

別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

格納容器圧力逃がし装置は、設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることとしている。そこで、地震荷重と組み合わせる荷重を以下の通り設定し、その荷重により発生する応力を評価している。また、許容応力状態を $IV_A S$ とし、さらに重大事故等時における運転状態を考慮して設定した設計温度にて、許容限界を設定する。その上で、発生応力が許容限界以下であることを確認することで、基準地震動 S_s に対する機器の健全性を確認している。

表 1 フィルタ装置及びよう素フィルタの耐震設計条件

荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	温度条件
$D + P_{SA} + M_D + S_s$	D ($IV_A S$)	T_{SA}

表 2 配管の耐震設計条件

荷重の組合せ	供用状態 (許容応力状態)	温度条件
$D + P_{SA} + M_D + S_s$	D ($IV_A S$)	T_{SA}

【各記号の注釈】

D：死荷重

P_{SA} ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重

M_D ：地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む。）又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_s ：基準地震動 S_s により定まる地震力

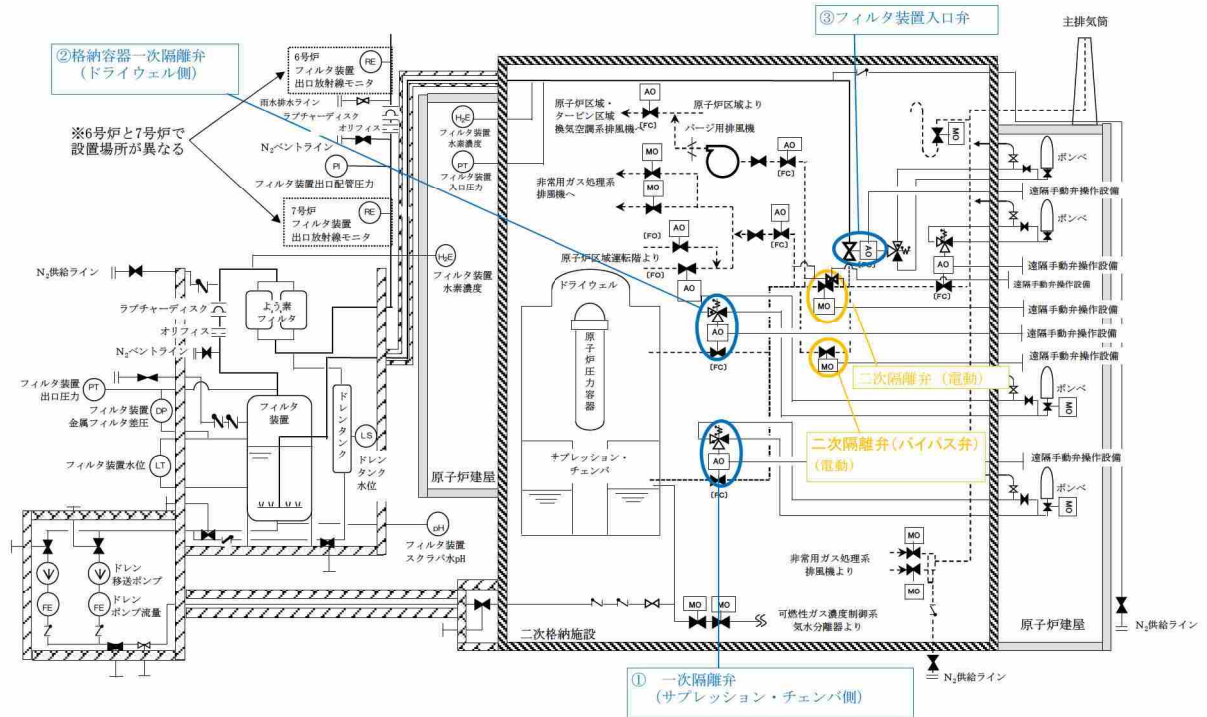
T_{SA} ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

なお、当該設計における荷重の組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 4 6 0 1 ・補-1984, J E A G 4 6 0 1 -1987 及び J E A G 4 6 0 1 -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 4 6 0 1」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 年追補版含む)）（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。

別紙 32 空気作動弁に対する人力操作の成立性について

1. 概要

ベント操作に関連して開閉が必要な空気作動弁としては、一次隔離弁（ドライウエル側及びサブプレッション・チェンバ側）及びフィルタ装置入口弁がある（第1図）。これらはの弁はいずれもシリンダー操作式空気作動バタフライ弁であり、二次格納施設外からの遠隔人力操作が可能な構造としている。



第1図 二次格納施設外より人力操作を行う空気作動弁

遠隔人力操作機構の主な機器構成を第2図に示す。

- 二次格納施設外の操作ハンドルの回転トルクを弁駆動部シリンダーの操作軸まで伝達させるための等速ジョイント
- 手動操作軸の回転トルクを低減するための減速ギアボックス
- 等速ジョイントを躯体床もしくは壁面に固定するためのギアボックス

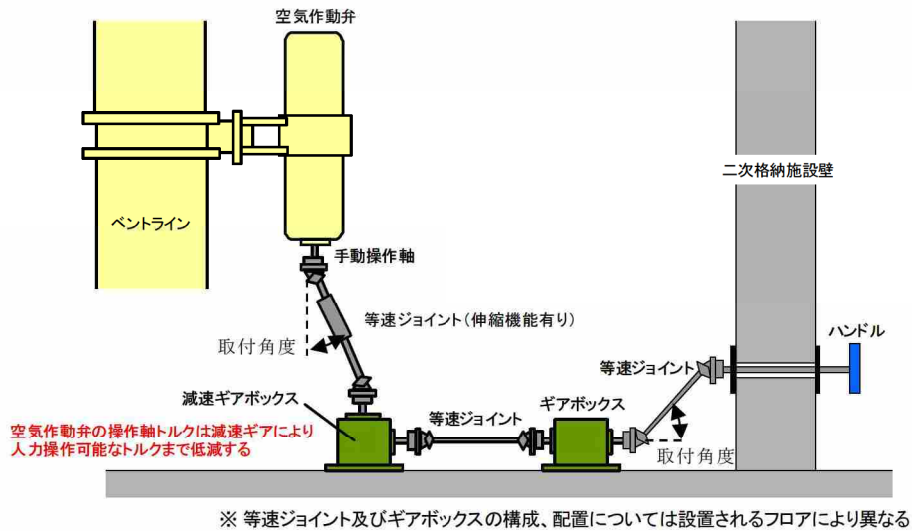
により構成されている。

空気作動バタフライ弁に対して空気作動の場合と人力操作を行う場合の動作機構の説明を第3図に示す。

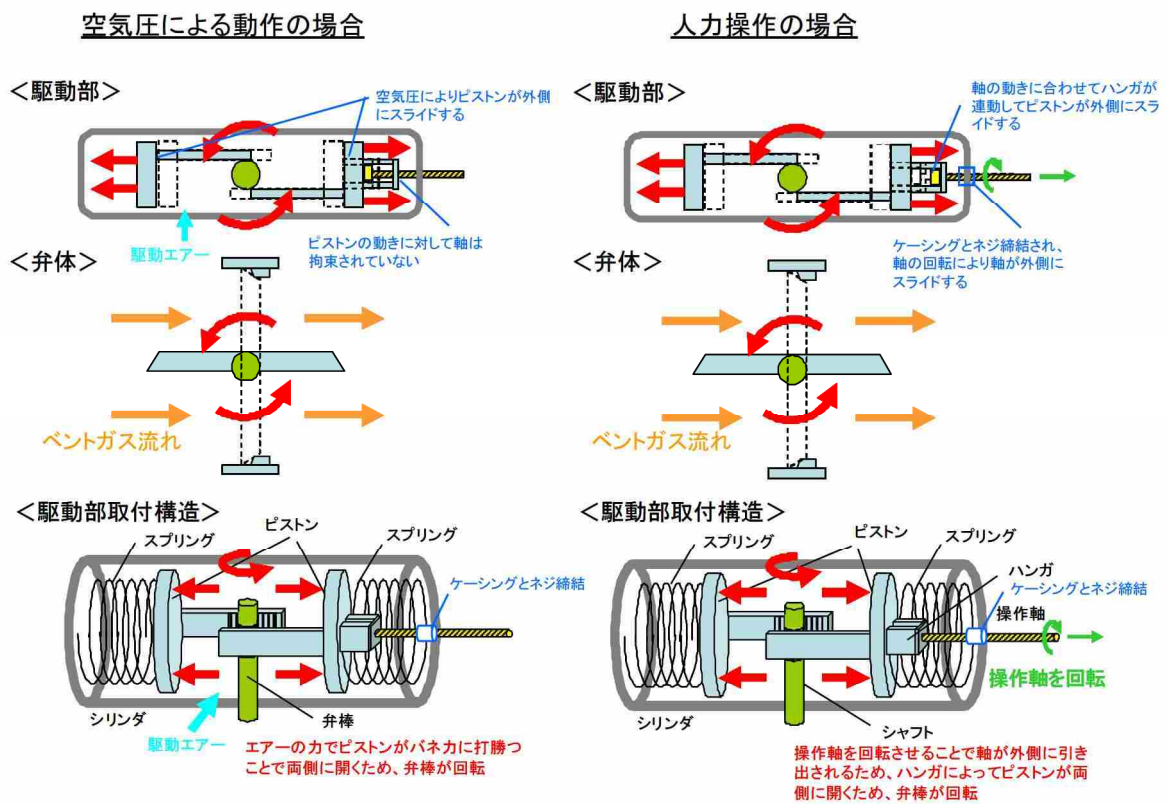
空気作動を行う場合にはシリンダー内に空気を供給することにより、ピストンがスプリング反力に逆らって外側に押し広げられ、ピストンの動作に合わせて弁棒が回転して弁体が開閉動作する。

一方で、人力操作を行う場合、操作軸がケーシングに対してネジ締結になっており、手動で操作軸を回転させることにより、操作軸が水平方向に移動する。ピストンに取り付けられているハンガは操作軸と連動して回転することなく水平方向

に移動し、弁が開閉する。この際に、スプリング力は水平方向の力しか発生しないため、操作軸を水平方向に押さえつけるだけである。そのため、操作軸に回転力を加え続けなくても逆転することはなく、開保持は可能である。開保持可能であることは弁単体を用いた実機での作動試験においても十分に確認済みである。



第2図 空気作動弁遠隔操作機構構成図



第3図 空気作動弁を操作する際の動作原理

2. 操作性

二次格納施設外よりハンドルを回転する際の操作トルクについては、等速ジョイントやギアボックスによる伝達効率を考慮した上で、人力で操作可能な回転数、トルクに調整されている。人力操作対象弁を操作する際の最大トルク及び人力で全開もしくは全閉するためのハンドル回転数について第1表に示す。

第1表 空気駆動バタフライ弁の人力操作性 (6/7号炉)

No.	弁名称	駆動方式	弁の状態	最大操作トルク※1	回転数 (全閉→全開)	操作時間※2	必要人員※2
①	一次隔離弁 (ドライウエル側)	空気駆動	NC FC	20~40N・m	779回転	約20分	2人
②	一次隔離弁 (サブプレッション・ チェンバ側)	空気駆動	NC FC	20~40N・m	779回転	約20分	2人
③	フィルタ装置入口弁	空気駆動	NO FO	20~40N・m	779回転	約20分	2人

※1 空気駆動弁を人力操作する場合のハンドルトルクについては、弁駆動部の手動操作軸がスプリングをたわめながら回転する反力が支配的であり、全開操作を行った際に全開状態付近で受ける反力が最大となる。一方で、全閉状態で弁体に対して2Pdの差圧が負荷された状態で、全開操作を行ったときには、差圧が無い状態と比べて操作トルクは過渡的に大きくなる可能性があるが、スプリング反力と比較して小さい。

以上のことから、最大操作トルクは全開操作時に全開付近のものを対象としており、その時点での弁体前後の差圧影響はない。

※2 操作時間については、既に遠隔人力操作機構を設置済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウエル側及びサブプレッション・チェンバ側））に対し、遠隔人力操作機構にて人力操作試験を行った際の実績時間（全閉→全開とする時間）をもとに設定している。

