものを使用する。

また、メーカーの試験実績より [] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の [] に対しても適用可能である。

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

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

〈参考図書〉

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

エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について

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

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



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

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



第 1 図 JAVA 試験装置サンプリングライン



第 2 図 サンプルガスの取出し部分概要図

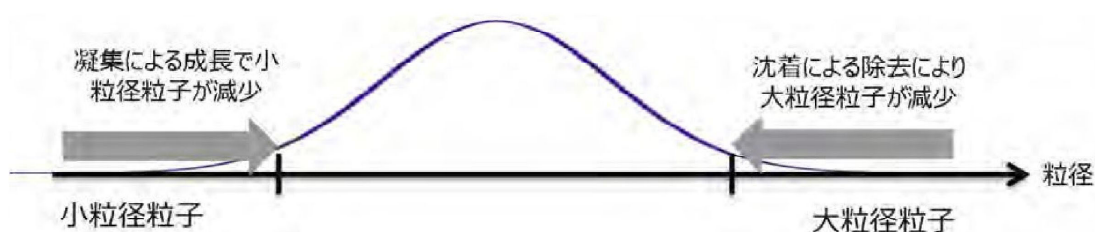
(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

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

a. 粒径分布の収束効果

1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心に持つような分布が形成される（参考図書 1）。第 3 図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。

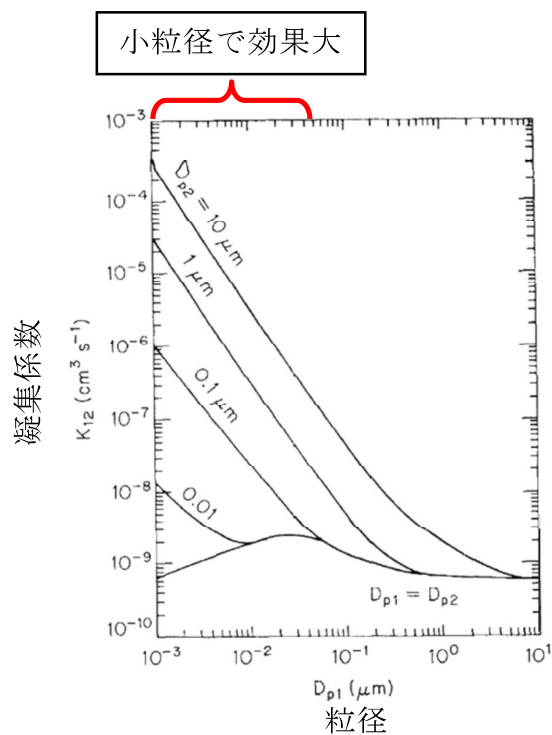


第 3 図 エアロゾル分布形成のイメージ

(a) 凝集による成長

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

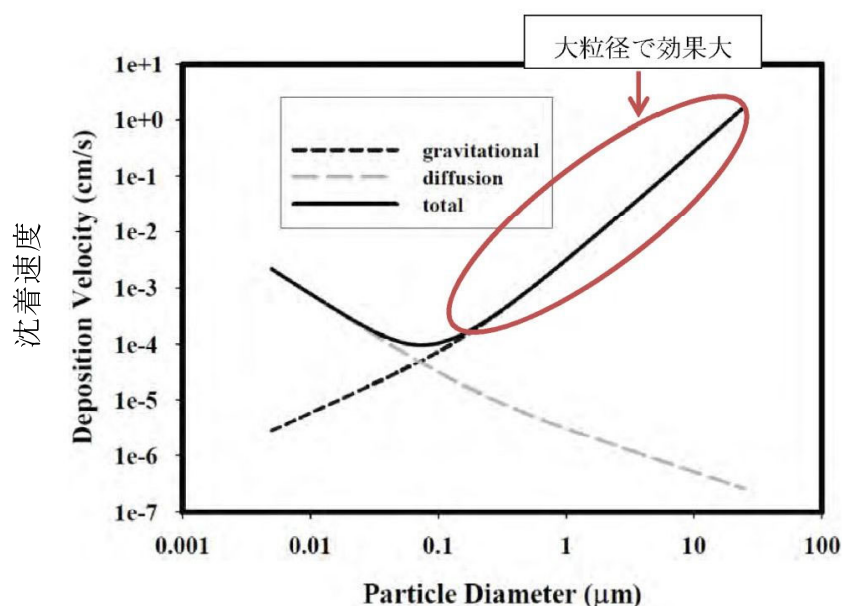
第 4 図の横軸は粒径 (D_{p1}) で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径 (D_{p2}) により変化するため、 D_{p2} を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第 4 図 凝集効果の例 (参考図書 2)

(b) 沈着による除去

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



第 5 図 沈着効果の例 (参考図書 1)

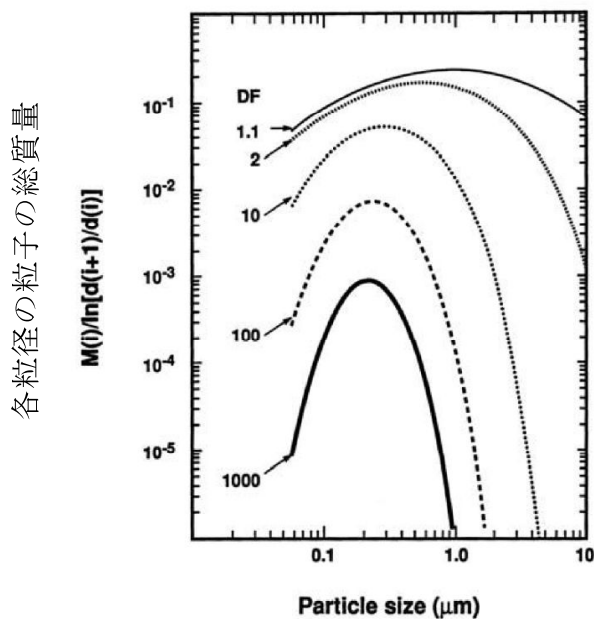
2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

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

(a) 格納容器スプレイ効果

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

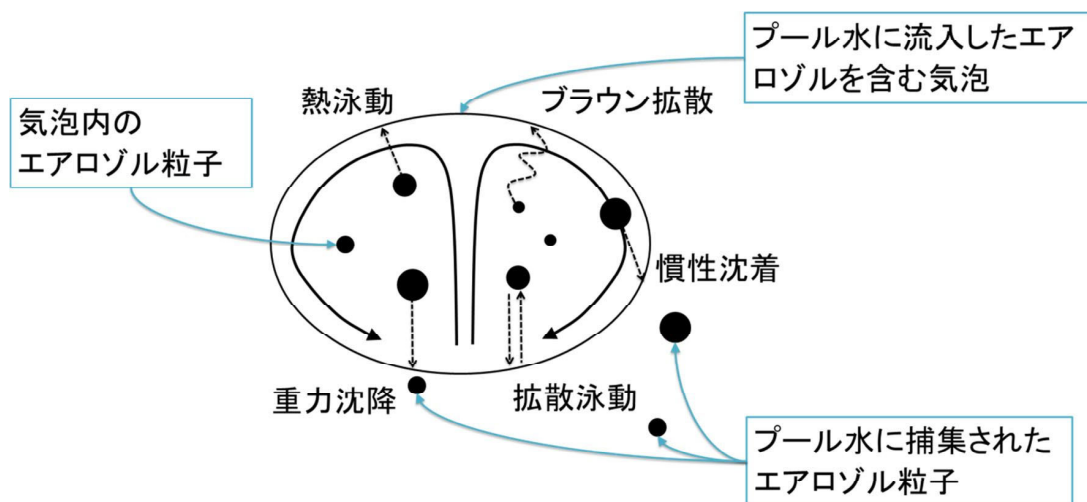
第 6 図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒子径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF : 1.1) では，エアロゾル粒子は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが，格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると，大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され，粒径分布の最大値は小さくなり，また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



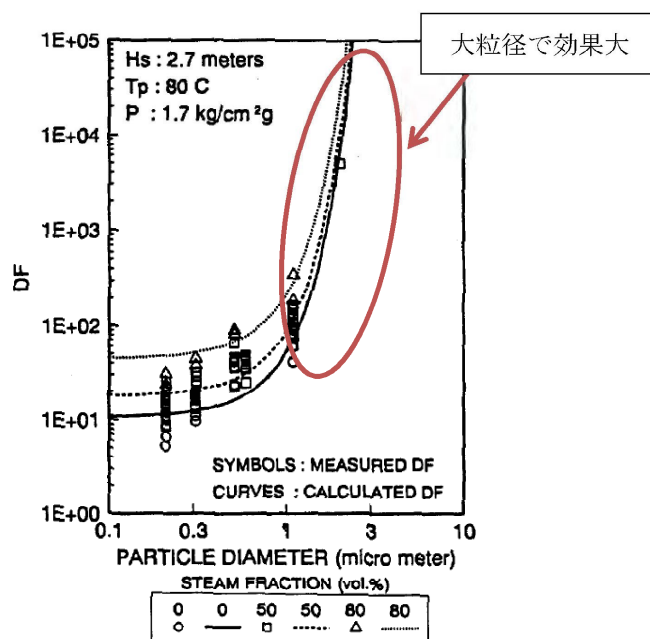
第 6 図 格納容器スプレィを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化 (参考図書 1)

(b) サプレッション・プール水でのスクラビング効果

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



第 7 図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第 8 図 プールスクラビングによる除去性能の例 (参考図書 3)

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。

b. MAA Pコードにより得られる粒径分布

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

第 1 表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント 時間[h]	ベント 位置	質量中央径 (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）	19	W/W		0.32	1
		D/W		0.36	1,700

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

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

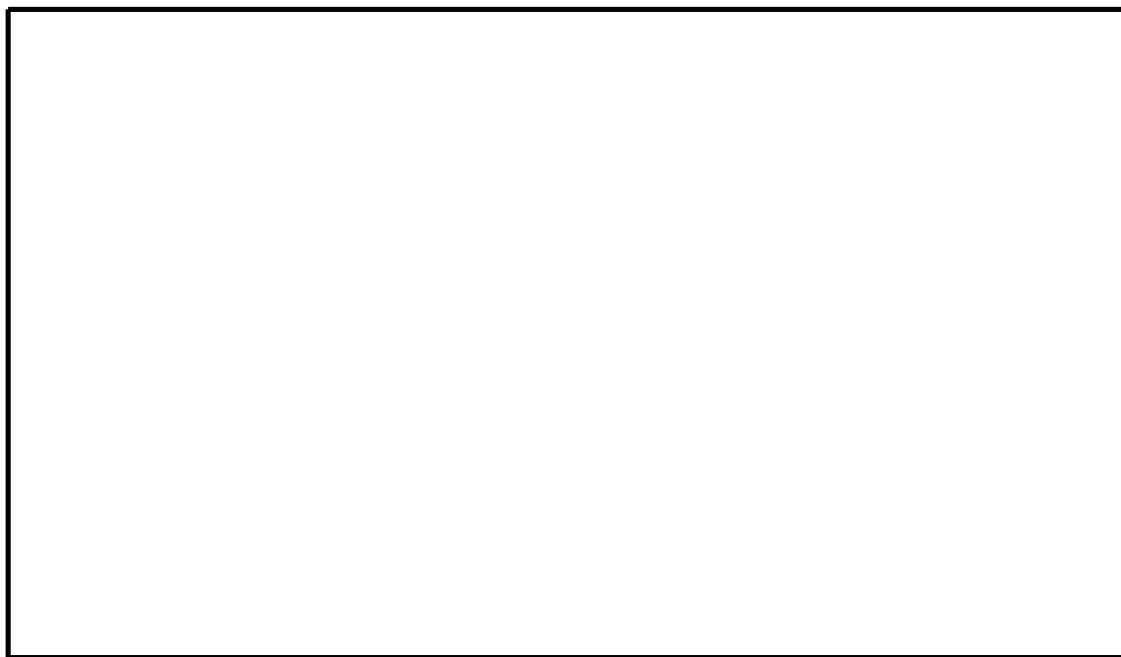
ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水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。

このため、JAVA 試験では、様々な粒径分布を持つ

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

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



第 9 図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

〈参考図書〉

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

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

Framatome 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て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表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。

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

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

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

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

ここで、

P_t	: 透過率		
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	: ガス速度	d_p	: エアロゾル粒径
u_d	: 液滴速度	d_d	: 液滴径

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。別紙 2 の第 5 表に示す化合物について、N U R E G - 1465 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第 1 表のとおり となる。

第 1 表 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 ^{*1}		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO ^{*1}		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)						

※1 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

ここで、各化合物の密度は、以下のとおり

CsI	: 4.5 g/cm ³ (参考図書 2)	SrO	: 5.1 g/cm ³ (参考図書 2)
CsOH	: 3.7 g/cm ³ (参考図書 4)	MoO ₂	: 6.4 g/cm ³ (参考図書 2)
TeO ₂	: 5.7 g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂	: 7.3 g/cm ³ (参考図書 2)
Sb	: 6.7 g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃	: 6.2 g/cm ³ (参考図書 2)
BaO	: 6.0 g/cm ³ (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 \square 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 \square 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 \square g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。