人力操作試験にあたっては、SA時の作業状況を再現するために全面マスクを着用して実施し、操作員の個人差による影響については極力保守的な結果となるように配慮して実施した。なお、人力操作試験を実施していない空気駆動弁の操作時間については、等速ジョイントの伝達ロス等の差異を考慮すると、人力操作試験を実施済みの空気駆動弁（7号炉の一次隔離弁（ドライウエル側及びサブプレッション・チェンバ側））よりも短くなる見込みである。

3. 信頼性

シリンダー操作式空気作動バタフライ弁である一次隔離弁（ドライウェル側及びサブプレッション・チェンバ側）については、従前より原子炉格納容器バウンダリの一次隔離弁として設置されているものであり、十分な耐放射線性、耐震性、耐環境性を有している。また、フィルタ装置入口弁については、一次隔離弁と同一仕様のもので採用しており、一次隔離弁と同様に、十分な耐放射線性、耐震性、耐環境性を有している。

また、シリンダー操作式空気作動バタフライ弁について操作軸を回転させることにより開閉することは、従前から配備していたラチェットハンドルにて人力操作する機構（第4図）を取り付けることで実施しており、現状までに当該装置を用いることによる開閉操作によって、シリンダー操作式空気作動バタフライ弁に不具合は発生していない。そのため、操作軸を回転させることにより生じる荷重に対して、操作軸やハンガ、ピストン、シリンダが十分な強度を有していると考えられる。



第4図 シリンダー操作式空気作動バタフライ弁

一方、今回追設する遠隔人力操作機構においても、事故時の動作要求を満足することを確認するため、耐放射線性、耐震性、耐環境性について、下記の通り検証した。また、ベント操作を複数回実施する場合を想定し、繰り返しの荷重（駆動トルク）に対する遠隔人力操作機構の健全性についても確認した。

【耐放射線性】

ベント時に配管から受ける線量に対して劣化しないことが求められるが、駆動部及びケーシング等の強度部材として有機物を使用していないため、操作性に影響を与えることはない。

【耐震性】

等速ジョイント及びギアボックス単品について、各部品が設置されるフロアにおける地震荷重に対して健全であることを加振試験にて確認する。また、各部品を組み合わせた場合に、構成上最も厳しいパターンを代表して、加振試験を行うことで健全性を確認する。

また、操作対象弁が設置される配管が熱及び地震荷重によって変位するため、建屋床及び壁面に直接設置されるギアボックスに対して相対変位を生じる。これによって、弁とギアボックスを接続する等速ジョイントに可動範囲外の荷重がかかり、機器を破損することを防止するため、操作対象弁とギアボックスを接続する等速ジョイントは変位を吸収するための伸縮機構が設置されている。

【耐環境条件】

遠隔人力操作機構が設置されるエリアの事故時環境温度としては、保守的に100℃を想定する。等速ジョイントやギアボックスの主要部材は金属であることから事故時環境温度においても影響はない。一方で、主要部材以外で比較的耐熱温度が低いものについては以下のものがある。

- ・ ギアボックスに使用している潤滑油については、高温状態に晒された条件で長期間使用することで劣化速度が早まる傾向がある。劣化した状態で使用することによりギアボックスの内部抵抗が増加する可能性があるが、人力による低速回転で使用するものであり、使用時間も十分短いことから、潤滑油の劣化が機能に影響することはない。

【複数回動作に対する健全性】

等速ジョイント（伸縮機構有り、無し）には、長時間健全に動作するために許容されるトルクと取付角度が定められている。遠隔人力操作機構の等速ジョイントに負荷されるトルクと取付角度は、これらの許容トルクならびに許容取付角度を超過しないよう設計している。

また、ギアボックスには、長時間健全に作動するために許容されるトルクが定められている。遠隔人力操作機構のギアボックスに負荷されるトルクは、この許容トルクを超過しないよう設計している。

一方、遠隔人力操作機構を構成する等速ジョイントやギアボックスは、本来自動車の駆動系等の長時間に渡り動作することが要求される回転機械に適用されるものである。そのため、トルクや取付角度について、許容される範囲を満たす使い方をすれば、遠隔人力操作機構を複数回使用した程度で損傷するものではない。なお、これまで、実機に設置した遠隔人力操作機構を用いて、一次隔離弁の開閉操作を合計21回実施したが、遠隔人力操作機構および弁に不具合は発生していない。

別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

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

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

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

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を第 1-1 表及び第 1-7 図から第 1-17 図に示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含めた。格納容器ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所にあるものとして評価した。

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

第 1-1 表 格納容器ベント実施前後の作業

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

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間(余裕を見込み 3 時間を差し引き設定)

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 「実用発電用原子炉に係る発電力の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について
の 1.7 で示すタイムチャートを踏まえて整理。評価時間には作業場所への往復時間を含め、タイムチャートに記載がない場合は片道 10 分と仮定した。第 1-1 図から第 1-6 図に各評価時間の設定根拠を示す。

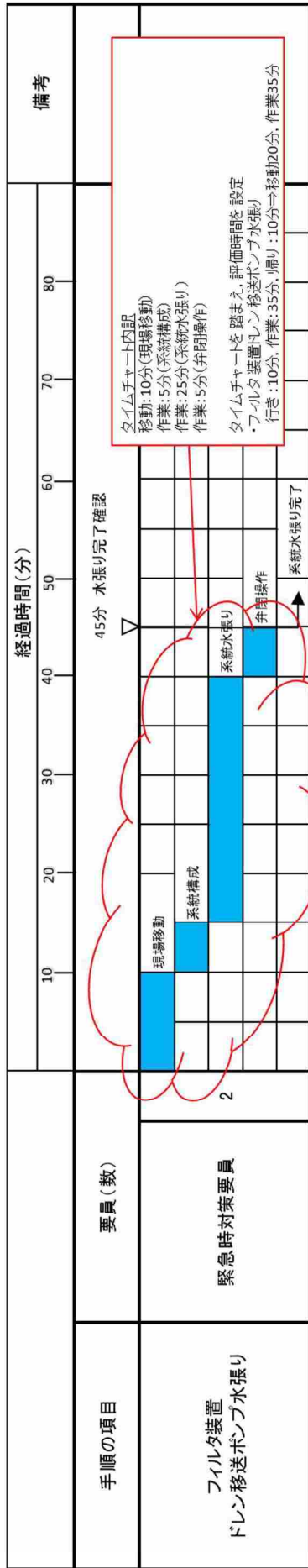
※4 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所 (線源となるよう素フィルタ等の近傍) よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。



タイムチャート内訳
 作業: 40分(ベント弁 遠隔手動弁操作設備による開操作)
 タイムチャートを踏まえ, 評価時間を設定
 ・一次隔離弁の開操作
 行き: 10分, 作業: 40分, 戻り: 10分⇒移動20分, 作業40分

タイムチャート内訳
 移動: 10分
 作業: 2分(ワイルダバント大気放出口 インレン 弁の開操作)
 移動: 2分
 作業: 1分(SGS)即PCVベント用水素カスベント止め弁の開操作)
 移動: 2分
 作業: 5分(二次隔離弁の開操作)
 移動: 5分
 合計: 27分⇒余裕を見て35分
 タイムチャートを踏まえ, 評価時間を設定
 ・ワイルダバント大気放出口 インレン 弁の開操作
 行き: 10分, 作業: 5分, 戻り: 10分⇒移動20分, 作業5分
 ・SGS)即PCVベント用水素カスベント止め弁の開操作
 行き: 10分, 作業: 5分, 戻り: 10分⇒移動20分, 作業5分
 ・二次隔離弁の開操作
 行き: 10分, 作業: 5分, 戻り: 10分⇒移動20分, 作業5分

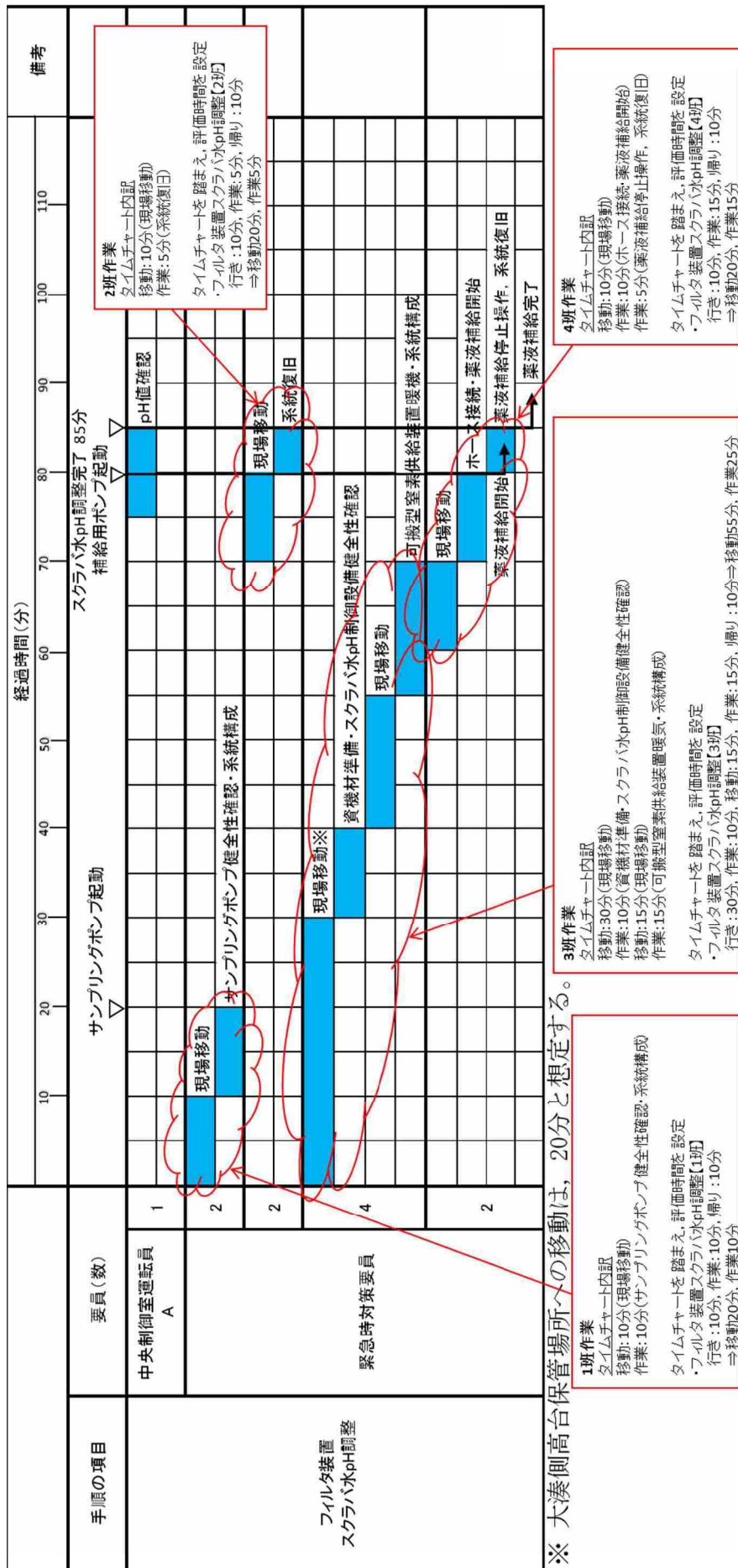
第 1-1 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) タイムチャート (W/W ベントの場合) 及び (D/W ベントの場合)