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

$$K_1 = \square, \quad K_2 = \square$$

ここでは、



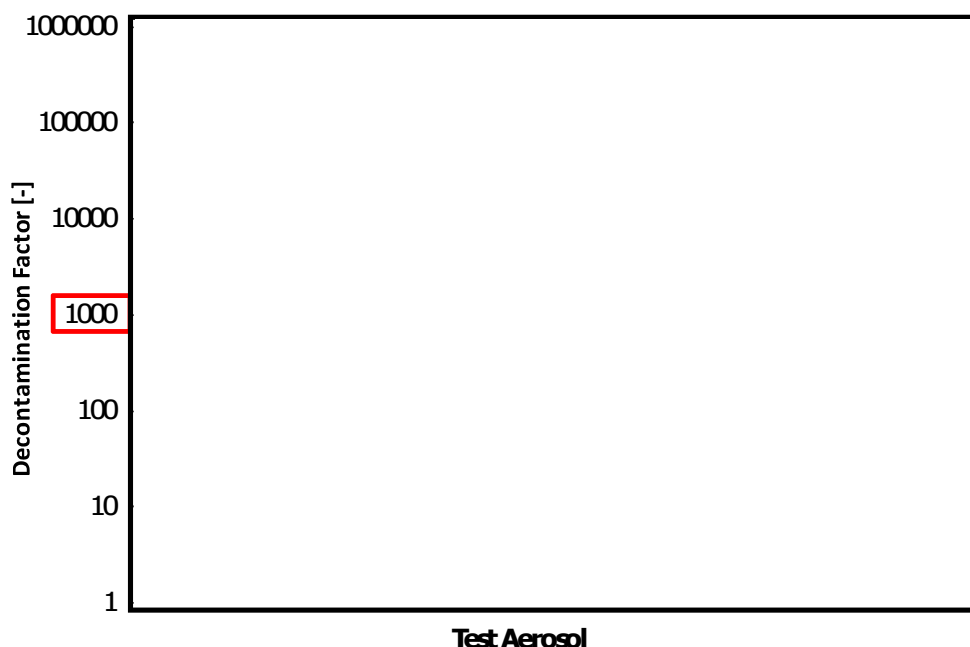
とした。この結果から、密度の変化 \square に対して捕集効率係数変化 \square は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

(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 \square の質量中央径 (MMD) の範囲は \square 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第 1 図に示す。



第 1 図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 空気力学的質量中央径による比較

エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度 $1\text{g}/\text{cm}^3$ の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。

空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。

$$\text{AMMD} = \sqrt{\rho} \text{MMD}$$

重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 2 表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第 3 表に示す。重大事故等発生時に想定される主要なエア

ロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] であり, JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] となっている。

JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) [] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [] であるが, JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。

以上より, Framatome 社製のベントフィルタでは, 重大事故等時のベンチユリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため, 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 [] の範囲では, 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。

第2表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI	[]	約4.5 g/cm ³	[]
CsOH		約3.7 g/cm ³	
TeO ₂		約5.7 g/cm ³	
Te ₂		約6.2 g/cm ³ (参考図書2)	

第 3 表 JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
SnO ₂	約0.4 μm	約7.0 g/cm ³ (参考図書2)	約1.1 μm
BaSO ₄	約0.6 μm (蒸気中) 約0.9 μm (空気中)	約4.5 g/cm ³ (参考図書2)	約1.3 μm 約1.9 μm
ウラニン	約0.9 μm	約1.5 g/cm ³ (参考図書6)	約1.1 μm

〈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)

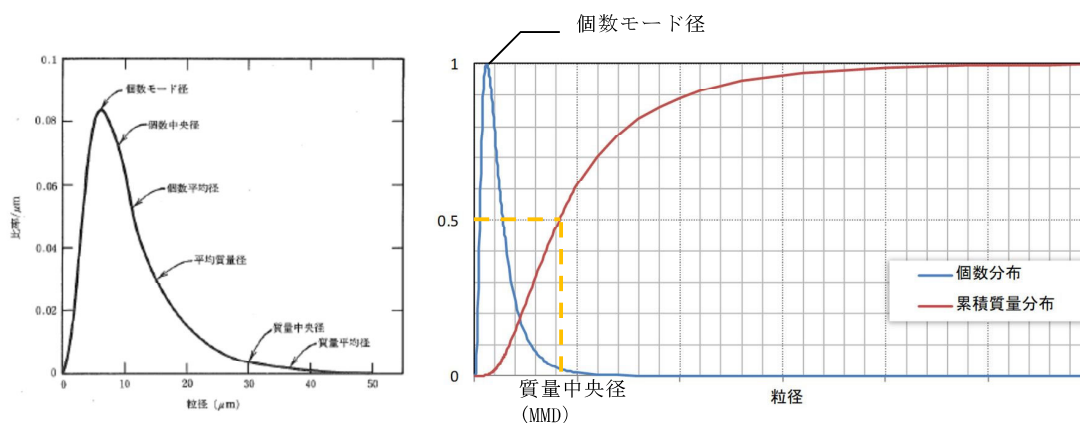
エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(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別添図 1 に示す。



別添図 1 個数分布と累積質量分布

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

ここで、

個数モード径

最も存在個数の比率の多い粒径

質量中央径 (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。別添図 1 のような粒径分布の場合, 小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが, 総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって, 大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルが D F 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 D F への影響は小さいと評価している。また, Framatome 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) 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るが, カスケードインパクト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。

JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

Framatome 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。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。

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

(1) JAVA 試験の概要

JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [] 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 試験の概要

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

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

(3) ACE試験の概要

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

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

(4) スケール性の確認

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

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

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

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

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

(5) 評価

以上より，JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬できており，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られる。



第1表 ACE試験の試験条件及び結果

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

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



第 2 図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

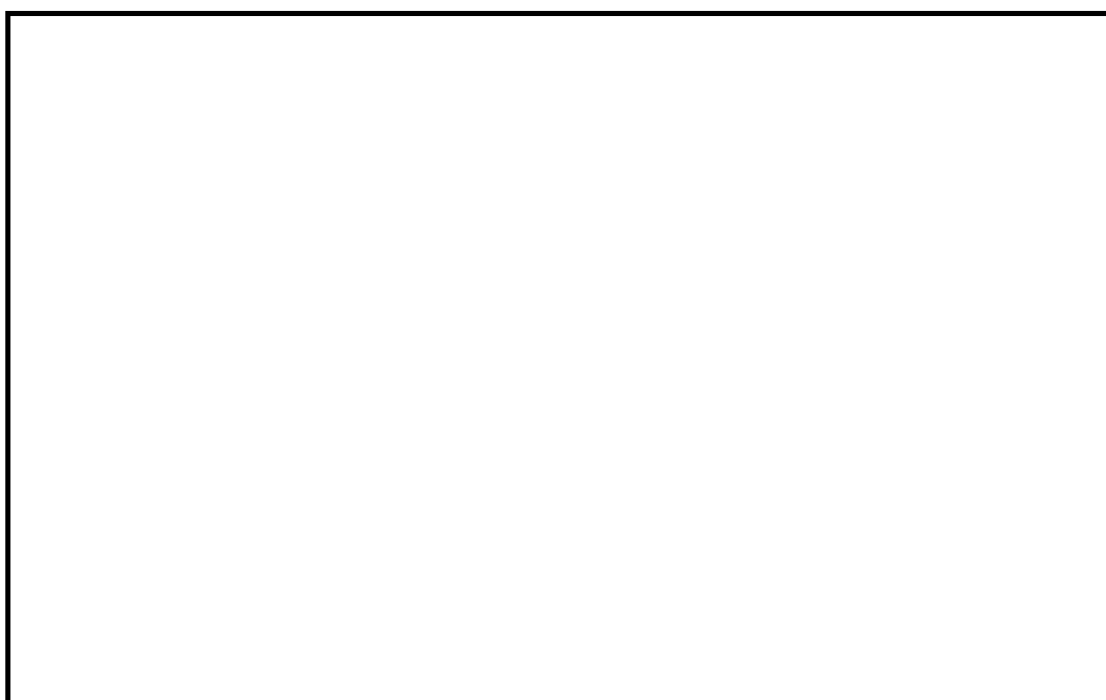
第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa [gage])			
温度(℃)			
ベンチュリノズルスロート部 流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※1 概算評価値を示す。



第3図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数



第4図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

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

※適用性の欄に相違内容を記載

(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数

Framatome社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、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 \square 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。

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

第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

(参考) 性能検証試験に係る品質保証について

フィルタ装置の放射性物質除去性能は、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、IS09001等に適合した品質保証体制を有するFramatome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) 性能保証

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

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

(2) Framatome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。

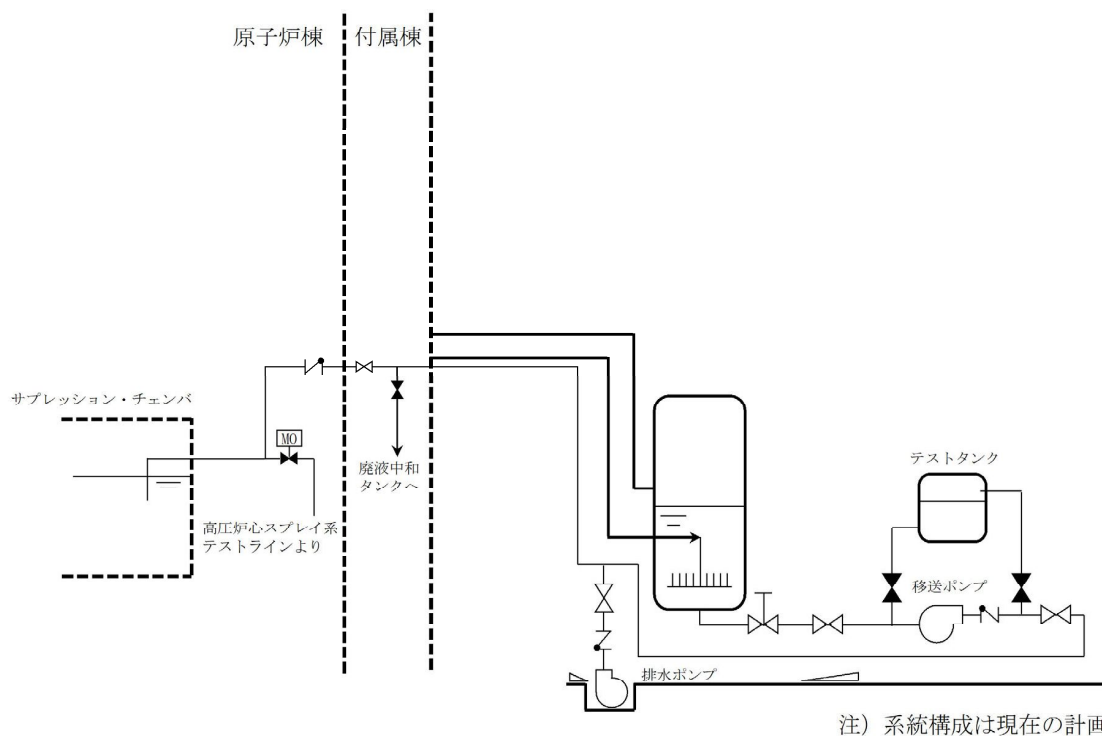
- ・フィルタベントシステムの性能保証するFramatome社は、品質管理システムとしてIS09001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N. S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN IS09001などの認証も取得している。
- ・Framatome社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。
- ・Framatome社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を

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。

内における漏えい対策について

格納容器圧力逃がし装置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。

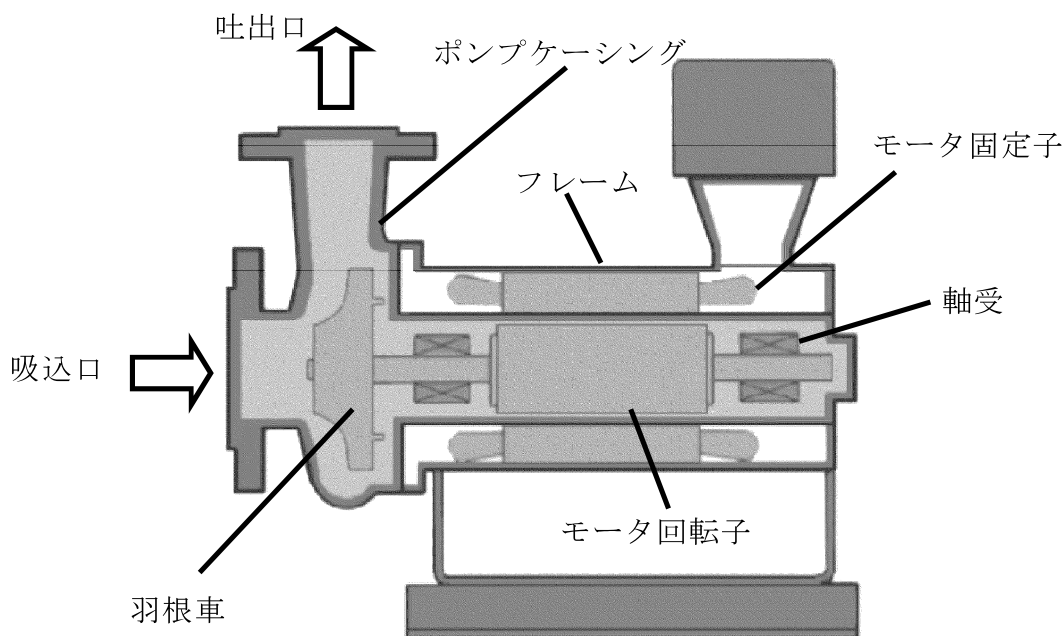
第 1 図に排水設備の構成を、第 1 表に各部位の設計上の考慮事項を示す。



第 1 図 排水設備の構成

第 1 表 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(pH13 以上), 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 (第 2 図参照)。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温, 高アルカリ性(pH13 以上), 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。



第 2 図 一般的なキャンドポンプの構造

(1) [] の設計上の考慮

フィルタ装置を設置する地下構造の [] 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をしている。

万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように [] 内に検知器を設置する。また、樹脂系塗装等により [] 内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、 [] の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。

(2) 漏えい時等の対応

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように [] 内に検知器を設置する。

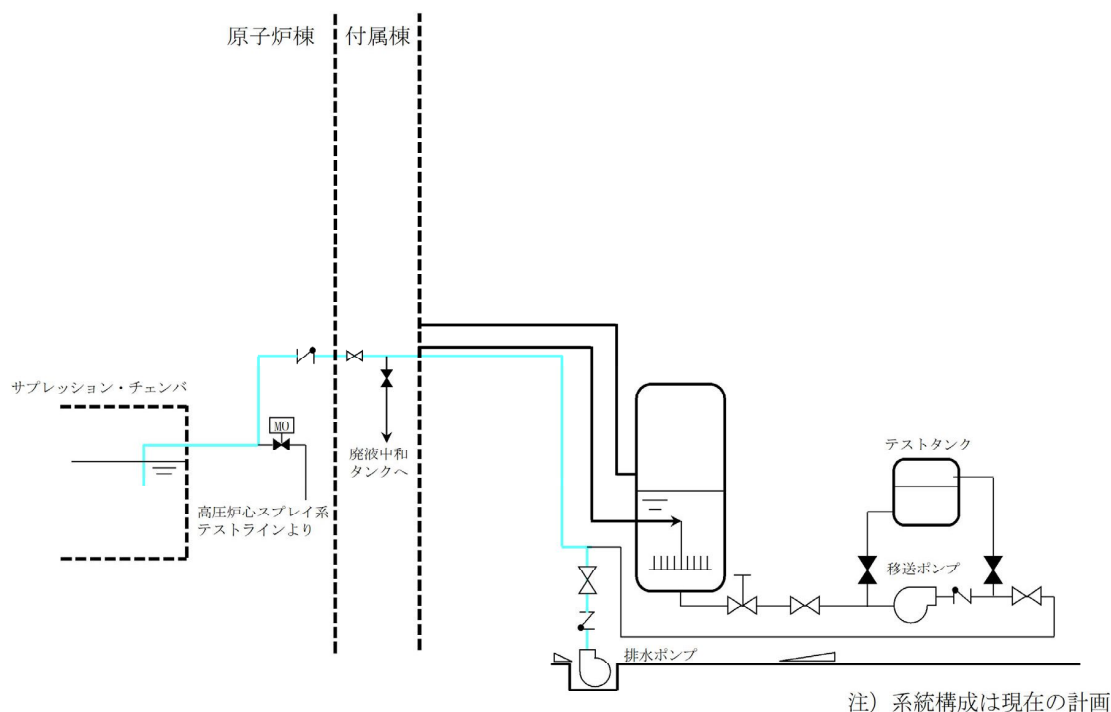
[] 内における漏えい水は、 [] [] 内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより [] から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・チェンバのいずれにも送れる設計とし、排水の種類に応じ送水先を選択する。具体的には、放射性物質を含まない場合は廃液中和タンク、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。

第 2 表に排水ポンプの仕様を、第 3 図に排水設備系統概略図を、第 4 図に

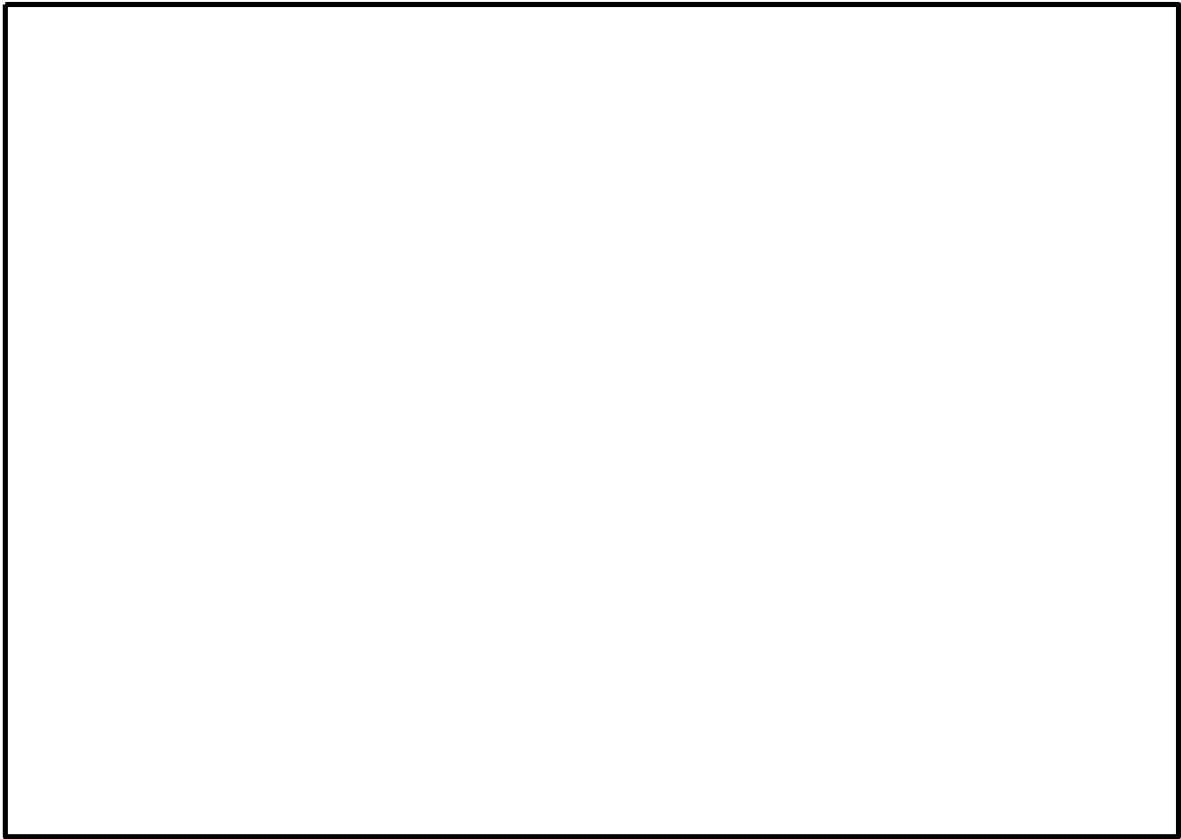
[] 平面図を示す。

第 2 表 排水ポンプ仕様

型式：水中ポンプ
 容量：約 10m³/h
 揚程：約 40m
 台数：1
 駆動源：電動駆動（交流）



第 3 図 排水設備系統概略図

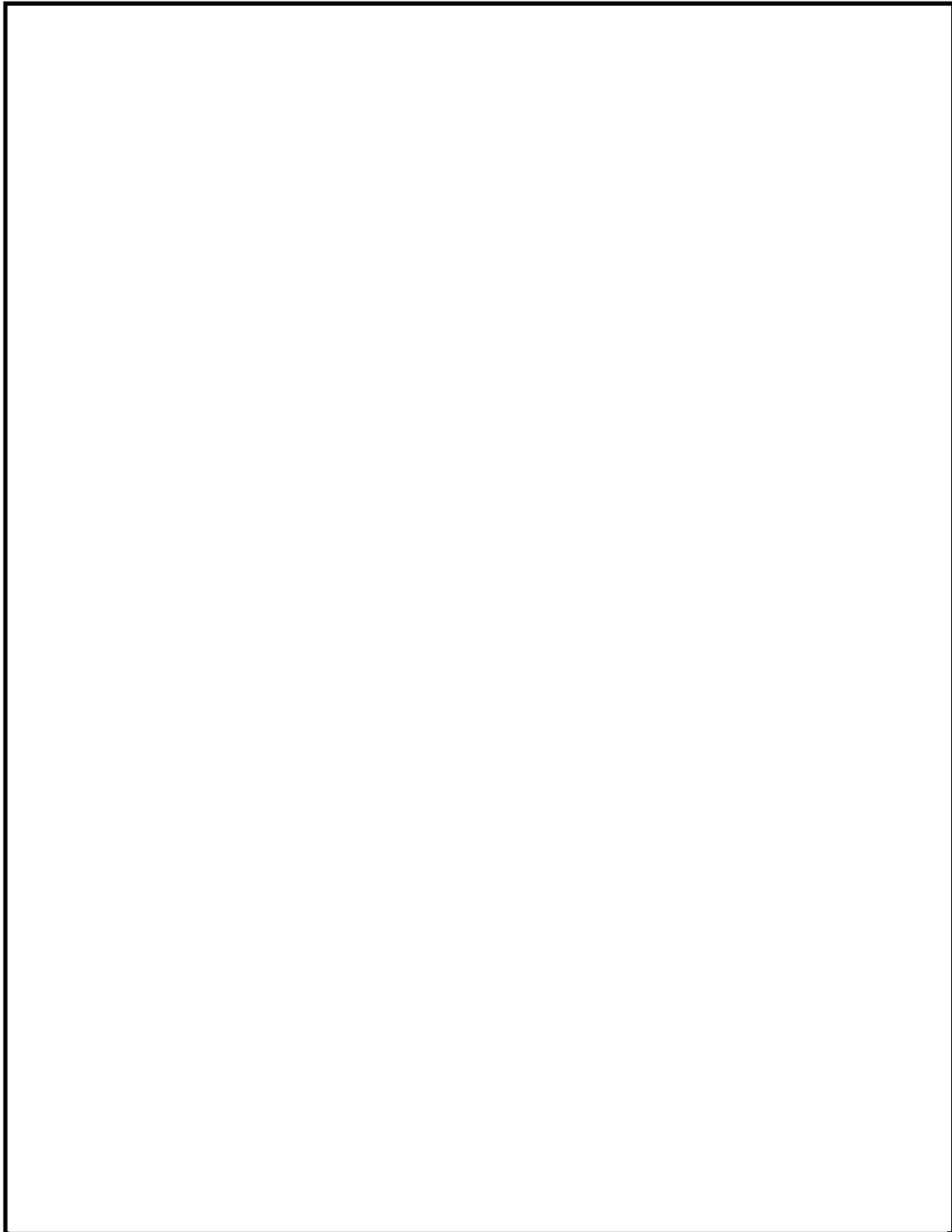


第 4 図 平面図

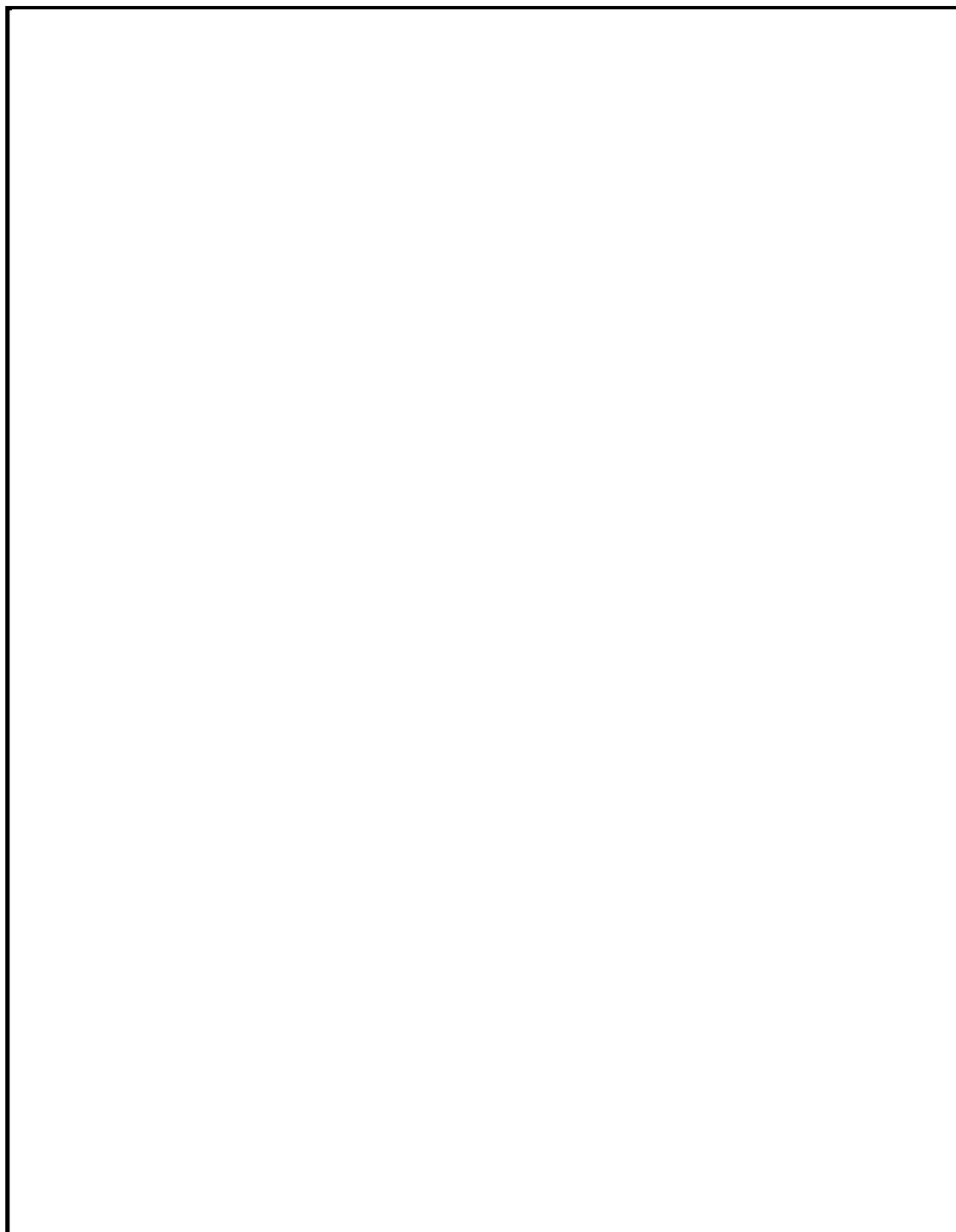
格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の人力操作について