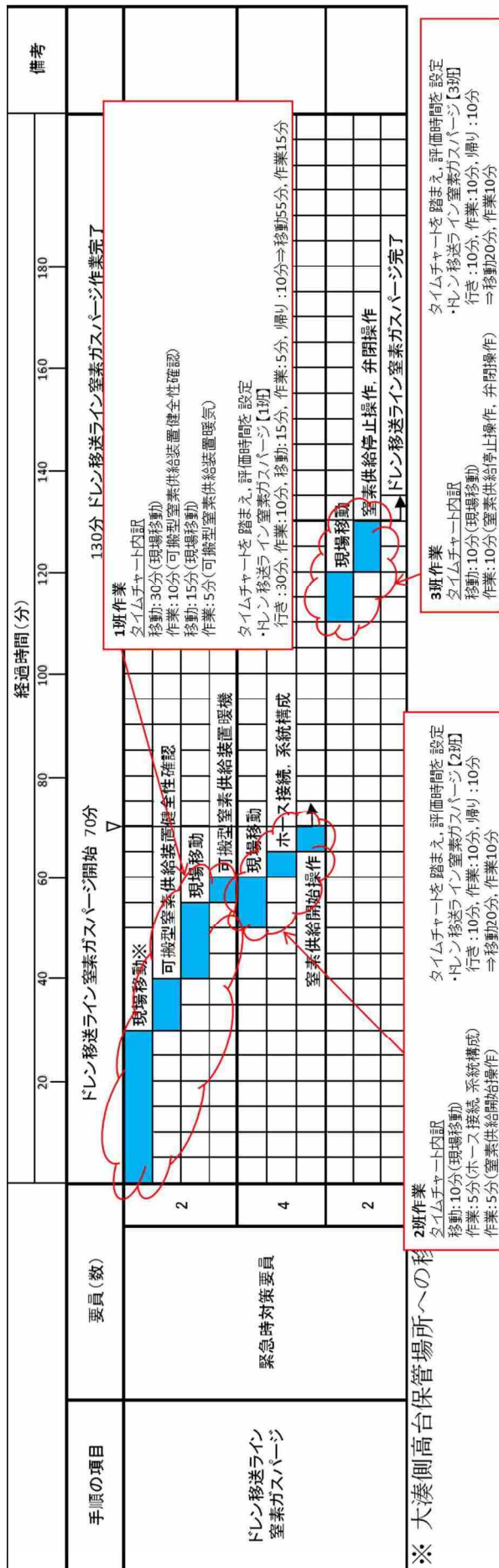
第1-2図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート



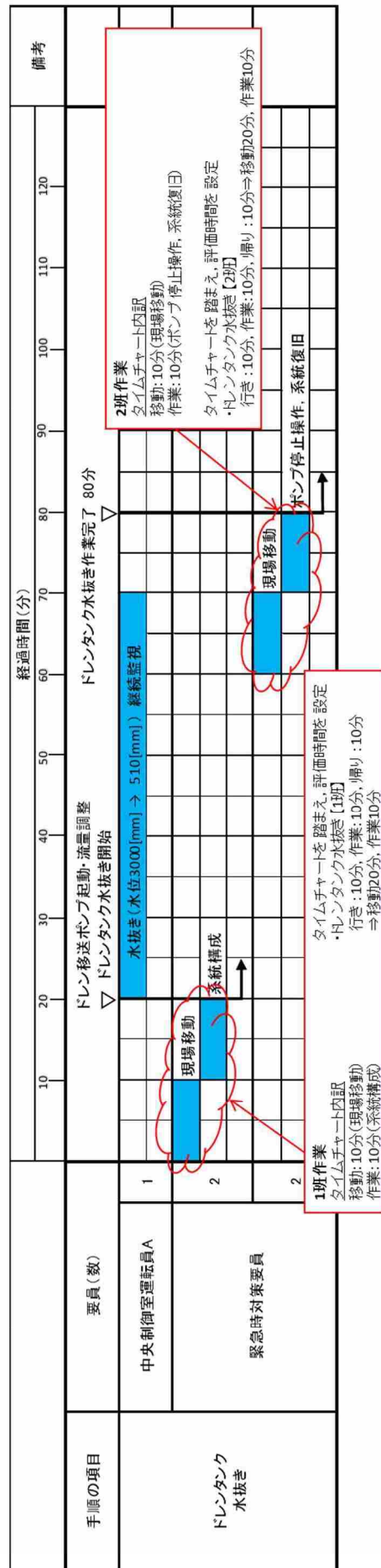
第1-3図 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート