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図に示す。

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



第 1 図 隔離弁の操作場所 (1/2)



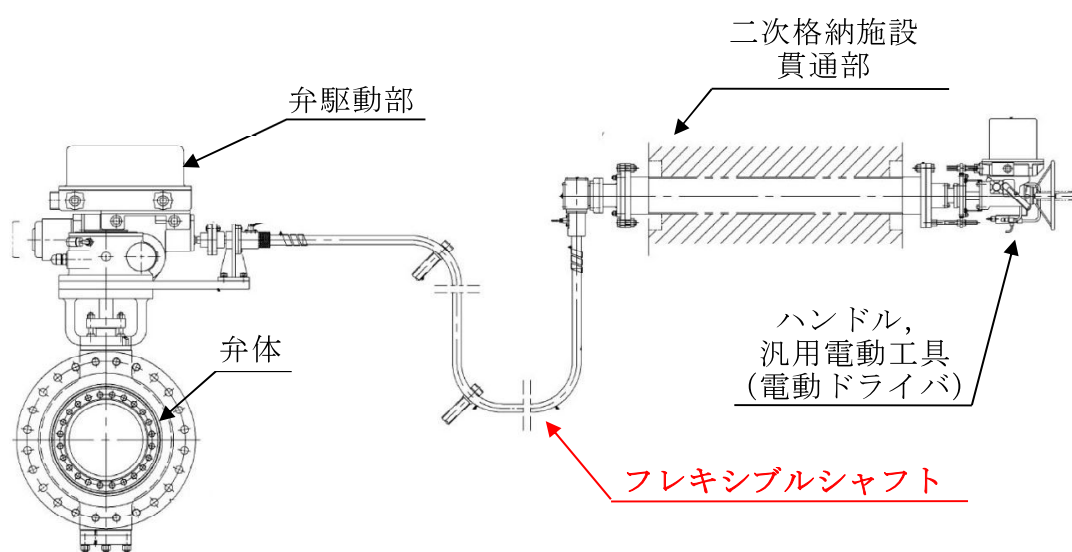
第 1 図 隔離弁の操作場所 (2/2)

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

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

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

遠隔人力操作機構の模式図を第2図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第2図 遠隔人力操作機構の模式図

第 1 表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	フィルタ装置入口第一弁 (S/C側) 及びフィル タ装置入口第一弁 (S/ C側) バイパス弁 (550A)	フィルタ装置入口第一弁 (D/W側) 及びフィル タ装置入口第一弁 (D/ W側) バイパス弁 (550A)	フィルタ装置入口第二弁 及びフィルタ装置入口第 二弁バイパス弁 (550A)
フレキシブル シャフト 長さ*	約 7.4m	約 13m	約 14m
ハンドル 回転数*	約 1,959 回	約 1,326 回	約 2,448 回

※計画値

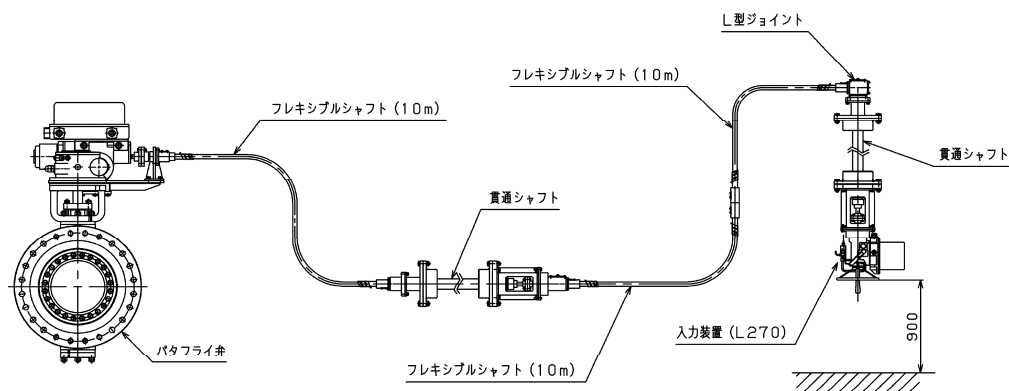
(2) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験

フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を 500A のバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第 3 図に示す。

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

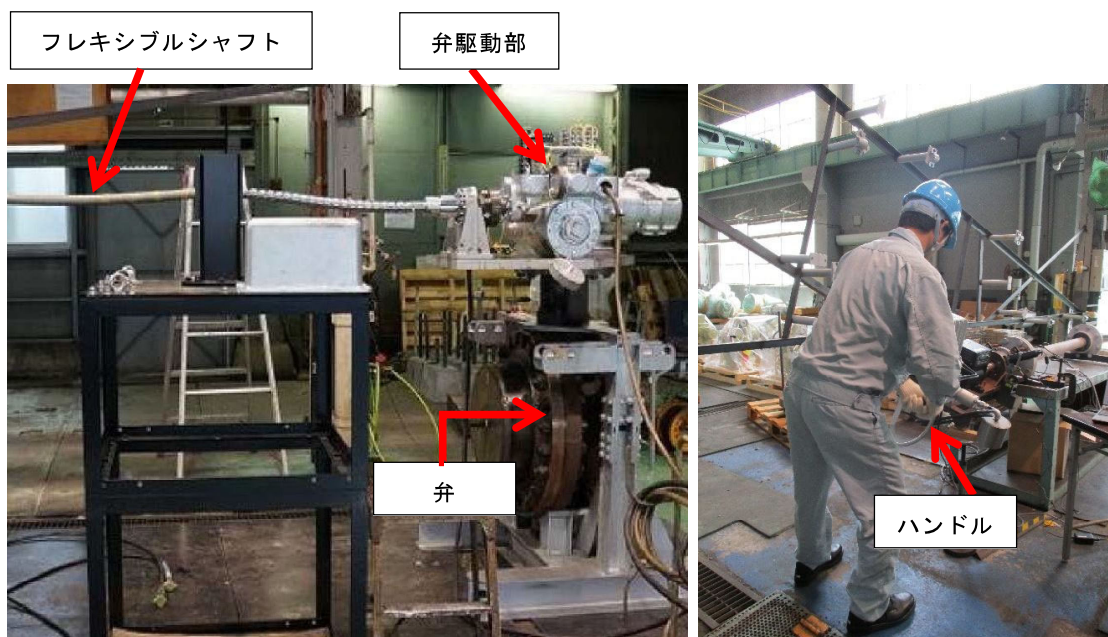
試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第 3 表に示す。

なお、東海第二では格納容器圧力逃がし装置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。



弁型式：500A バタフライ弁（電動駆動）
 シャフト長さ：約 30m
 上流側圧力：620kPa [gage] 以上

第 3 図 モックアップ試験の概要 (1/2)



第 3 図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第 2 表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5%	2分03秒	144	650	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0kPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第 3 表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	フィルタ装置入口 第一弁 (S/C側)	フィルタ装置入口 第一弁 (D/W側)	フィルタ装置 入口第二弁
ハンドル 操作時間	約 24 分	約 17 分	約 30 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

(3) 汎用電動工具による操作性向上

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

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

(4) [] の正圧化バウンダリの設計差圧

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

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

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

したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画+20Paとする。

(5) []
[]は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流れを一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽

が十分厚く操作員が [] に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。

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

中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を []

[] に整備する。

① 収容人数

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

② 設置場所

[] は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、 [] 内に設置する。

また、第二弁は遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に [] を設置する。 [] の設置位置を第1図に示す。

③ 遮蔽設備

[] の壁及び床は、弁操作要員がベント中に滞在可能なように鉄筋コンクリート 50cm 以上の厚さを有し、さらに、 [] に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート

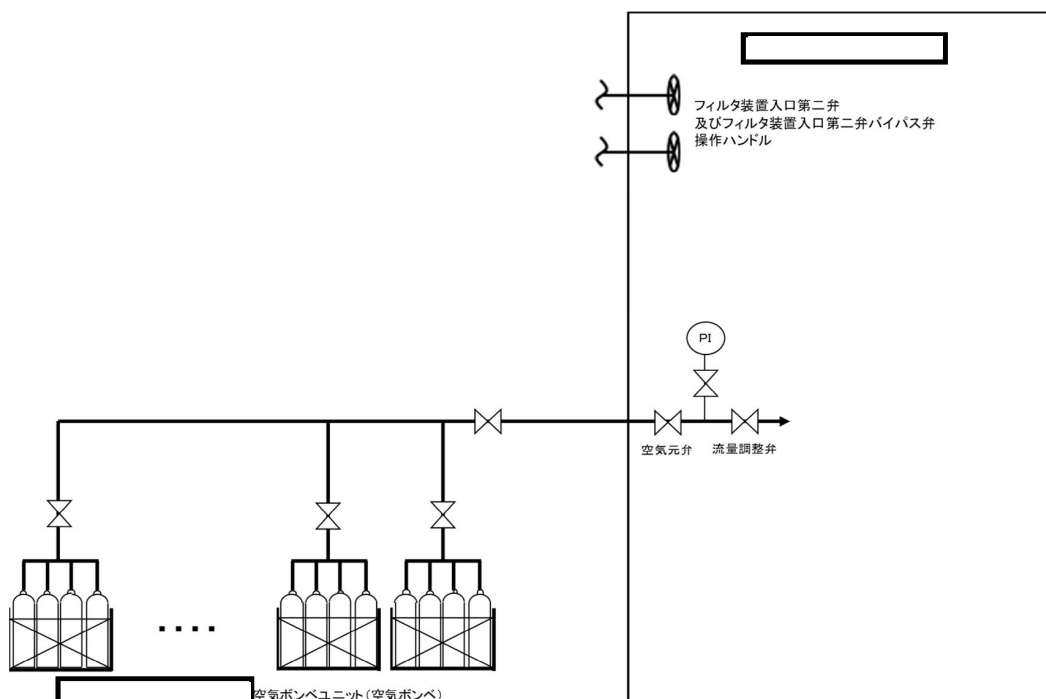
160cm とし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。(別紙 17)

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

④ 空気ボンベユニット

a. 系統構成

空気ボンベユニットの概要図を第 4 図に示す。空気ボンベユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気をへ供給する。内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。



第 4 図 空気ボンベユニット概要図

b. 必要空気量

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : $n=3$ (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : $C=0.5\%$ (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ボンベ中の二酸化炭素濃度 : $C_0=0.0336\%$
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量 : M

滞在時間	呼吸により排出する 二酸化炭素量 : M ($m^3/h/人$)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
5 時間	0.074	重作業 ^{※1}

※1 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であり、重作業(弁操作)と極軽作業(待機)があるが、保守的に滞在時間の全てを重作業区分として扱う。

- ・ 必要換気量 : $Q=M \times n / (C-C_0)$

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

- ・ 必要空気量 : $V=Q \times 5$

$$\begin{aligned} &= 47.6 \times 5 \\ &= 238.0 m^3 \end{aligned}$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

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

滞在時間	酸素消費量 : c ($m^3/h/人$)	呼吸量 (L/min)	空気調和・衛生工 学便覧の作業区分
5 時間	0.273	100	歩行 ^{※2} ($300m/min$)

※2 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であり、歩行(弁操作)と静座(待機)があるが、保守的に滞在時間の全てを歩行区分として扱う。

$$\cdot \text{必要換気量} : Q = c \times n / (a - b)$$

$$\text{弁操作時 } Q = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$$

$$= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h}$$

$$\cdot \text{必要空気量} : V = Q \times 5$$

$$= 42.0 \times 5$$

$$= 210.0 \text{ m}^3$$

(c) 必要ポンベ本数

(a), (b)の結果より, 内に滞在する
 操作員 (3名) が弁操作時間を含めて 5 時間滞在するために必要な空
 気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 238.0 m^3 とする。

以下に必要な空気ポンベ本数を示す。

$$\text{必要ポンベ本数} = (\text{必要空気量}) / (\text{ポンベ空気供給量})$$

$$= 238.0 / 5.5$$

$$= 43.3$$

$$\approx 44 \text{ (本)}$$

・ 必要空気量 : 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

・ ポンベ空気供給量 : 1 気圧でのポンベの空気量は約 $6.8 \text{ m}^3 / \text{本}$ あ
 るが, 残圧及び使用温度補正を考慮し, 空気
 供給量は $5.5 \text{ m}^3 / \text{本}$ とする。

なお, 重大事故等対処設備としての空気ポンベ設置本数は, 故障時
 のバックアップとして予備 4 本を含めた 48 本とする。

⑤ 通信設備

には, 中央制御室と通信するための携行
 型有線通話装置 (図 5) を設ける。



第 5 図 携行型有線通話装置

(参考) フィルタ装置入口第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について

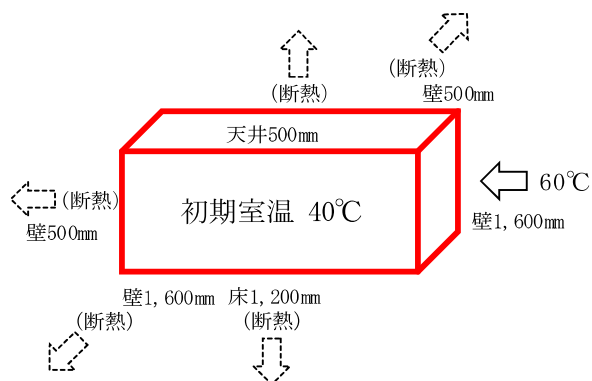
重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。