第1-4 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

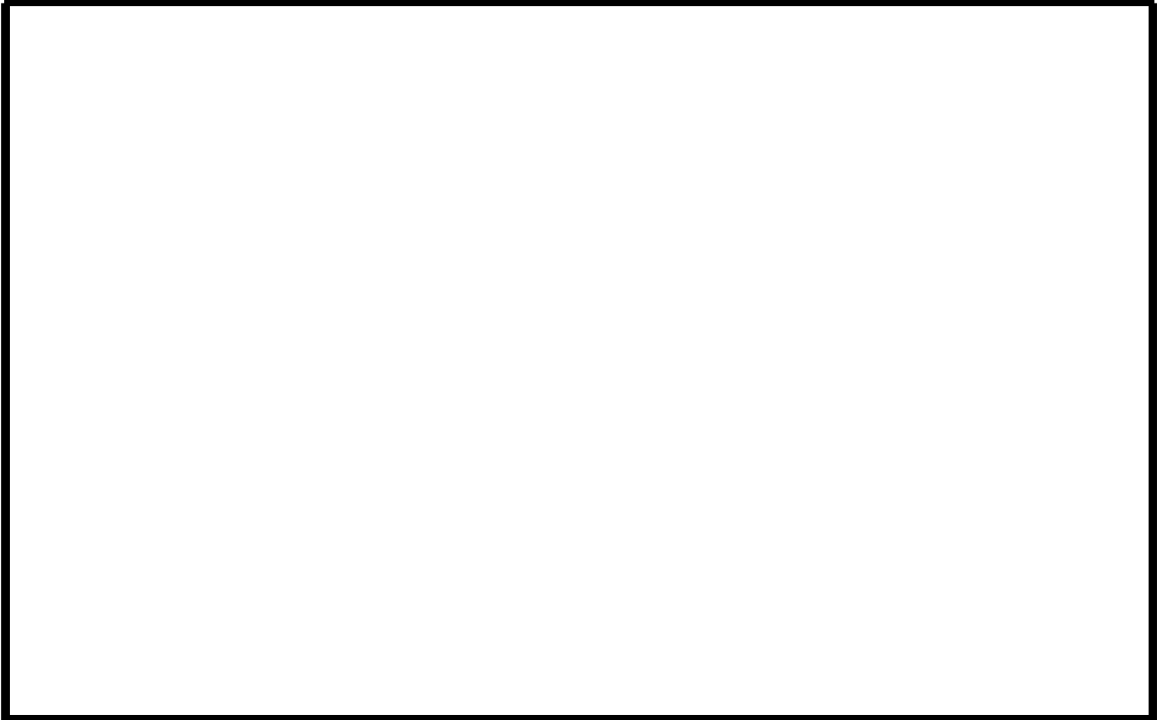


第1-5 図 ドレン移送ライン窒素ガスバース タイムチャート

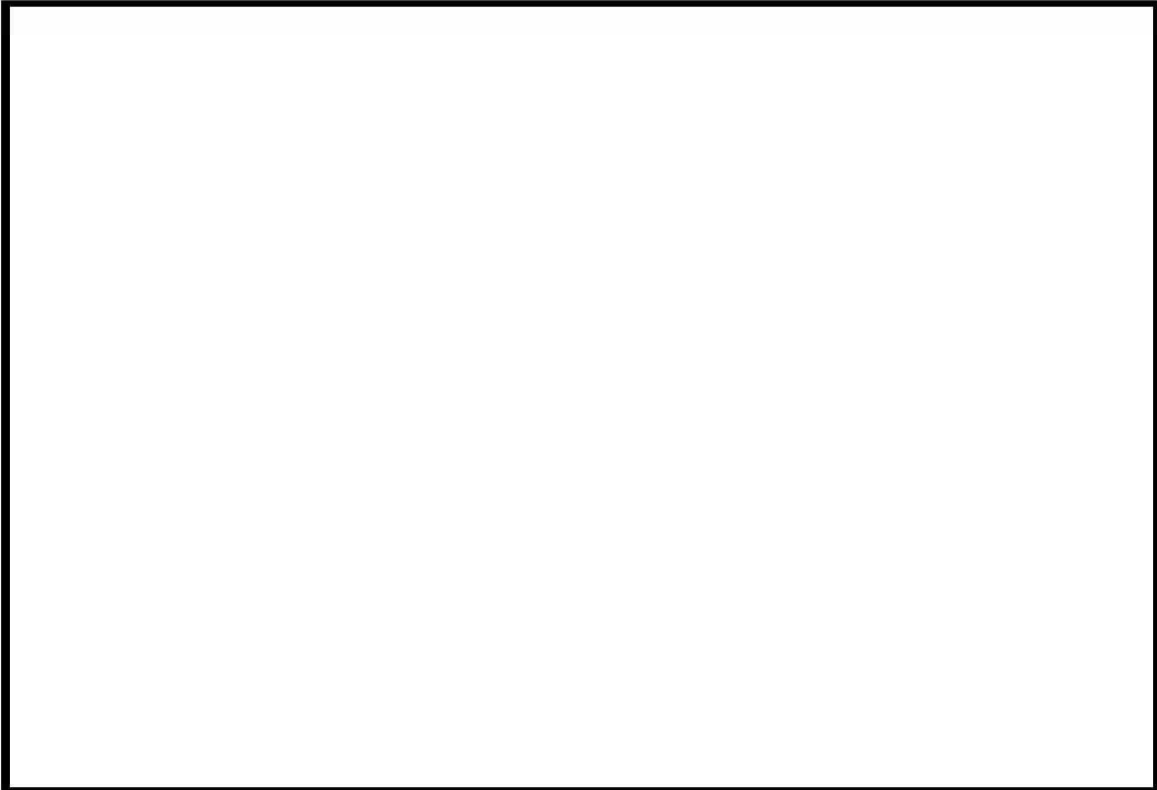


第1-6 図 ドレンタンク水抜き タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

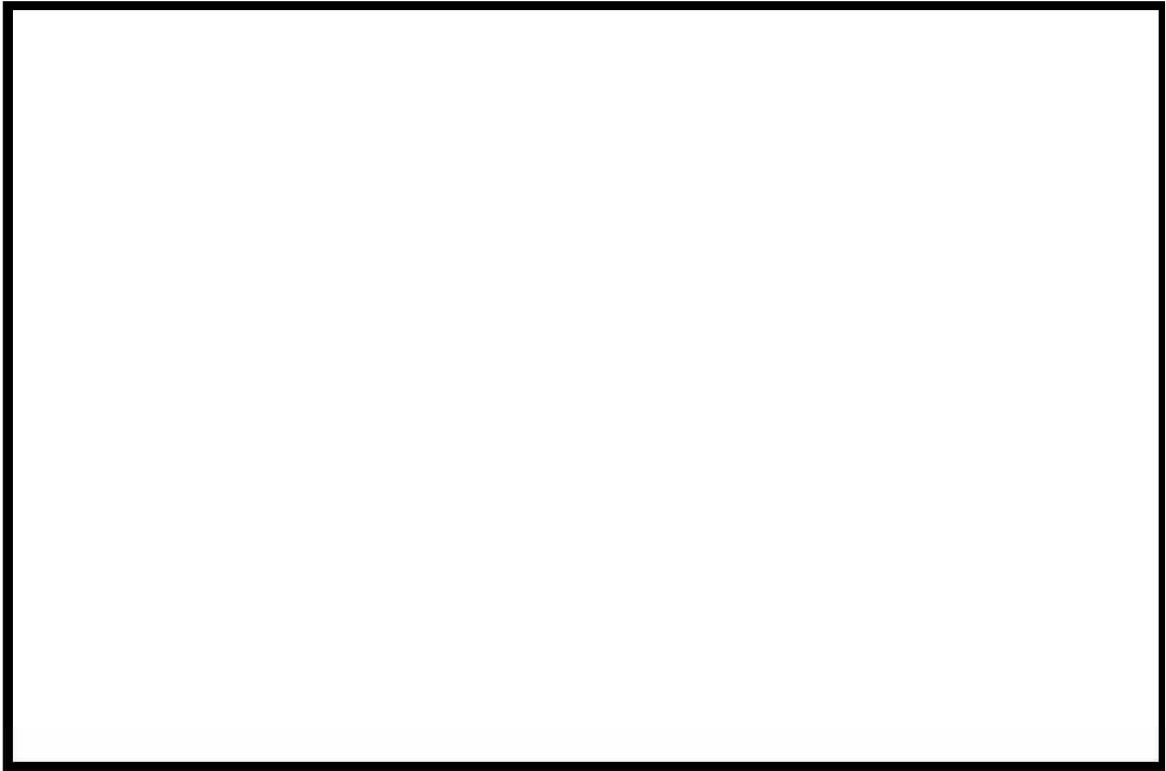


第 1-7 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階）

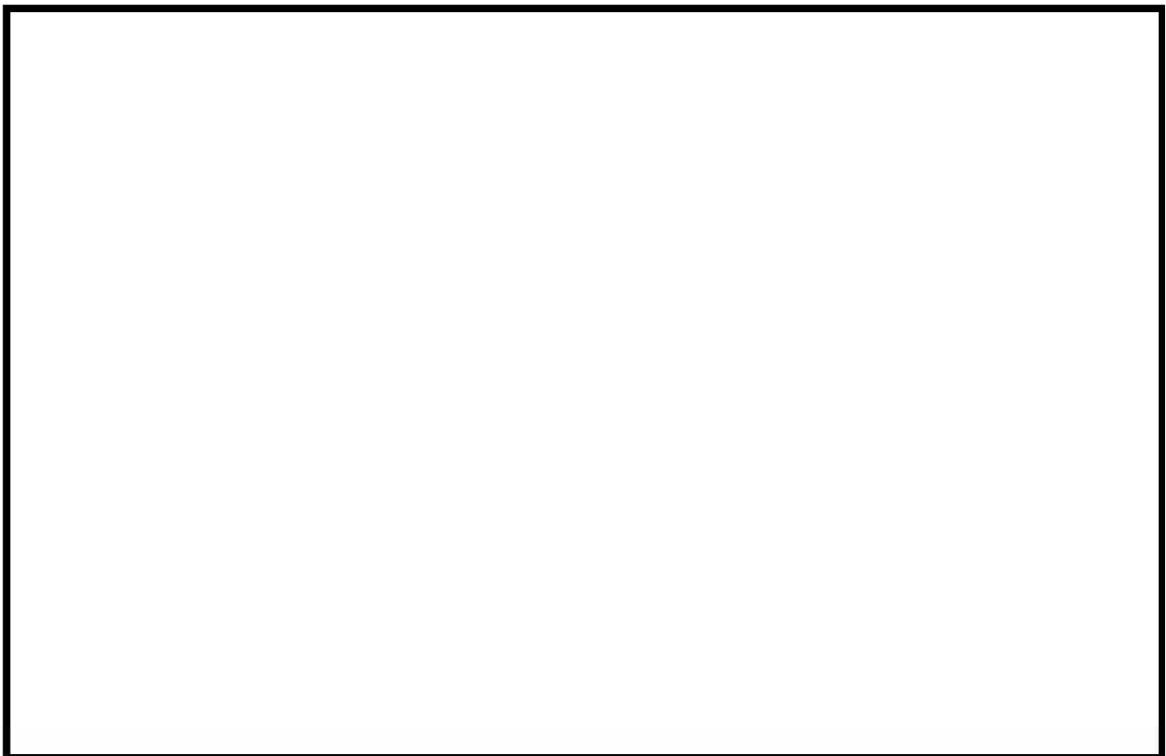


第 1-8 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

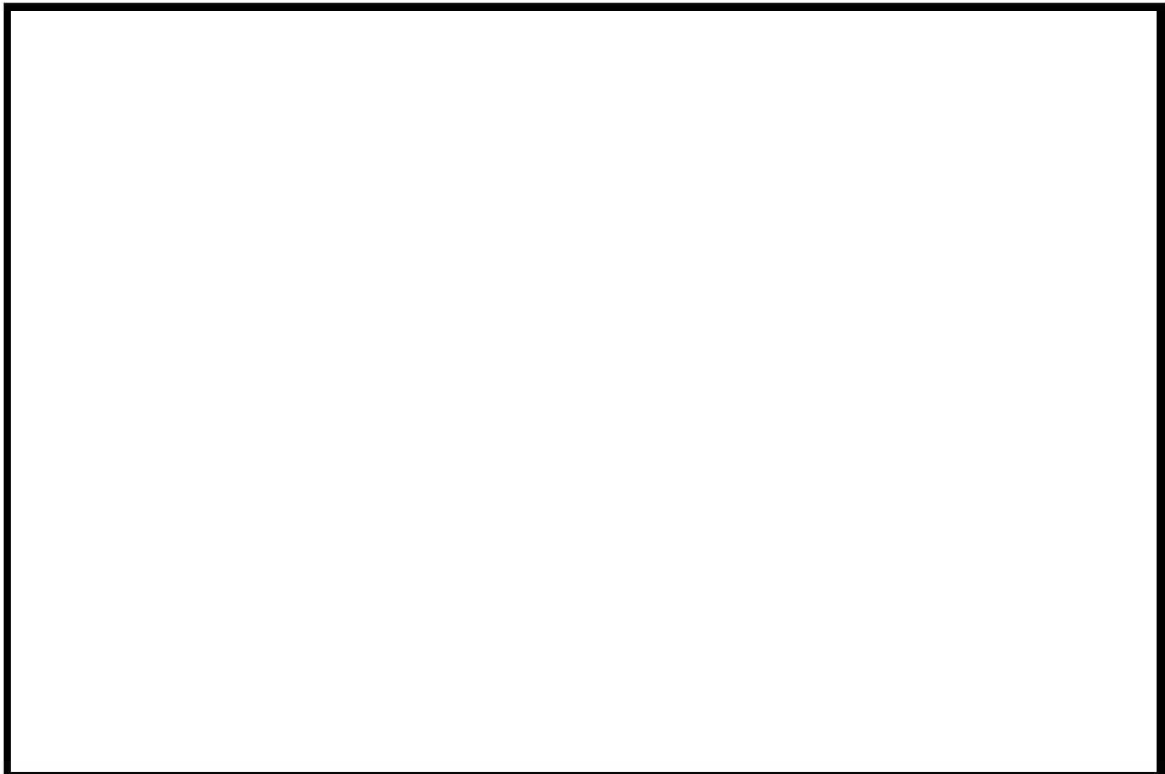


第 1-9 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



第 1-10 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

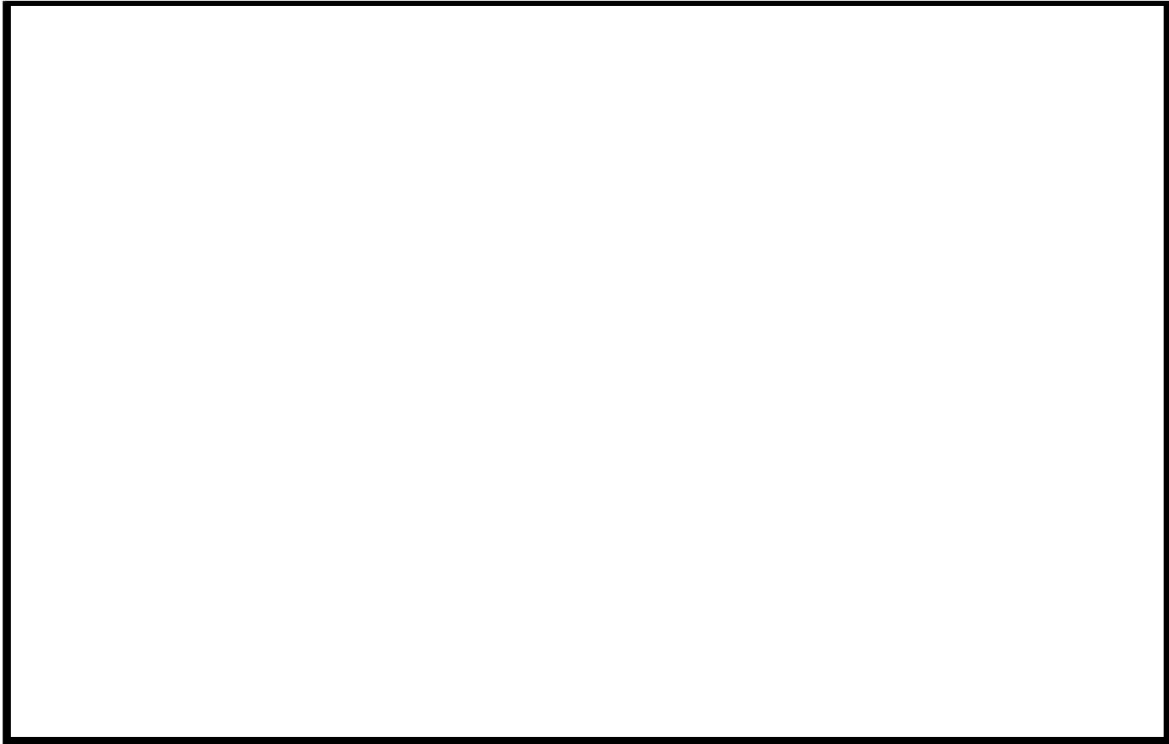


第 1-11 図 6 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階（中間階））

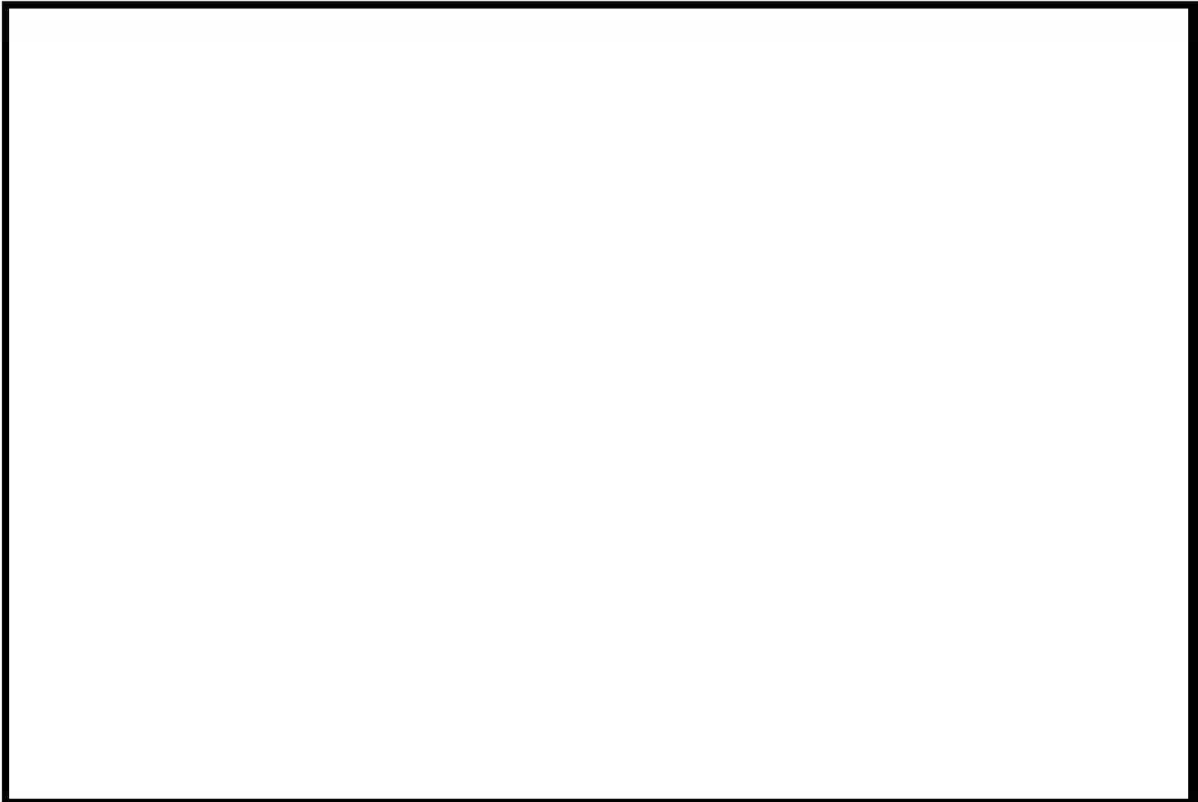


第 1-12 図 6 号炉屋外作業場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

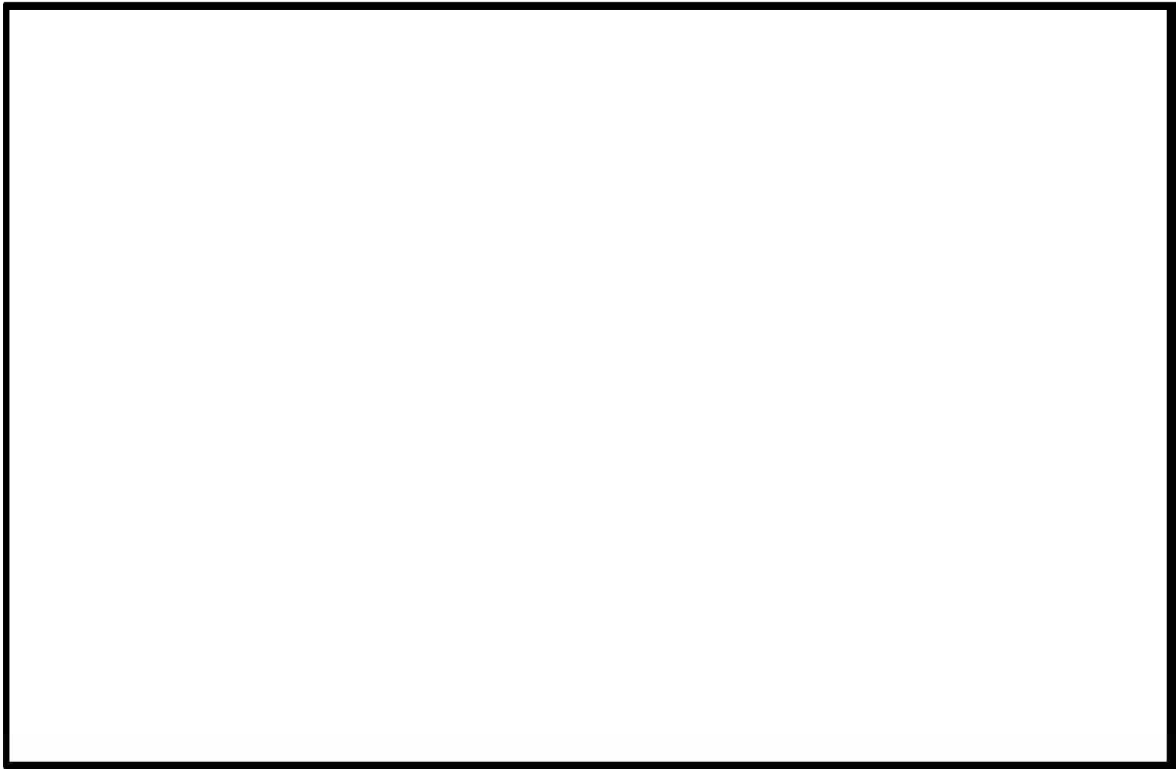


第 1-13 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階）

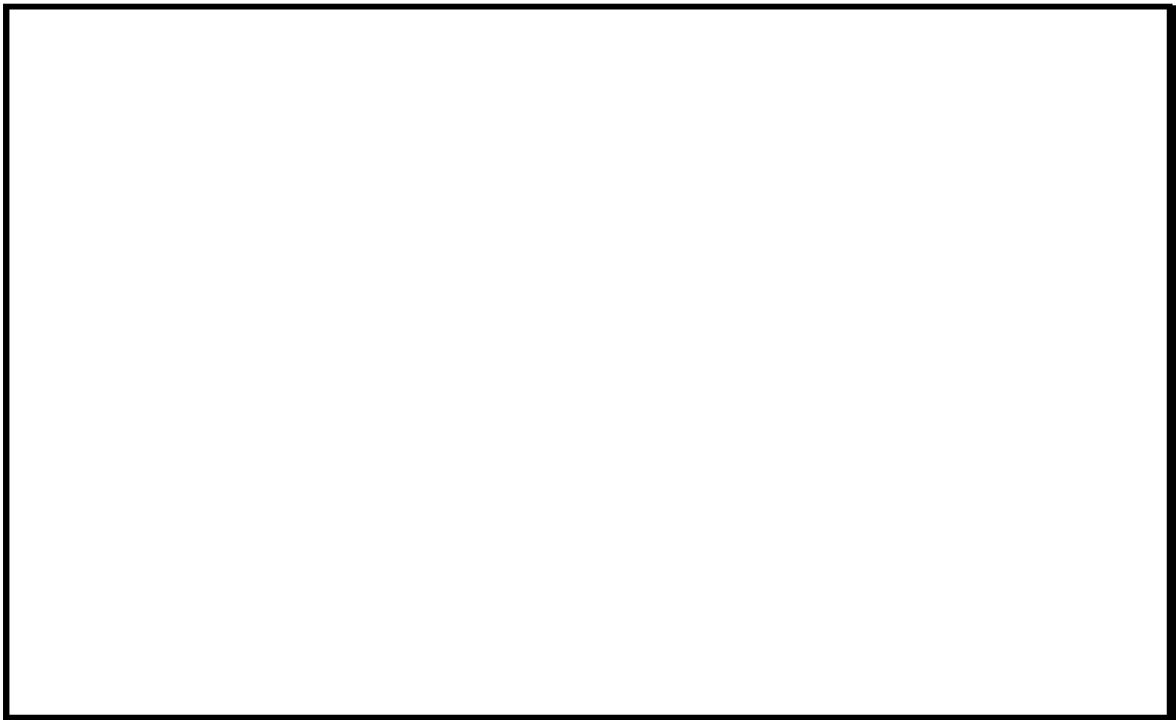


第 1-14 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-15 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



第 1-16 図 7 号炉屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階（中間階））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1-17 図 7 号炉屋外作業場所

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 以下の4ケースについて評価^{※1}
 - 6号炉：W/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：W/W ベント
 - 6号炉：D/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：D/W ベント

※1 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、仮に6号及び7号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価^{※1}と同様の評価方法にて評価した。なお、D/W ベント時には、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。

評価結果を第3-1表から第3-3表に示す。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 2 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照。

第3-1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)
 (代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)
		原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 3.8×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 1.6×10^{16}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.9×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.9×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.8×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 4.6×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 8.2×10^{11}

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

核種類	停止時炉内 内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から 大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

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

核種類	停止時炉内 内蔵量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値) (単一号炉)	
		格納容器圧力逃がし装置及び よう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から 大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.1×10^{15}	約 8.0×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 4.4×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{12}	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.4×10^{12}	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.4×10^{11}	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{11}	約 4.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.6×10^{10}	約 9.7×10^{11}