□内は、空気ボンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、□の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、50cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。

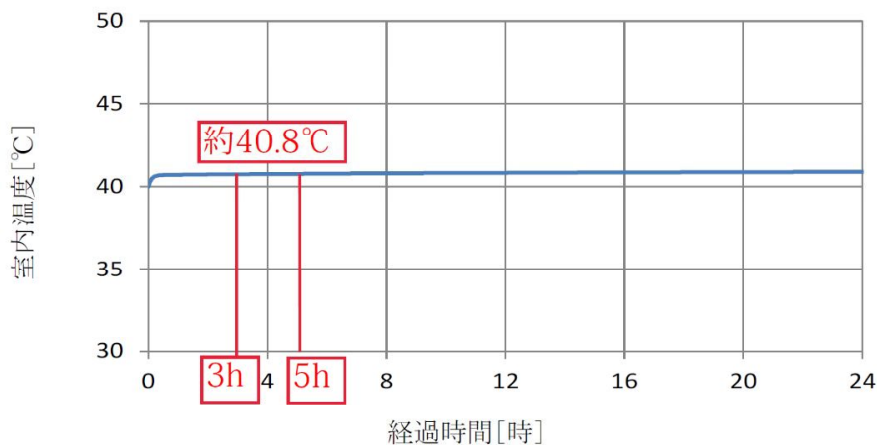
さらに、□に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、160cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。

この対策により、□にベント開始から3時間滞在する要員の被ばく量（移動時を含む）、ウェットウェルベントの場合で約18mSv、ドライウェルベントの場合で27mSvと評価している。（別紙17）

また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で約41℃と評価した。（第6図）



- 初期室温は外気温 35°C（夏季）を踏まえ、保守的に 40°Cとする。
- 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を 60°Cとする。
(保温材の効果により 60°Cとなる)
- 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は、保守的に断熱とする。



室温は、格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で 60°Cと保守的に設定しても 3 時間～5 時間後で約 41°Cと評価。

第 6 図 の室温上昇評価モデルと評価結果

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について

(1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の非常時運転手順書では、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は 279kPa [gage] (0.9Pd) - 217kPa [gage] (0.7Pd)、炉心損傷後は 465kPa [gage] (1.5Pd) - 400kPa [gage] (1.3Pd) の範囲において、可能な限り高い圧力で維持するよう格納容器スプレイ流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ - $102\text{m}^3/\text{h}$ (補足 1) の範囲で調整することとしている。これは、間欠スプレイを実施する場合に対して、運転員の負担の軽減及びスプレイ弁故障のリスク軽減し、さらに、格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定している。

一方で、有効性評価においては、上記圧力制御範囲において、スプレイ流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ を一定として、スプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。これは、被ばく評価に与える影響を厳しく評価する観点から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である $130\text{m}^3/\text{h}$ を設定している。

(2) 影響評価

可能な限り連続スプレイを実施することとしている非常時運転手順書と有効性評価解析には、第 1 表に整理する相違点があり、非常時運転手順書に基づいて連続スプレイとした場合に、有効性評価解析に与える影響を確認する。

第 1 表 有効性評価との相違点と影響評価について

相違点	項目	評価
スプレー流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレー停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレーを連続スプレーとした場合、有効性評価において実施している $130\text{m}^3/\text{h}$ から流量を低下させることとなるため、格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する。また、有効性評価ではサプレッション・プール水位上昇を抑制するために間欠での代替格納容器スプレーを実施しているが、連続スプレーとした場合には、サプレッション・プール水位上昇が早くなるおそれがあるため、ベント開始時間に与える影響を確認する。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレー流量範囲の下限である $102\text{m}^3/\text{h}$ で一定とした条件での感度解析「 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケース」を実施した。また、その他の条件は有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」（以下「ベースケース」という。）と同じとした。

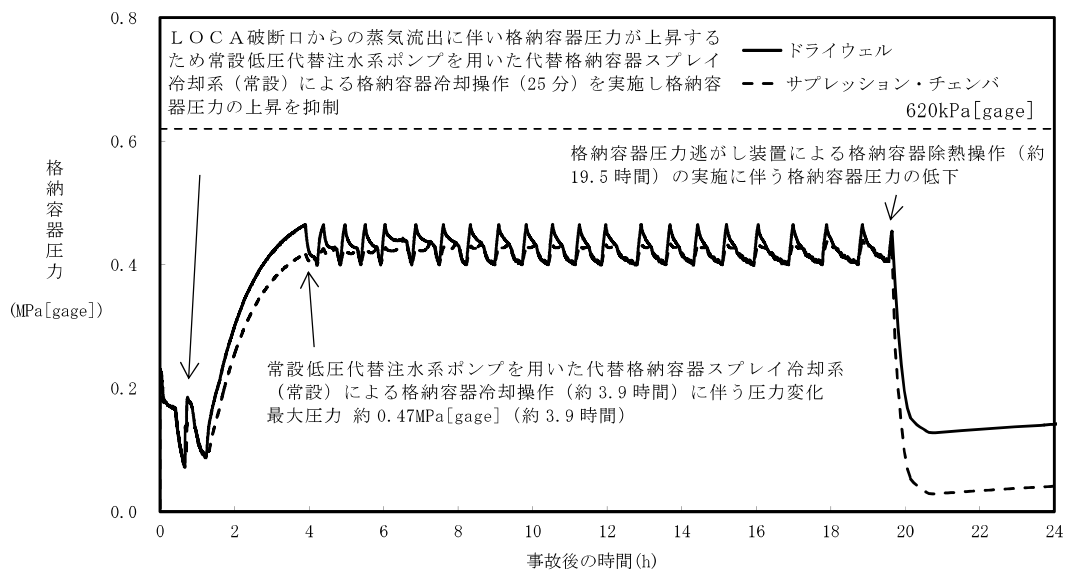
ベースケースと $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースを対比し、連続スプレーとした場合の影響について確認する。

(b) 評価結果

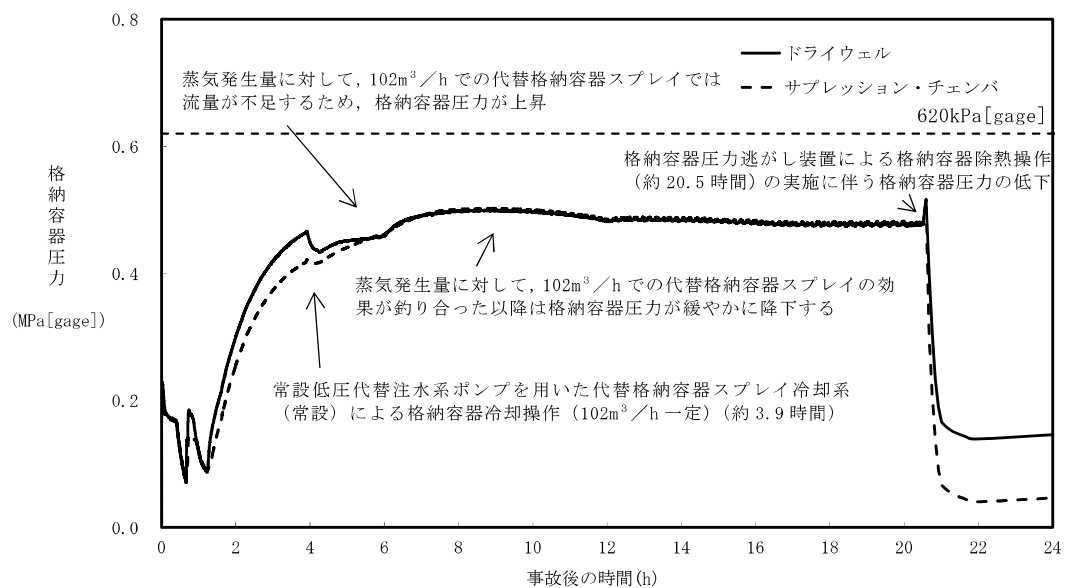
ベースケースにおける格納容器圧力の推移を第1図に、格納容器温度の推移を第3図に示す。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースにおける格納容器圧力の推移を第2図に、格納容器温度の推移を第4図に示す。

$102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースでは、約4時間後から約9時間後まで、蒸気発生量に対してスプレイ流量が不足し、格納容器圧力が上昇する結果となった。ただし、実運用では、スプレイ流量を調整することで圧力を 465kPa [gage] (1.5Pd) 以下に抑制することが可能である。また、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースにおけるベント開始時間は約20.5時間であり、ベースケースの約19.5時間よりも遅くなる結果となった。

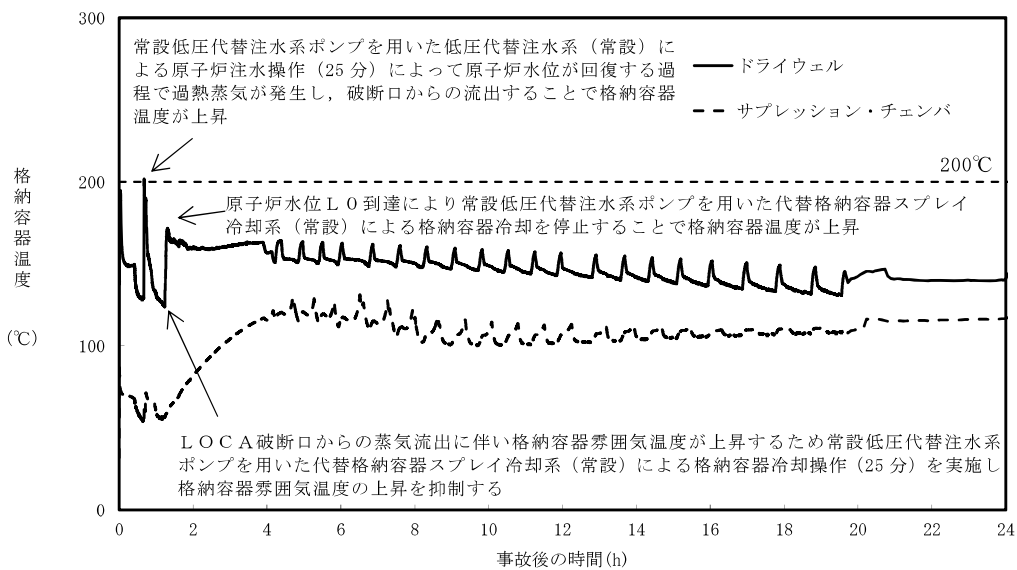
以上のことから、連続スプレイを実施することによる格納容器圧力及び格納容器温度に与える影響はなく、ベント開始時間が早まることによる被ばく評価への影響もない。



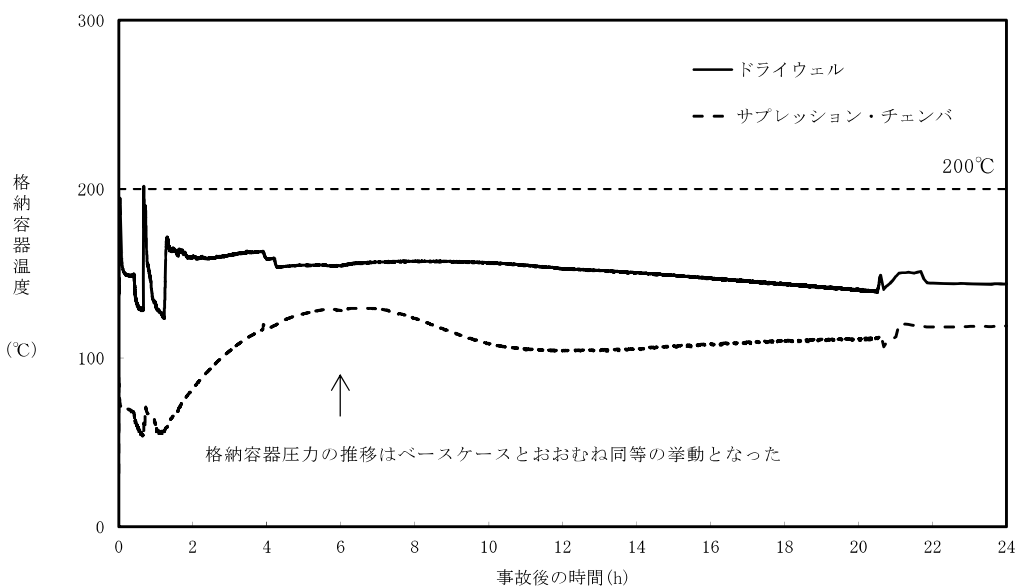
第1図 ベースケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第2図 102m³/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移 (24時間)



第 3 図 ベースケースにおける格納容器温度の推移（24 時間）



第 4 図 102m³/h 一定ケースにおける格納容器温度の推移（24 時間）

b. 影響評価②

格納容器スプレイに期待しているエアロゾル除去効果について、スプレイ流量が低下した場合には、液滴数が減少することで除去効率が変わり、ベースケースよりも格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

ベースケースにおいて、ベント直前の 19.5 時間後時点でのベースケース及び $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースの格納容器気相部のエアロゾルの濃度を対比する。

(b) 評価結果

19.5 時間後におけるベースケースと $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースにおける格納容器気相部のエアロゾルを第 2 表に示す。

第 2 表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ		エアロゾルの濃度 (kg/m^3)		ベースケースとの比較
		ベースケース	$102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケース	
1	C s I 類	1.62E-07	1.26E-07	7.78E-01
2	C s O H 類	4.39E-07	3.16E-07	7.20E-01
3	S b 類	1.13E-07	7.22E-08	6.39E-01
4	T e O ₂ 類	8.38E-08	4.43E-08	5.29E-01
5	S r O 類	6.63E-05	4.35E-05	6.56E-01
6	B a O 類	8.53E-05	5.55E-05	6.51E-01
7	M o O ₂ 類	1.09E-04	7.00E-05	6.42E-01
8	C e O ₂ 類	5.74E-05	3.77E-05	6.57E-01
9	L a ₂ O ₃ 類	6.64E-05	4.36E-05	6.57E-01
合計		3.85E-04	2.51E-04	6.51E-01