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位、実効放出継続時間を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第4-1表に示す。また、主な評価条件を第4-2表に示す。

なお、評価点は、全方位（16方位）に対し10m刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため、作業エリア全域に対し、第4-1表に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第4-1表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ*	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	6号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上40.4m)	1.0×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7号炉格納容器圧力逃がし装置配管 (地上39.7m)	1.0×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	6号炉原子炉建屋中心 (地上0m)	2.1×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	7号炉原子炉建屋中心 (地上0m)	2.1×10 ⁻³	7.4×10 ⁻¹⁸
	6号炉主排気筒 (地上73m)	6.8×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻¹⁸
	7号炉主排気筒 (地上73m)	6.8×10 ⁻⁴	4.9×10 ⁻¹⁸

※放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を第5-1図及び第5-2図に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建屋外での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

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

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

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

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

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*1}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、6号及び7号炉の一次隔離弁、二次隔離弁及びSGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の作業エリアの空間容積を包絡する値 を設定した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間

中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{※1}になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2R コードを用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。また、原子炉建屋内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

※1 格納容器ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（6号炉：地上40.4m、7号炉：地上39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/Wベント時： D/Wベント時： ）は少なくとも30m程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 7-1 表及び第 7-2 表に示す。

8. 評価結果

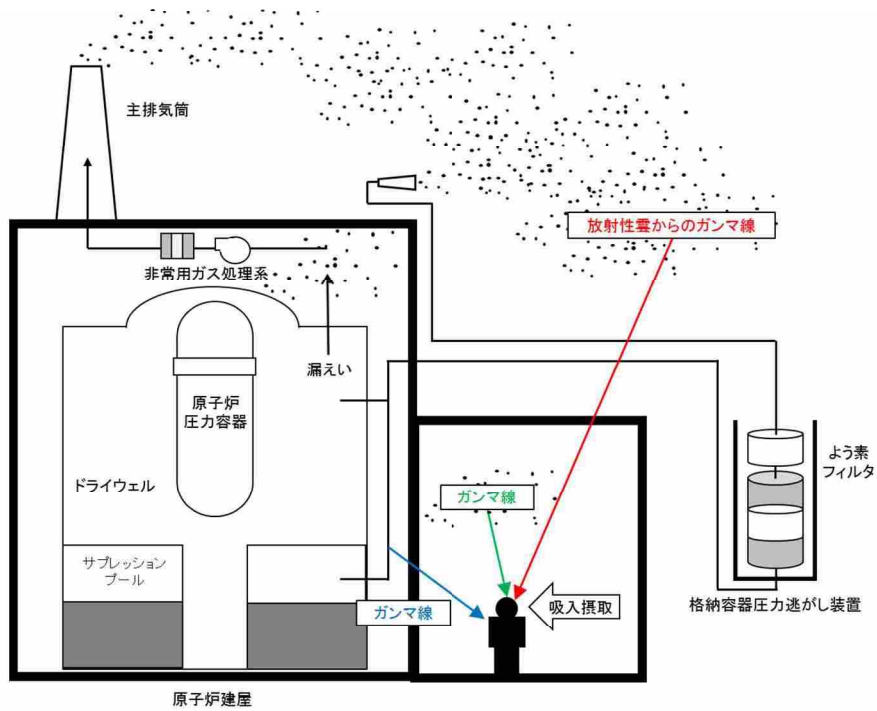
格納容器ベント (W/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-1 表, 第 8-2 表に示す。また, 格納容器ベント (D/W ベント) の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-3 表, 第 8-4 表に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約 81mSv となった。したがって, 緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても, 作業可能であることを確認した。

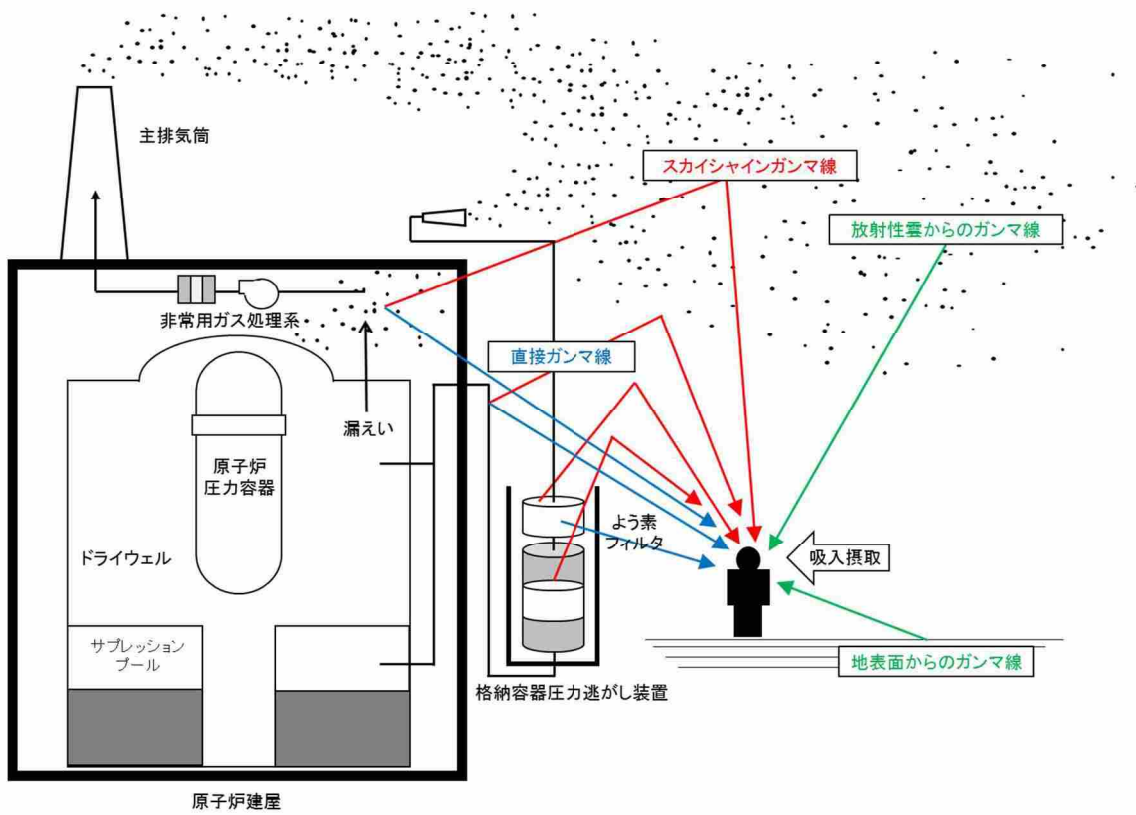
なお, 第 8-1 表から第 8-4 表の評価結果は, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち, 評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており, その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって, 第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては, いずれの時間帯においても作業可能である^{※2}。

また, 炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については, 当該作業に係る被ばく線量が, 炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため, 作業可能である。

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



第5-1図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第5-2図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

第 4-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散 評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における 1 年間の 気象データ(1985 年 10 月～1986 年 9 月)	建屋影響を受ける大気拡散評価 を行うため保守的に地上風（地 上約 10m）の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、 発電所において観測された 1 年 間の気象データを使用
実効放出 継続時間	<p>【6 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 6 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 6 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 6 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 <p>【7 号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号炉格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号炉原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号炉主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 	審査ガイドを参照
累積出現頻度	小さい方から累積して 97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響 を受けるため，建屋による巻き 込み現象を考慮
巻き込みを 生じる 代表建屋	6 号炉原子炉建屋 及び 7 号炉原子炉建屋	放出源であり，巻き込みの影響 が最も大きい建屋として設定

第 4-2 表 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
放出源及び 放出源高さ	<p>【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 40.4m 6号炉原子炉建屋：地上 0m 6号炉主排気筒：地上 73m</p> <p>【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管 ：地上 39.7m 7号炉原子炉建屋：地上 0m 7号炉主排気筒：地上 73m</p>	<p>実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮。</p>
放射性物質濃度 の評価点	<p>全方位（16方位）に対し、放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える方位及び距離を選定</p>	<p>大気拡散評価の評価結果が、作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定</p>
着目方位	<p>全方位</p>	<p>大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定</p>
建屋投影面積	<p>1931m²</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。</p>
形状係数	<p>1/2</p>	<p>審査ガイドに示された評価方法を参照し設定</p>

第 7-1 表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる防護係数	<p>1000</p>	<p>着用を考慮し、期待できる防護係数として設定した</p>
ヨウ素剤	<p>考慮しない</p>	<p>保守的に考慮しないものとした</p>
防護服	<p>考慮しない</p>	<p>同上</p>

第7-2表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定
配管内, フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状放射性物質 : 10%/100m	NUREG/CR-4551 を参照し, 付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して, 配管内面への沈着割合を設定。配管 100m 当たり, 配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状放射性物質 : 100% 【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 100% 粒子状放射性物質 : 0%	フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために, 設計上フィルタで除去できる放射性物質については, フィルタに流入する全量が付着するものとした。なお, フィルタへの流入量の評価に当たっては, 配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。

第8-1表 6号炉の格納容器ベント(W/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1 屋外 (原子炉建屋屋上)	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(S/C側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス バーン※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.1×10 ⁰	約 1.7×10 ⁰	約 1.7×10 ⁰	約 4.1×10 ⁰	約 3.8×10 ⁰ ※3	約 2.3×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 1.0×10 ⁰	
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1以下	0.1以下	約 1.2×10 ¹	約 4.7×10 ⁰	約 6.0×10 ⁰	約 5.2×10 ⁰	約 5.0×10 ⁻¹	
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.6×10 ⁻¹	約 6.4×10 ⁻¹	約 6.4×10 ⁻¹	約 1.5×10 ⁰	約 1.4×10 ⁰	約 3.0×10 ⁻¹	約 2.6×10 ⁻¹	0.1以下	
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 2.1×10 ¹	約 1.8×10 ¹	約 5.2×10 ⁰	
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	約 1.1×10 ¹	約 4.5×10 ¹	約 2.0×10 ¹	約 1.2×10 ¹	
被ばく線量	約 9.3mSv	約 2.4mSv	約 2.4mSv	約 45mSv	約 21mSv	1班:約 38mSv 2班:約 38mSv 3班:約 38mSv 4班:約 52mSv	1班:約 46mSv 2班:約 38mSv 3班:約 38mSv	1班:約 19mSv 2班:約 19mSv	

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

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用(PFI1000)による防護効果を考慮する。

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

第8-2表 7号炉の格納容器ベント(W/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業				
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1 屋外 (原子炉建屋屋上)	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(S/C側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラパ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス バーン※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外	
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約3.2×10 ⁰	約1.7×10 ⁰	約1.7×10 ⁰	約3.1×10 ⁰	約3.8×10 ⁰ ※3	約3.0×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.2×10 ⁰		
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約1.1×10 ⁰	0.1以下	0.1以下	約1.2×10 ¹	約4.7×10 ⁰	約6.0×10 ⁰	約5.2×10 ⁰	約5.0×10 ⁻¹		
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約5.6×10 ⁻¹	約6.4×10 ⁻¹	約6.4×10 ⁻¹	約1.5×10 ⁰	約1.4×10 ⁰	約3.0×10 ⁻¹	約2.6×10 ⁻¹	0.1以下		
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約4.5×10 ⁰	—※5	—※5	約2.7×10 ¹	—※5	約2.1×10 ¹	約1.8×10 ¹	約5.2×10 ⁰		
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	0.1以下	約4.8×10 ¹	約2.4×10 ¹	約1.3×10 ¹		
被ばく線量	約9.4mSv	約2.4mSv	約2.4mSv	約4.4mSv	約10mSv	1班:約39mSv 2班:約25mSv 3班:約78mSv 4班:約53mSv	1班:約50mSv 2班:約39mSv 3班:約39mSv	1班:約20mSv 2班:約20mSv		

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

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用(PF1000)による防護効果を考慮する。

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

第8-3表 6号炉の格納容器ベント(D/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業				格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1 屋外 (原子炉建屋屋上)	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(D/W側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラパ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス バーン※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.2×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 4.3×10 ⁰	約 4.2×10 ⁰ ※3	約 2.3×10 ⁰	約 1.8×10 ⁰	約 1.0×10 ⁰
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁰	0.1以下	0.1以下	約 1.2×10 ¹	約 2.8×10 ⁰	約 9.0×10 ⁰	約 7.8×10 ⁰	約 4.6×10 ⁻¹
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.7×10 ⁻¹	約 6.5×10 ⁻¹	約 6.5×10 ⁻¹	約 1.6×10 ⁰	約 1.6×10 ⁰	約 3.5×10 ⁻¹	約 3.0×10 ⁻¹	0.1以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 4.5×10 ⁰	—※5	—※5	約 2.7×10 ¹	—※5	約 1.9×10 ¹	約 1.7×10 ¹	約 5.5×10 ⁰
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	約 3.5×10 ⁰	約 4.6×10 ¹	約 2.1×10 ¹	約 1.6×10 ¹
被ばく線量	約 9.4mSv	約 2.4mSv	約 2.4mSv	約 45mSv	約 12mSv	1班:約 40mSv 2班:約 25mSv 3班:約 77mSv 4班:約 55mSv	1班:約 48mSv 2班:約 40mSv 3班:約 40mSv	1班:約 23mSv 2班:約 23mSv

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

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮する。

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

第8-4表 7号炉の格納容器ベント(D/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1 屋外 (原子炉建屋屋上)	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	二次隔離弁の 開操作※1 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り 屋外	一次隔離弁の 開操作(D/W側) 屋内 (二次格納施設外)	フィルタ装置 水位調整 (水抜き) ※2 屋外	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2 屋外	ドレン移送ライン 窒素ガス バーン※1※2 屋外	ドレンタンク 水抜き※1※2 屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約3.4×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約1.8×10 ⁰	約3.2×10 ⁰	約4.2×10 ⁰ ※3	約2.9×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.2×10 ⁰	
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約1.1×10 ⁰	0.1以下	0.1以下	約1.2×10 ¹	約2.8×10 ⁰	約9.0×10 ⁰	約7.8×10 ⁰	約4.6×10 ⁻¹	
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約5.7×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻¹	約6.5×10 ⁻¹	約1.6×10 ⁰	約1.6×10 ⁰	約3.5×10 ⁻¹	約3.0×10 ⁻¹	0.1以下	
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約4.5×10 ⁰	—※5	—※5	約2.7×10 ¹	—※5	約1.9×10 ¹	約1.7×10 ¹	約5.5×10 ⁰	
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	約5.5×10 ⁰	約4.9×10 ¹	約2.4×10 ¹	約1.7×10 ¹	
被ばく線量	約9.6mSv	約2.4mSv	約2.4mSv	約4.4mSv	約1.4mSv	1班:約41mSv 2班:約26mSv 3班:約81mSv 4班:約56mSv	1班:約52mSv 2班:約41mSv 3班:約41mSv	1班:約24mSv 2班:約24mSv	

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

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用(PF1000)による防護効果を考慮する。

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

(参考)

現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

現場作業の線量影響評価においては、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度(0.5cm/s^{※1})を用いている。

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

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

1. 検討手法

上記沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度(0.3cm/s^{※2})の積が0.5cm/sを超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

※2 乾性沈着速度の設定については、「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料2 中央制御室の居住性(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価について」を参照。

(1) 乾性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻*i*での乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻*i*での相対濃度[s/m³]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x, y)_i$: 時刻*i*での湿性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x, y, 0)_i$: 時刻*i*での地表面高さでの相対濃度[s/m³]

Λ_i : 時刻*i*でのウォッシュアウト係数[1/s]

(= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

Pr_i : 時刻*i*での降水強度[mm/h]

Σ_{zi} : 時刻*i*での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]

h : 放出高さ[m]

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

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

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

2. 評価結果

沈着率の評価結果を表1に示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は1.00～1.54程度となった。

以上より、エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の1.54倍（約0.46cm/s）を丸め0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる^{※3}。

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

※3 有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度としては、有機よう素の乾性沈着速度（ 10^{-3} cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）を参照し、値を丸め 1.7×10^{-3} cm/sを採用した。

表1 沈着率評価結果

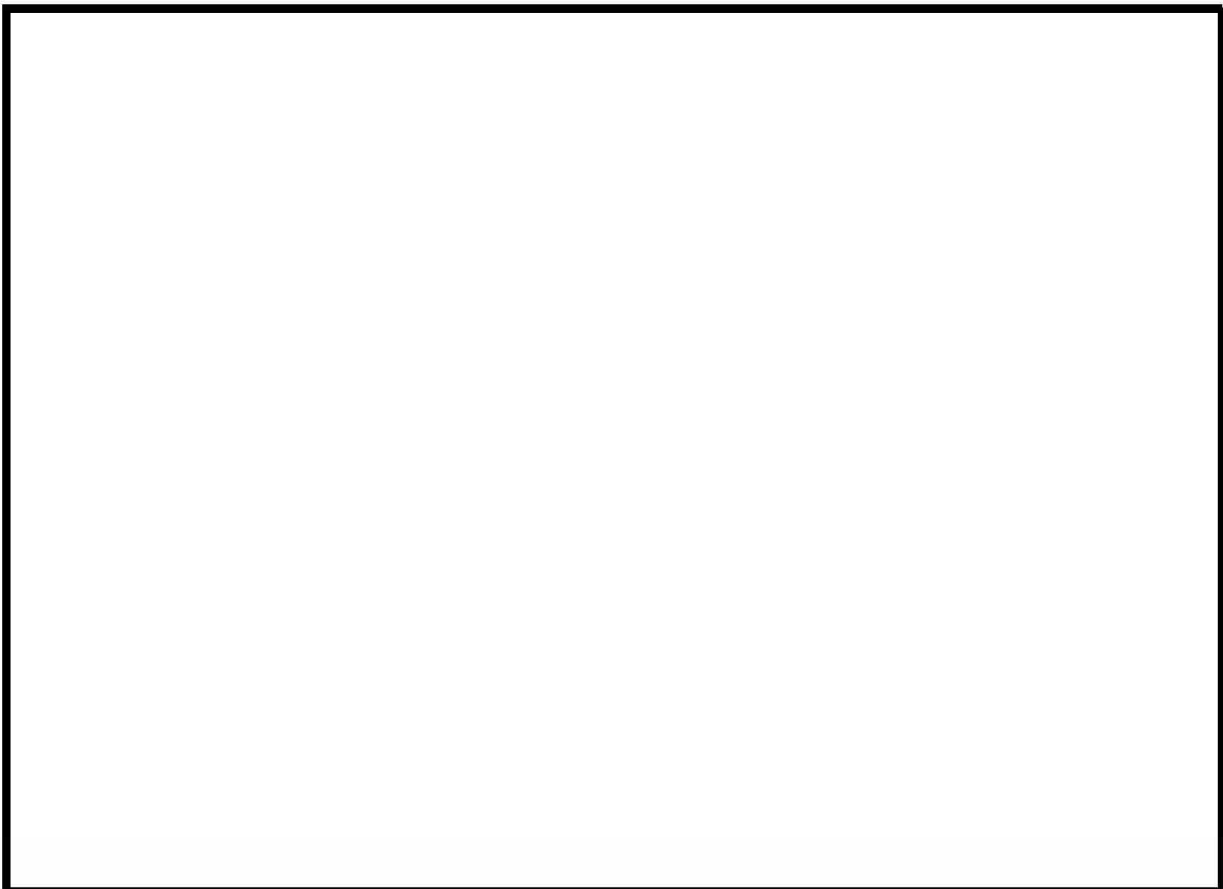
放出点及び 放出点高さ ^{※4}	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
6号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 40.4m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
7号炉格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
6号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
7号炉 原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
6号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54
7号炉主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54