(c) 評価結果

評価の結果、 $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースではベースケースと比較して、格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少する結果となった。これは、間欠スプレイを実施する場合には、スプレイ停止期間中に格納容器内の温度が上昇し、沈着したエアロゾルが再浮遊することで濃度が上昇することに対して、連続スプレイを実施する場合は格納容器温度が相対的に低く抑えられたためと考えられる。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ベースケースの方がより保守的な結果であり、被ばく評価に与える影響はない。

c. 影響評価③

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素については、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において、可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため、格納容器圧力を 465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定とした感度解析「1.5Pd 制御ケース」を実施した。 465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定の格納容器圧力となるよう、 465kPa [gage] (1.5Pd) から 462kPa [gage] (1.49Pd) の圧力範囲で間欠スプレイを実施する条件とした。また、その他の条件はベースケースと同じとした。

ベースケースと 1.5Pd 制御ケースを対比し、連続スプレイとした場

合の希ガス，エアロゾル及び有機よう素の漏えいによる放出割合の影響について確認する。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第3表に示す。

第3表 原子炉建屋への放出割合の比較

核種グループ		放射能量 (0.5MeV 換算値)		ベースケースとの比較
		ベースケース	1.5Pd 制御ケース	
1	希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2'	有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2	C s I類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3	C s O H類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4	S b類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5	T e O ₂ 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6	S r O類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7	B a O類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8	M o O ₂ 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9	C e O ₂ 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10	L a ₂ O ₃ 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
合計		6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

第3表に示すとおり，エアロゾルは2%程度増加する結果となったが，希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは，ベースケースにおいて，間欠スプレイを実施することで急激にドライウェル圧力が低下し，サプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し，漏えい面積のより大きいドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し，1.5Pd

制御ケースの場合，ドライウェルとサプレッション・チェンバ間の急激な差圧が生じず，ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相対的に低くなったためである。

また，ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいする希ガス，有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は，第 4 表に示すとおり，希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めている。1.5Pd 制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であることに加え，寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることから，間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価となる。

第 4 表 核種グループごとの被ばく寄与率（ベースケース）

	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン
希ガス	約 56%	—	—
有機よう素	約 26%	約 55%	約 96%
無機よう素	約 17%	約 35%	
粒子状よう素	約 1%	約 2%	
エアロゾル	約 1%	約 9%	約 4%

さらに，a. にて示したように， $102\text{m}^3/\text{h}$ 一定ケースでは，ベースケースと比較し，ベント開始時間が遅くなることで被ばく評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため，より被ばく線量は低くなる。

なお，無機よう素については，有効性評価における格納容器圧力の制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため，影響はない。

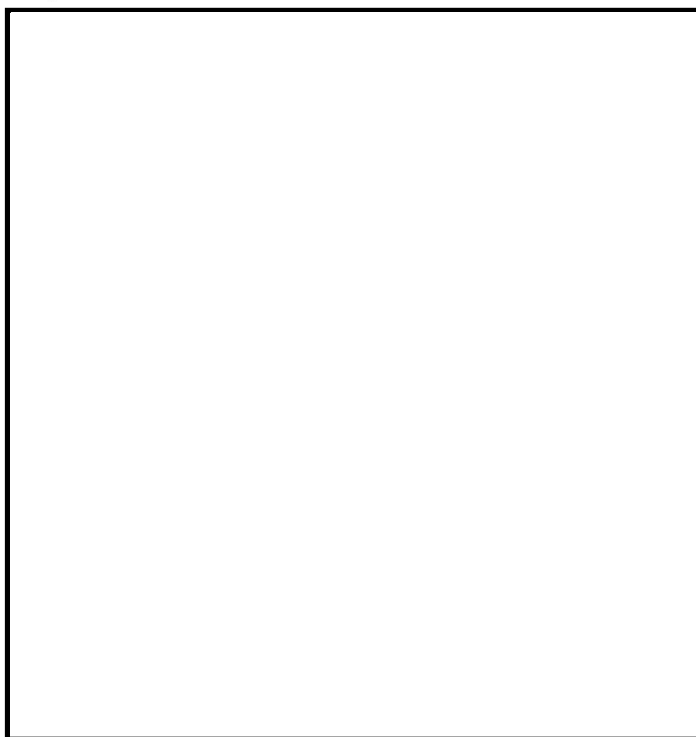
以上のことから，被ばく評価において，ベースケースの方がより保守的な結果となるため，被ばく評価に対する影響はない。

補足 1 スプレー流量制御の下限值の設定について

格納容器スプレーによるエアロゾル除去効果については、MAAPコードにおいて取扱っており、スプレー液滴径と相関があるため、スプレー流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがある。そのため、連続スプレー流量制御の下限値は、MAAP解析にて有効性を確認している粒径である 2mm が確保される流量を設定する。流量制御の下限値の設定に当たっては、実験^{*1}による知見に基づき、代替格納容器スプレー流量の下限値を設定する。

1. 実験の知見及び考察

実験の結果を第 1 図に示す。実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが、第 1 図に示すノズル当たりの流量が L/min 以上の場合、最大の液滴径は 2 mm 以下となる。そのため、ノズル当たりの流量が L/min 以上確保される流量を代替格納容器スプレー流量制御の下限値として設定する。



第 1 図 スプレー液滴径の実験結果

(ノズル当たりの流量 L/min)

2. 流量制御の下限値の設定

東海第二発電所におけるスプレーヘッドのノズル数は 個であることから、下式に示すとおり、スプレー流量 $102\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保することで、スプレーノズル当たりの流量は L/min 以上確保される。

$$\begin{aligned}
 \text{○系統流量} &= \text{ (L/min/ノズル)} \times \text{ (ノズル)} \\
 &= \text{ (L/min)} \\
 &= 102 \text{ (m}^3/\text{h)}
 \end{aligned}$$

※1 共同研究報告書，放射能放出低減装置に関する開発研究 (PHASE2) (平成 5 年 3 月)

フィルタ装置における化学反応熱について

重大事故等時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質（よう化ナトリウム (NaI)、硫酸ナトリウム (Na₂SO₄)) であり、スクラビング水の pH に与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量 (500kW (別紙 2)) とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約 1/30 であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。

重大事故等時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、よう素除去部において有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約 0.003vol% と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の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。また、よう素除去部にて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部の温度変化が十分小さいことを確認した。

1. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量

(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量

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構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙 2 に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素 (Si, Ca, Mg, Al, K 等) で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で 1mol 当たりの発熱量が最も大きいのは であることから、ここでは で代表し、設計条件である 400kg 全量が としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。

ベンチュリスクラバにおける の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる (参考図書 1)。

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、 となる。

以上より、1mol の の反応には の発熱量を伴うこととなる。

400kg は に当たることから、発熱量は となる。

(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応による発熱量

ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は、スクラビング水に添加する薬剤により行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）

[Redacted]

それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。

[Redacted]

熱化学方程式と標準生成エンタルピより、[Redacted]となる。

以上より、1mol の無機よう素の反応には [Redacted] の発熱量を伴うこととなる。

フィルタ装置に貯留するスクラビング水 [Redacted] には [Redacted] wt%含有していることから、 $S_2O_3^{2-}$ の量は [Redacted] となる。

一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。

a. よう素炉内内蔵量（約 24.4kg）

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発

電所の熱出力 (3, 293MW) を考慮して算出した結果, 約 24. 4kg とする。

b. 格納容器へのよう素放出割合 (61%)

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。

c. 格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)

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

以上より, ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253. 8) 約 13. 6kg (=24. 4kg×61%×91%) の量は約 53. 6mol (=13, 600g/253. 8g/mol) となる。無機よう素と の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と の反応により生じる全発熱量は, となる。

(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価



以上より，ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。

2. よう素除去部における化学反応による発熱

(1) よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量

よう素除去部における有機よう素の捕集は，銀ゼオライトへの吸着反応として行われ，その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。

アルカリ性条件下（発熱反応）



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書 1）。



熱化学方程式と標準生成エンタルピより，となる。

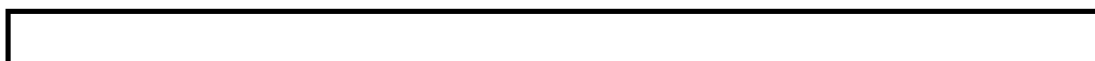
以上より，1mol の有機よう素 CH_3I の反応には の発熱量を伴うこととなる。

ここで，よう素除去部に流入する有機よう素の量は，別紙 11 に記載のとおり となる。したがって，よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は となる。

有機よう素の全量が 10 分間（600 秒）でよう素除去部へ捕集されたと考えると，発熱量は となる。

(2) よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量

よう素除去部における無機よう素 I_2 の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。



それぞれの化学種の標準生成エンタルピは以下の値となる（参考図書1）。



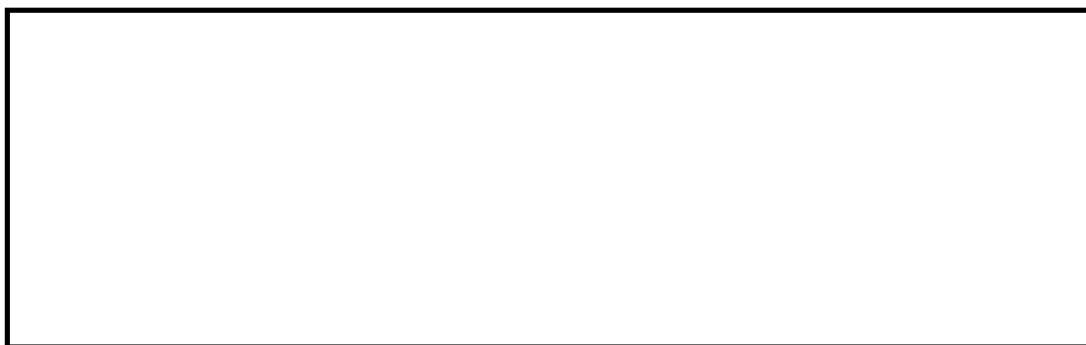
熱化学方程式と標準生成エンタルピより、となる。

以上より、1mol の無機よう素 (I_2) の反応にはの吸熱量を伴うこととなる。

ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。

(3) よう素除去部における化学反応の発熱量の評価





以上より，よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため，影響はないと言える。

<参考図書>

1. 化学便覧基礎編改訂 5 版

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

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

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお、NUREG-1465では格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel等）ごとに格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。（別紙2）

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

第 1 表 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性
	合計		400

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

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温 10℃ の場合は約 1.3[mPa・s]、80℃ の場合は約 0.3[mPa・s] である（参考図書 1）。

a. 可溶性エアロゾルの影響

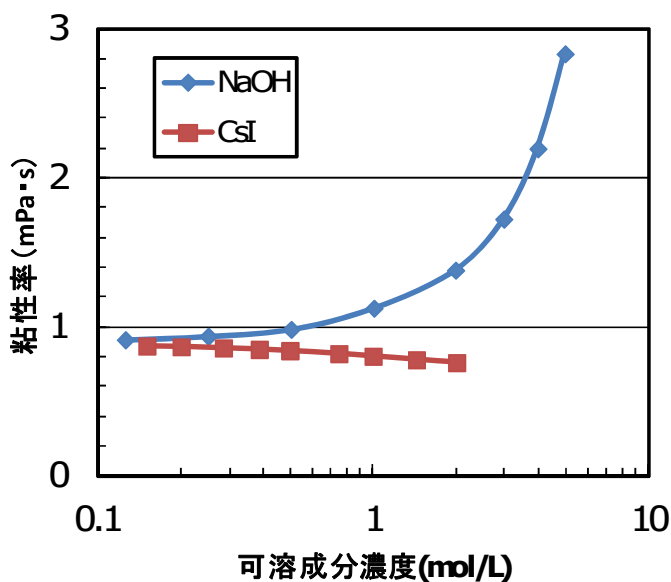
エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる（参考図書 2）。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、Na⁺、K⁺、CS⁺ があり、陰イオンには OH⁻、Cl⁻、Br⁻、I⁻、CO₃²⁻、HCO₃⁻、SO₄²⁻ がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na⁺、

陰イオンは OH^- であり，水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+ ，陰イオンは I^- であると考えられる（参考図書 1, 3）。

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

スクラビング水として低温（粘性率が高い）の 25°C における [] [] とよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第 1 図に示す。



第 1 図 [] と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)

[] : 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

スクラビング水に添加している化学薬剤の []
 [] であり、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て [] として評価すると、第1図より [] mPa・s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て []
 [] と想定すると、その溶液のモル濃度は [] mol/l 上昇し、
 [] となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より [] mPa・s となる。