※4 放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

別紙 34 スクラバ水スロッシングの影響について

フィルタ装置使用中に地震が発生した場合、スクラバ水にスロッシングが発生する可能性がある。そこで、フィルタ装置使用時にスロッシングが発生したスクラバ水の挙動について、CFD 解析にて確認した。

解析の条件として、フィルタ装置の性能として厳しい条件である、下限水位であるスクラバノズル上端+0.5mの時に、基準地震動 S_s の地震が発生したとする。評価の結果を第 1 図に示す。



第 1 図 スクラバ水スロッシング評価結果

第 1 図に示す通り、下限水位時に S_s 地震によりスロッシングが発生すると、波高が高い瞬間はスクラバノズルが一部気相部に露出し、水スクラバの性能が低下する。

しかしながら、地震が発生して、さらにスクラバノズルの一部が気相部に露出している時間は、格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、さらに水スクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。

(1) ガasket選定の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の弁、フィルタ装置・よう素フィルタのマンホール、オリフィス、ラプチャーディスク等の接続部に設置するガasketには、使用時の温度、圧力、放射線による劣化によってリークが生じないように、耐温度、耐圧力、耐放射線性能に優れた黒鉛を主要材としている『ステンレス製うず巻きガasket』と『黒鉛パッキン』を用いている。これらのガasketを格納容器圧力逃がし装置に使用することの妥当性を以下に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置において、最も放射線量が大きくなるのは、最も大量の放射性物質を保持するスクラバ水である。大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて、ベントガスに含まれる希ガスと有機よう素以外の全ての放射性物質がスクラバ水に捕捉された場合、スクラバ水の放射線量率は最大で約 1kGy/h となる。

① ステンレス製うず巻きガasket

格納容器圧力逃がし装置のガasketに用いているステンレス製うず巻きガasketは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、ステンレス (SUS316) 製の内外輪の間に、黒鉛パッキンをフィラー材として用いたものである。格納容器圧力逃がし装置に使用するステンレス製うず巻きガasketは、最高仕様温度 450℃、最高仕様圧力 30MPa のものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件 (200℃, 0.62MPa) に対して、十分な余裕を有している。

また、ステンレス製うず巻きガasketは、1.0MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線性を有している。

さらに、ステンレス製うず巻きガasketは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

以上より、ステンレス製うず巻きガasketを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考えられる。

なお、ステンレス製渦巻きガasketは、フィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部に用いている。

② 黒鉛パッキン

格納容器圧力逃がし装置のガasketに用いている黒鉛パッキンは、優れた耐熱性・耐薬品性を有しており、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asketの材料として幅広い分野で使用され

ている。格納容器圧力逃がし装置のガスケットとして使用する黒鉛パッキンは、最高使用温度 300℃、最高使用圧力 3.5 MPa のものを選定しており、格納容器圧力逃がし装置の設計条件（200℃、0.62MPa）に対して、十分な余裕を有している。

また、黒鉛パッキンは、0.1MGy の放射線照射に対してもパッキンのシール性能を確保可能であることから、十分な耐放射線を有している。

さらに、黒鉛パッキンは、フィルタ装置スクラバ水に想定される強アルカリ環境下においても適用可能であることを確認している。

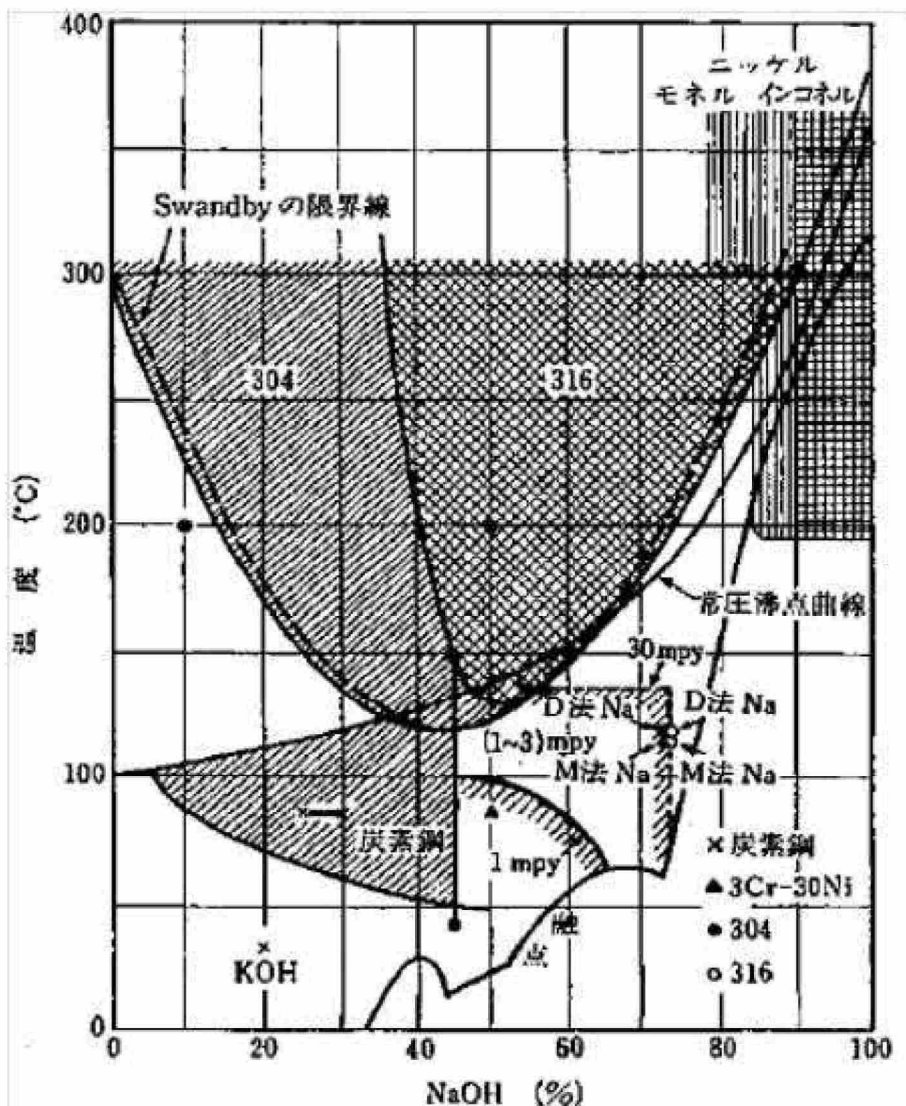
以上より、黒鉛パッキンを格納容器圧力逃がし装置に使用することは妥当であると考ええる。

なお、黒鉛パッキンは、ステンレス製渦巻きガスケットを用いているフィルタ装置フランジ部、よう素フィルタフランジ部、ドレン設備フランジ部以外の接続部に用いている。

(2) フィルタ装置構造材（ステンレス鋼）の妥当性

フィルタ装置の容器・内部構造材には、ステンレス鋼を用いている。

フィルタ装置待機中は、スクラバ水にはNaOH []wt%の薬液を内包している。ステンレス鋼は、高濃度のNaOH溶液に晒されるとアルカリ腐食割れを生じる可能性がある。ステンレス鋼のアルカリ腐食割れに対する温度とNaOH濃度の関係は、『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』により，第1図の通り示されており，NaOH []wt%，フィルタ装置の最高使用温度である200℃においては，ステンレス鋼のアルカリ腐食割れは生じないことが確認できる。そのため，フィルタ装置スクラバ水のNaOH濃度において，アルカリ腐食割れは発生しない。



第1図 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

また、フィルタ装置使用中は、無機よう素の捕捉性能を確保するため、フィルタ装置の pH を 以上に維持することとしているが、アルカリ腐食割れが生じるほど NaOH が高濃度となることはない※1。

一方、フィルタ装置使用中は、pH を 以上の強アルカリに保つことにより、フィルタ装置に飛来する塩化物による、フィルタ装置の容器・内部構造材に発生する孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

※1 フィルタの水位が上昇しドレン操作を実施する都度、フィルタ装置使用中の薬液の補充を実施する。薬液の補充量は、ドレン操作により抜けてしまった分の薬液量とする。そのため、薬液の補充により、薬液濃度が必要以上に高濃度となることはない。

別紙 36 フィルタ装置の性能維持の確認について

フィルタ装置使用中に、フィルタ装置の性能が維持されていることについては、下記をもって確認することができる。

【エアロゾル除去性能】

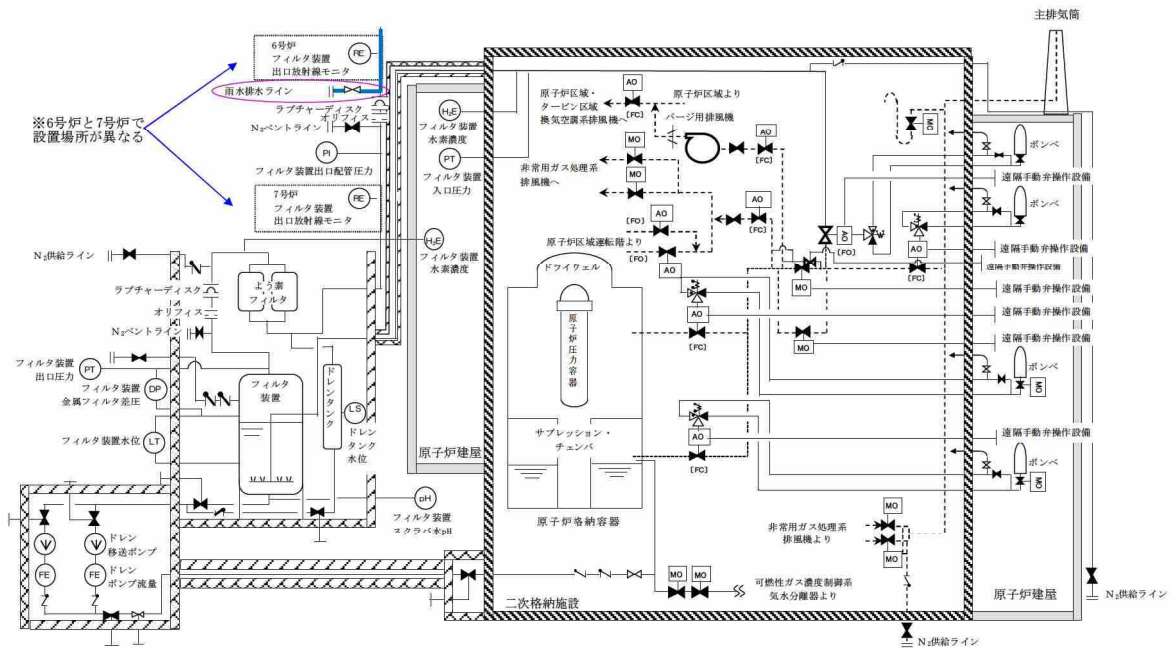
- 水スクラバについては、水位が規定の水位（スクラバノズル上端+0.5～2.2m）にあることで、規定の性能を維持することができる。スクラバ水位については、フィルタ装置に設置されている水位計により確認することができる。
- 金属フィルタについては、差圧が規定の差圧（ k Pa）以下であることで、規定の性能を維持することができる。金属フィルタの差圧は、フィルタ装置に設置されているフィルタ装置金属フィルタ差圧計をもって確認可能である。