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

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

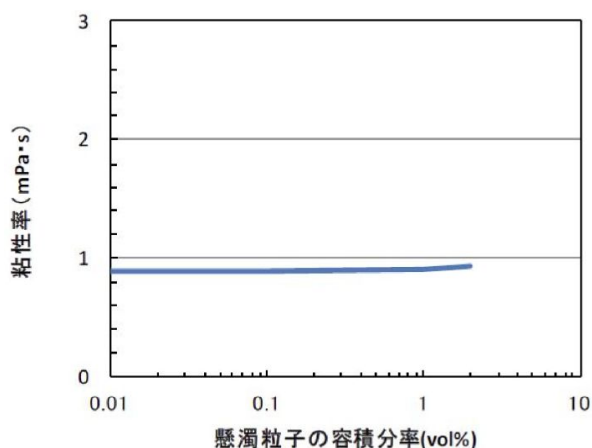
b. 不溶性エアロゾルの影響

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

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

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子

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



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）

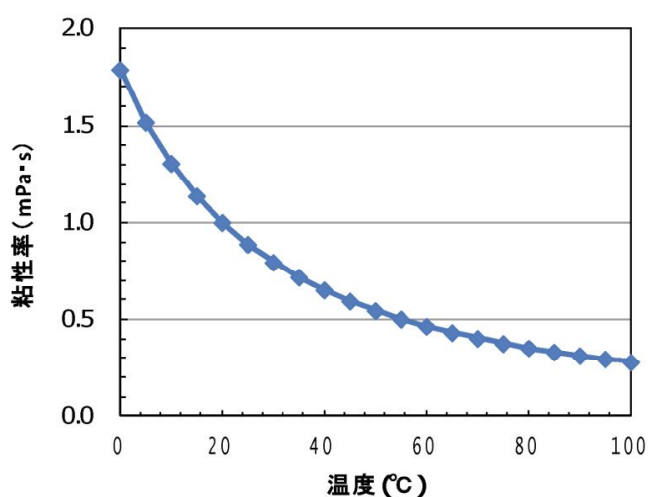
スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 \square / cm^3 ）とし、最低水量の \square t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 \square vol% ($= 400 \times 10^3 / 2.4 / (15.5 \times 10^6)$) となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm^3 は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、 TeO_2 （密度約 $5.7 \text{g}/\text{cm}^3$ ）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 評価結果

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

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



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

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

〈参考図書〉

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

窒素供給装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

① S A 事象進展中における窒素注入容量

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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する。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において、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評価で使用しているG値を採用した場合、事象発生約 21 時間後にドライウエルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.0vol%に到達後、原子炉格納容器への窒素注入を最大 $400\text{Nm}^3/\text{h}$ で実施できる容量としている。次ページ以降の容量設定根拠参照。

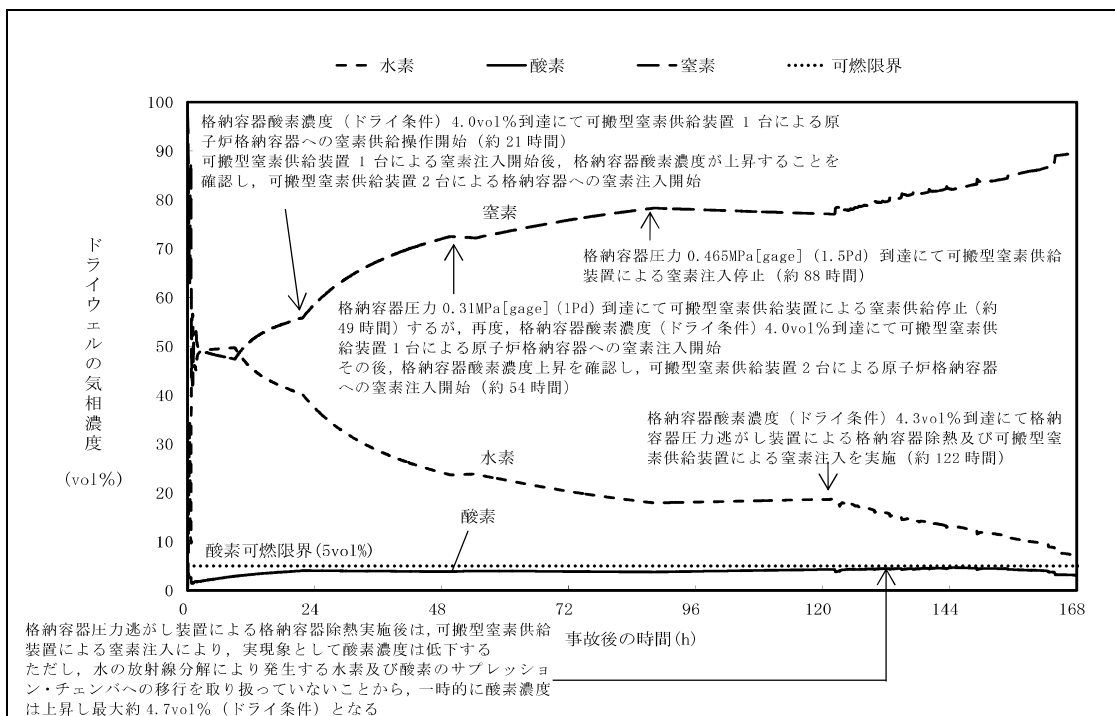
名称		窒素供給装置
容量	Nm ³ /h (1 台当たり)	約 200
窒素純度	vol%	約 99.0
窒素供給圧力	MPa [gage]	約 0.5

(1) 容量及び窒素純度

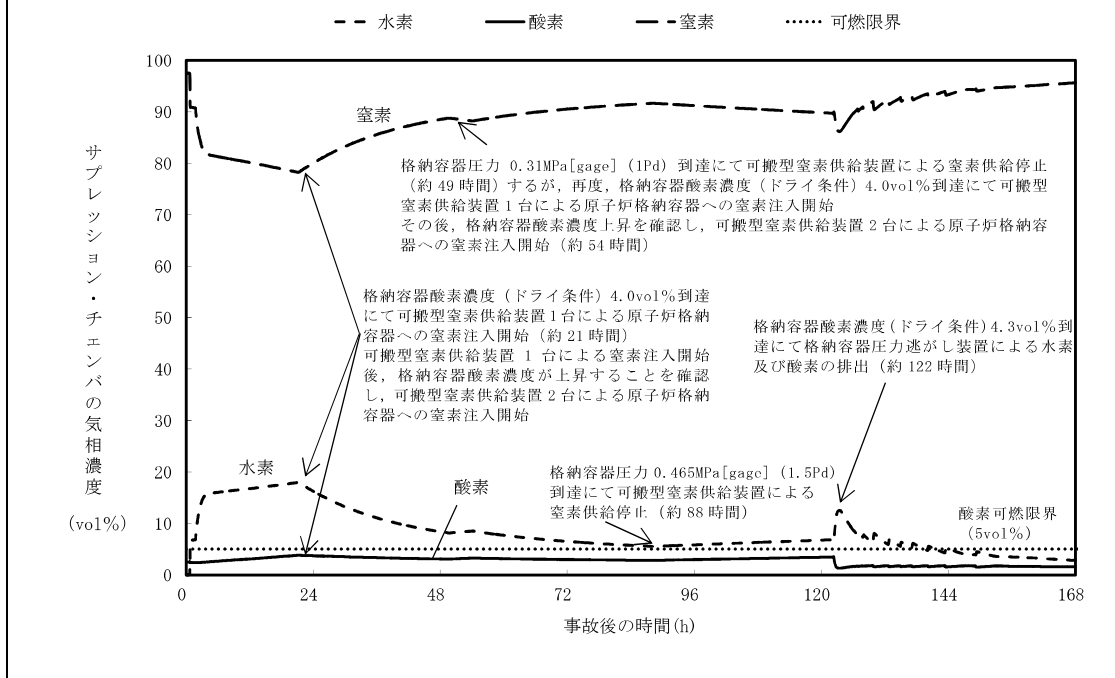
窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素注入を実施することとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において、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評価で使用している G 値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 1 図、第 2 図に示す。事象発生約 21 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.0vol%に到達後、原子炉格納容器への窒素注入を最大 400Nm³/h にて実施する。また、事象発生約 122 時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol%に到達すれば、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達することはない。

窒素供給装置の保有数は、窒素供給量を満足するように 1 セット 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 セット 2 台の合計 4 台を保管する。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

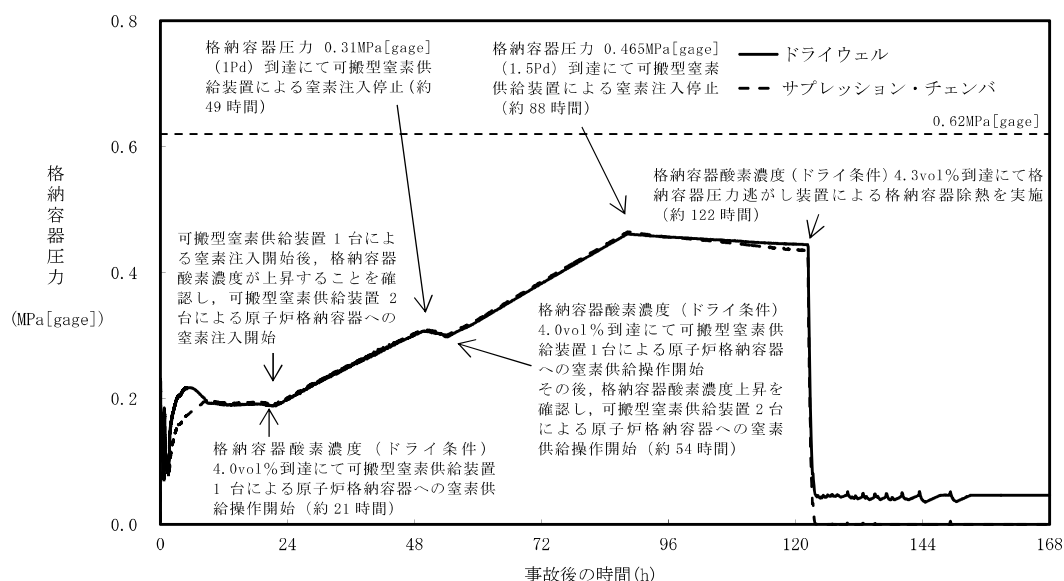


第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサブレーション・チェンパの気相濃度の推移 (ドライ条件)

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、0.5MPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において、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評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移を第3図に示す。事象発生約21時間後から原子炉格納容器への窒素注入を実施するが、原子炉格納容器への窒素注入は格納容器圧力が0.465MPa[gage]到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。



第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移

- ② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm ³ /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

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

第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線 吸収割合	放射性物質移行量		発生量[m ³ /h] ^{※1}	
		割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部（コリウム）	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部（コリウム以外）	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W及びペデスタル部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※1 ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。
 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は小数点第3位を切り上げる。
 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1としている。

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

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

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

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

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

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

ことはない。

(2) 格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、以下に示した①～③の式により算出できる。

① 発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]

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

② 水素（酸素）発生量 [分子数/s]

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

吸収割合

③ 水素（酸素）発生量 [m^3/h]

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

スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW（フィルタ装置の設計条件）

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は $1.67 \text{ m}^3/\text{h}$ 、酸素の発生量は $0.836 \text{ m}^3/\text{h}$ となる。

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

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

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

$$y > 17.8 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記より，必要窒素供給量は $17.8\text{Nm}^3/\text{h}$ となる。窒素供給装置の1台当たりの容量は $200\text{Nm}^3/\text{h}$ であることから，格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

フィルタ装置入口配管の位置について

東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。

(1) 機器設計上の考え方

東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。

(2) 悪影響の有無について

入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。

なお、強度や耐震性への影響は構造（入口配管の位置）を適切に反映して評価することから、問題はない。

a. フィルタ性能への影響

フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。

したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。

なお、JAVA 試験設備においては、
エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。

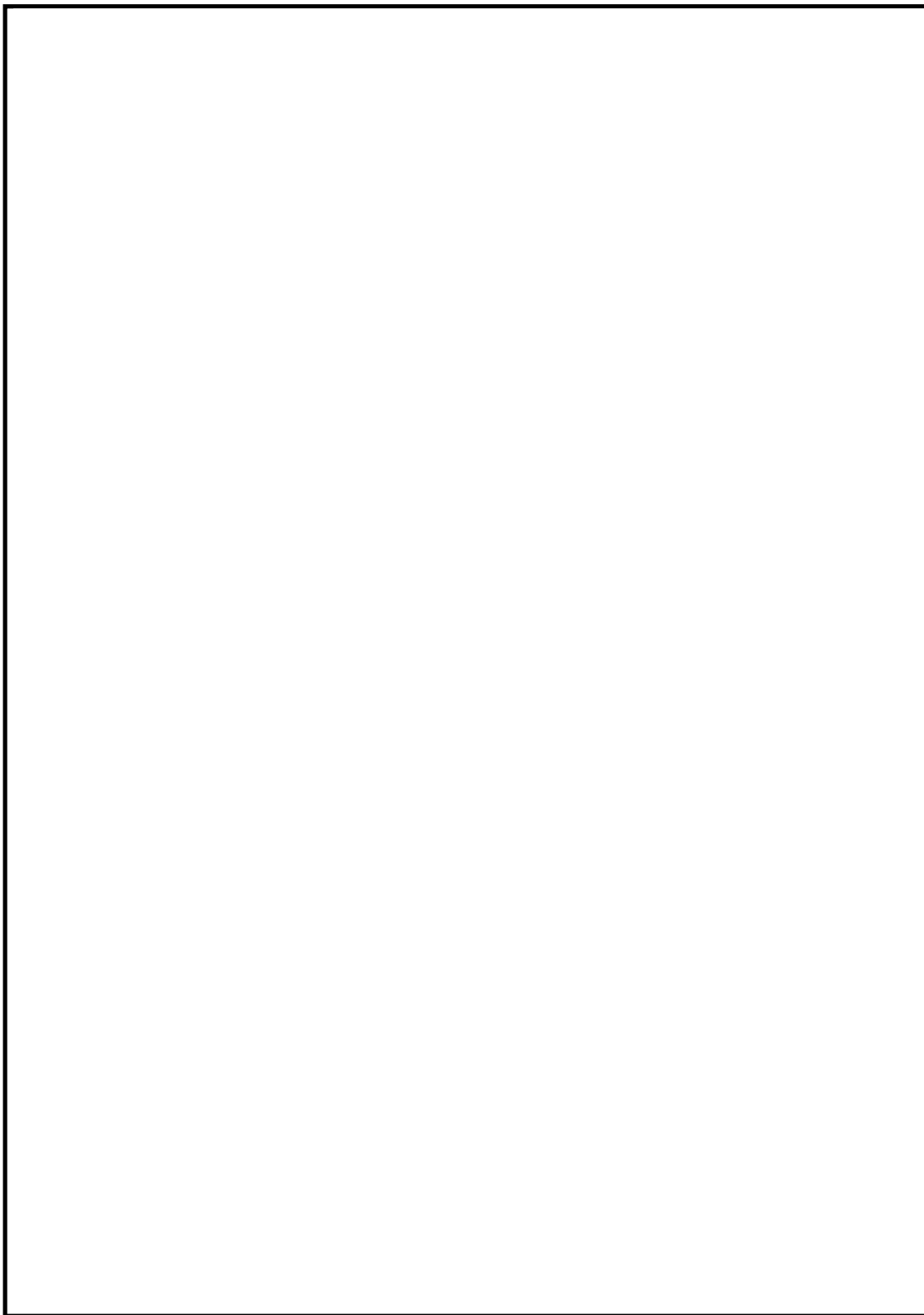
b. バウンダリへの影響

系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、
を採用することで、バウンダリへの影響はない。

c. 放射線防護への影響

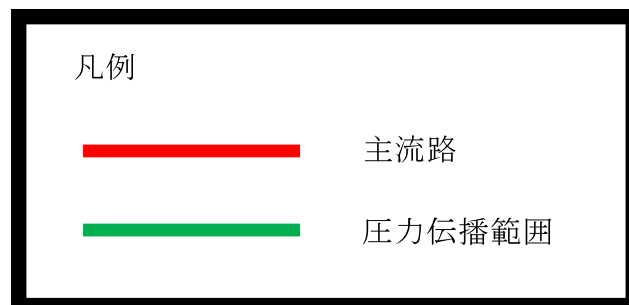
フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、
の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。

以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはない。

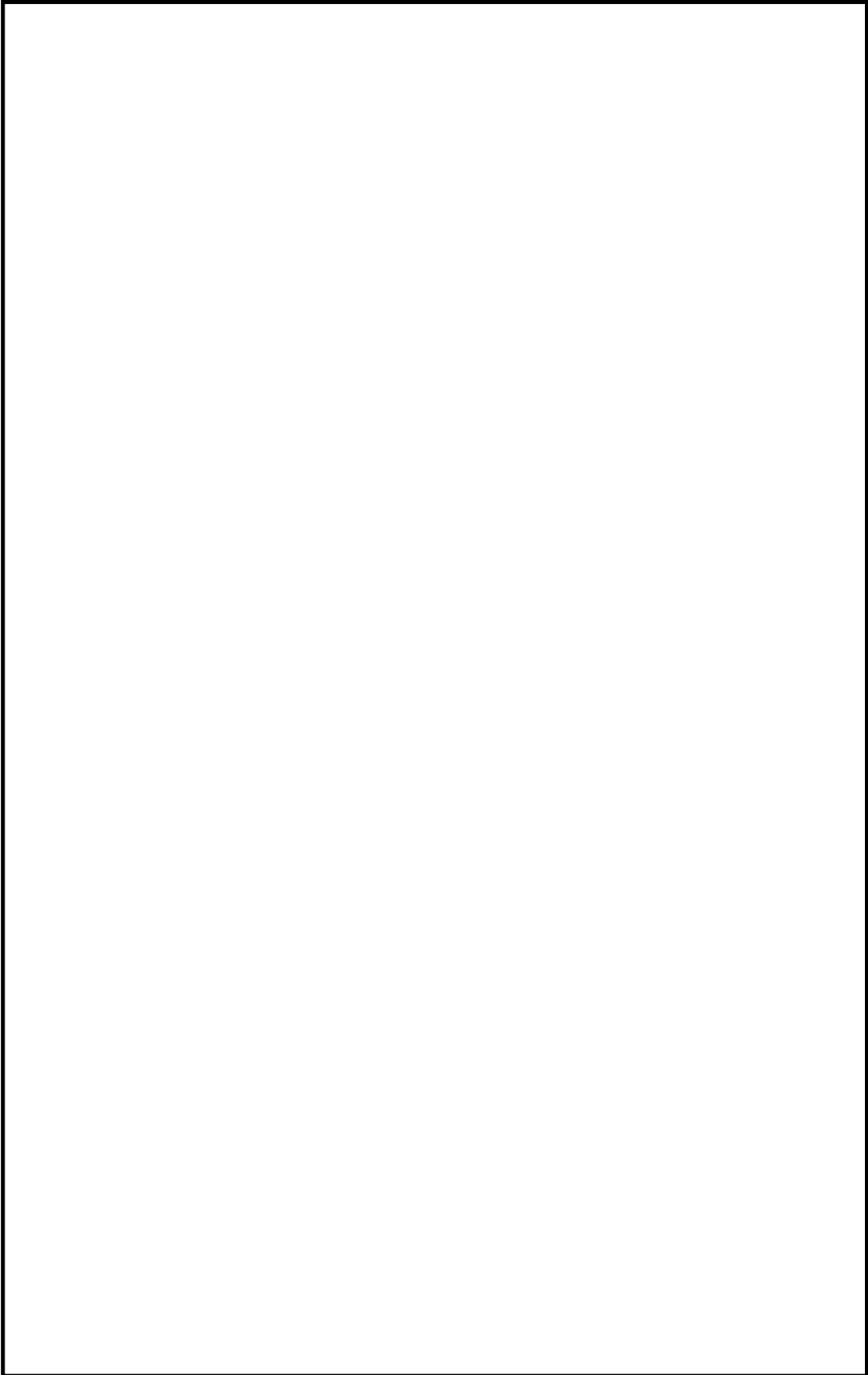


第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較

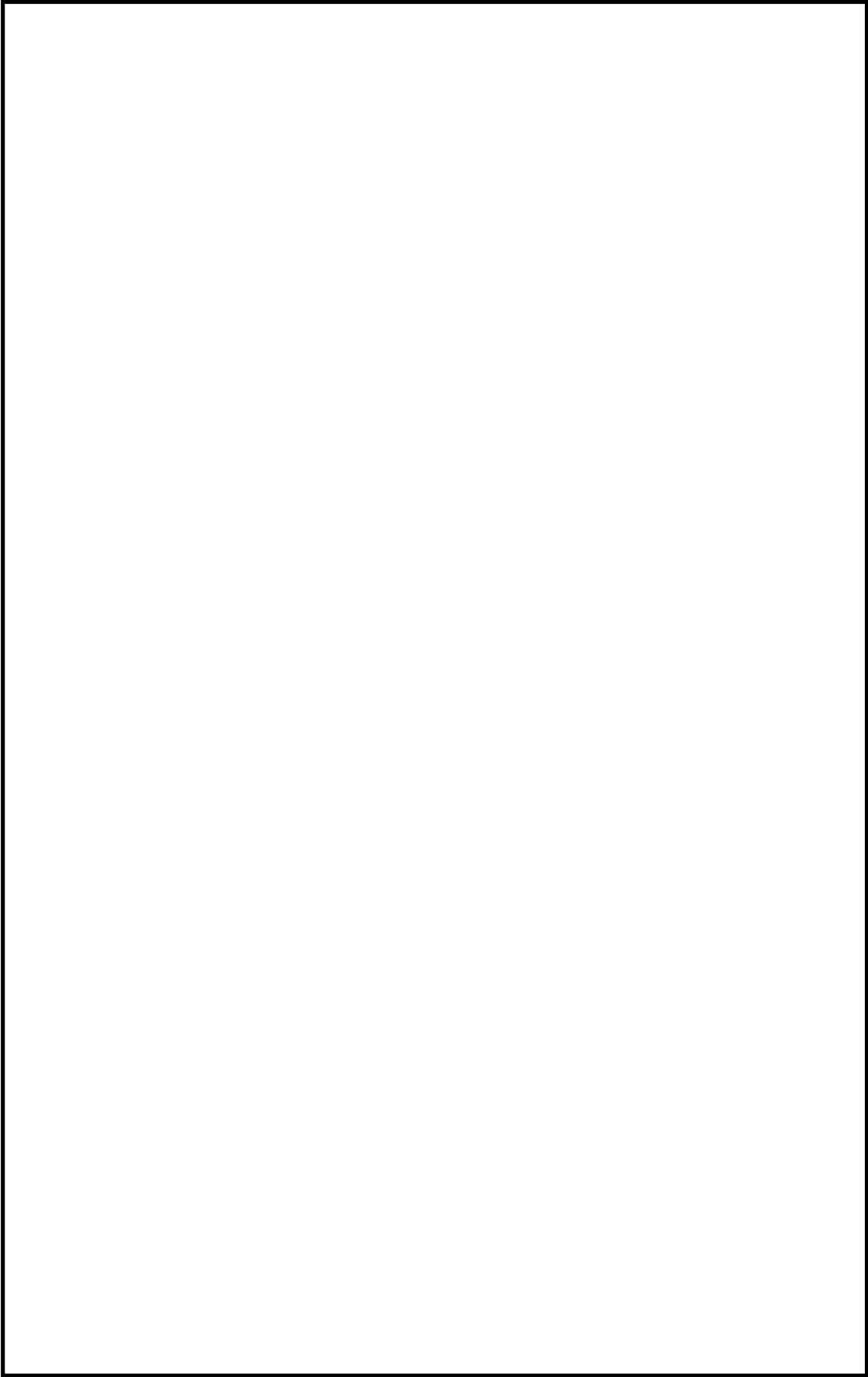
50-13 SAバウンダリ系統図（参考図）



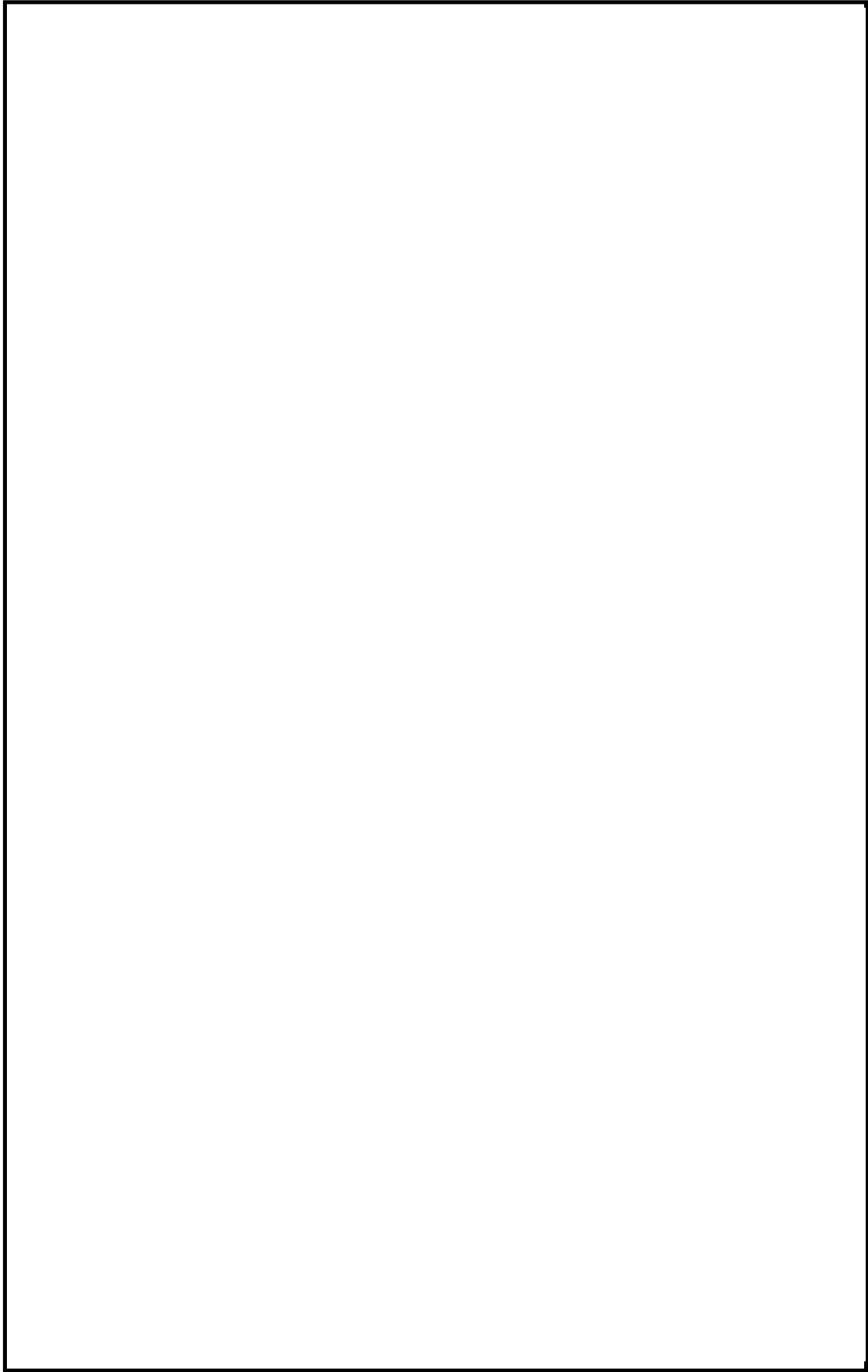
50-13-1



50-13-2



50-13-3



50-13-4