【無機よう素除去性能】

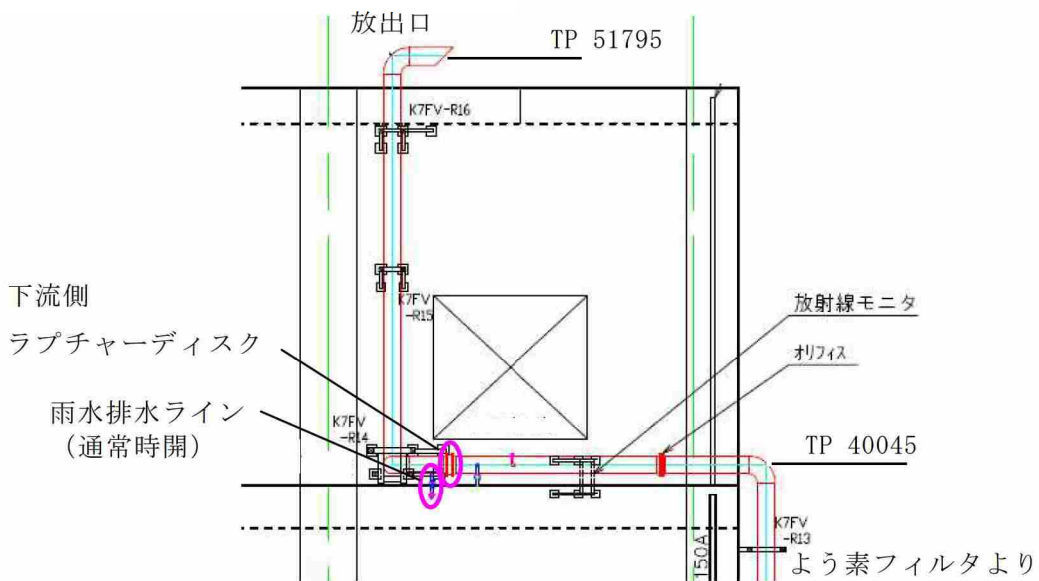
- 無機よう素除去性能については、スクラバ水の pH が規定値（pH 以上）であることで、規定の性能を維持することができる。スクラバ水の pH は、pH 計により確認可能である。
なお、スクラバ水の pH については、スクラバ水位の上昇によりドレン操作を実施する都度、ドレン操作によりフィルタ装置より抜けてしまった分の NaOH を追加することで、pH 以上に維持することが可能である。

別紙 37 ラプチャーディスクの凍結による影響について

よう素フィルタ下流側のラプチャーディスク出口側は第1図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器圧力逃がし装置の出口配管の頂部放出口から雨水が流入した場合、ラプチャーディスクまで流入する。そのため、第2図に示すようにラプチャーディスクの下流側配管水平部に設置している雨水排水ラインの止め弁を常時開運用とすることにより、流入した雨水はラプチャーディスク下流側配管内に蓄積せず系外へ放出され、配管内で凍結することはない。



第1図 雨水排水ライン系統図



第2図 ラプチャーディスク下流側の配管配置図 (7号炉)

一方で、下流側ラプチャーディスクの出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合にはラプチャーディスク表面で水分が凍結する可能性がある。ラプチャーディスク表面が凍結することにより、設定圧力での作動への影響については、ラプチャーディスク表面を意図的に凍結させることにより、凍結状態を模擬した冷温破裂試験を行うことにより、破裂圧力に影響がないことを確認している。(第3図)

試験結果を第1表に示す。



第3図 ラプチャーディスク破裂試験

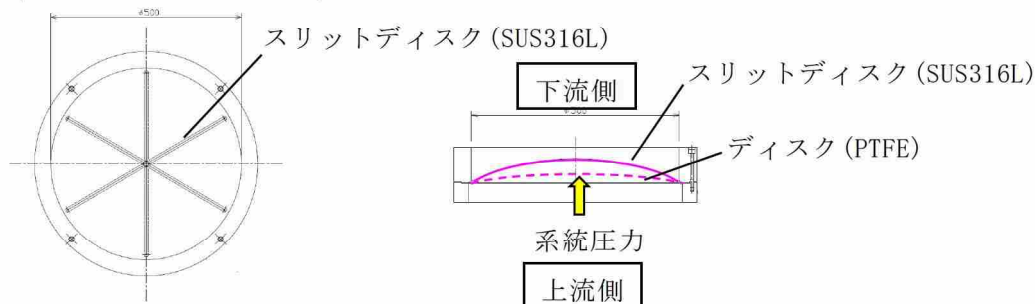
第1表 ラプチャーディスク表面の凍結による破裂圧力影響試験結果

	破裂設定圧力	試験環境温度	備考
通常破裂圧力 (工場出荷時)	0.1MPa	200℃	仕様書において定める破裂 圧力設定値
凍結時破裂圧力 (冷温試験時)		-17℃以下	ラプチャーディスク出口側 を凍結

ラプチャーディスクの構造を第4図に示す。ラプチャーディスク上流側の系統圧力が上昇すると、圧力によりディスク(PTFE)が膨らみ、スリットディスク(SUS316L)に接触する。圧力に対してスリットディスクの強度が許容値を上回っている場合は、ラプチャーディスクは破裂することはない。圧力が上昇してスリットディスクの許容値を超えた場合には、スリットディスクが均等に破裂し、系統圧力は大気側に開放される。

当該のラプチャーディスクの破裂圧力は200℃にて0.1MPaにて破裂するように

設定されているが、冷温破裂試験においては[]にて破裂した。これはステンレスの物性値は温度によって左右することから、200℃以外の温度条件では破裂圧力は変化することによるものと考えられる。但し、ベント実施時の原子炉格納容器の圧力（炉心損傷前ベント時：0.31MPa、炉心損傷後ベント：0.62MPa）と比較して、十分低い圧力でラプチャーディスクが開放することには変わりはないため、ベントを阻害するものではない。



第4図 ラプチャーディスク構造図

ベントを実施する際に、雨水排水ラインの止め弁は、ベント開始前準備作業の中で閉にする運用とし、ベントガスの一部が主ラインではなく、雨水排水ラインを通して排出されてしまうことを防止する。これにより、低所放出により発電所敷地内外での被ばく線量が大きくなること、ならびに雨水排水ラインが設置されている原子炉建屋屋上が高濃度に汚染されることを防止する。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はドレンタンクに回収され、原子炉格納容器に移送することが可能である。そのため、ベント開始前準備作業の中で雨水排水ラインの止め弁を閉にしても、格納容器圧力逃がし装置の機能に影響はない。

また、ラプチャーディスクは、その他の自然現象に対して、下記の理由から機能喪失に至ることはないと考えている。

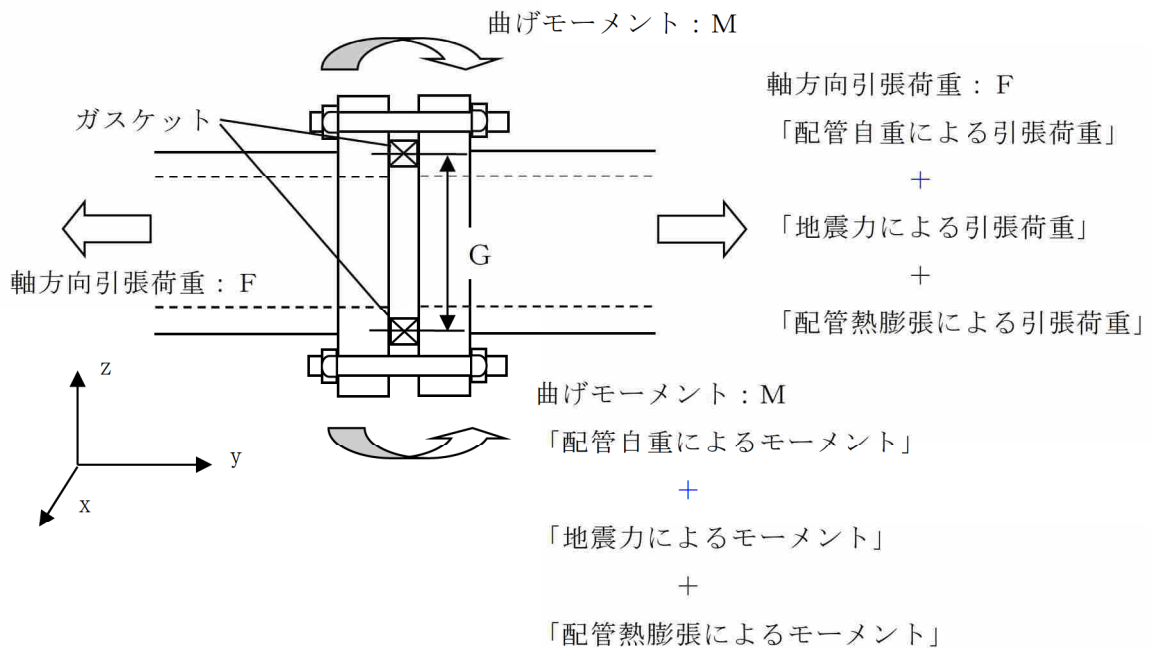
- 【風（台風）】 配管内に設置されているため、損傷する恐れはない。
- 【竜巻】 竜巻による最大気圧差は16.4kPaと想定しており、ラプチャーディスクが開放することはない。
- 【積雪・火山】 放出口は斜め下45°に開口している形状となっているため、雪ならびに降下火砕物は侵入しにくい構造となっており、ラプチャーディスクまで到達することは考え難いことから、損傷の恐れはない。
- 【生物学的影響】 放出口と雨水排水ラインの開口部には、小動物の侵入を防止するための設備（網等）を設置するため、小動物の侵入によりラプチャーディスクが損傷する恐れはない。

別紙 38 高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと

格納容器圧力逃がし装置の使用状態において、常温での最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年度版）」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下（200℃，0.62MPa）にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

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



第1図 フランジにかかる配管荷重

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

$$mp + \alpha p_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$$

m：ガスケット係数 [-]

p：内圧 [MPa]

α ：等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で、0.75m [-]

σ_a ：ボルトの初期締め付け力によるガスケット面圧 [MPa]

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

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

G：ガスケット接触面の平均直径 [mm]

F：軸引張力 [N]

M：曲げモーメント [N・mm]

ここで、軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 F_y であり、曲げモーメント M は同様に配管応力解析における軸直角方向のモーメントの M_x と M_z から $\sqrt{M_x^2 + M_z^2}$ で算出する。

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

今回、格納容器圧力逃がし装置の配管応力解析モデル^{*1}にて、自重、地震荷重（基準地震動 Ss）、最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における x,y,z 各成分の反力とモーメントを算出し、各節点の反力とモーメントの中から、成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。

この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値が、フィルタ装置とよう素フィルタの配管フランジ（500A）に作用し、さらに内圧として最高使用圧力（0.62MPa）が印加されているという非常に保守的な条件にて、上記(1)式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。

評価の結果、(1)式の判定条件を満足することを確認した（第1表参照）。よって、格納容器圧力逃がし装置使用時の高温状態においても、配管フランジからの漏えいは発生しない。

- ※1 配管応力解析モデルにおいてフランジ部のモデル化は、フランジ設置箇所フランジの質量に相当する質点を負荷し、当該部の配管材質をフランジの材質として置き換えることを行っている。ただし、フランジの断面係数等の形状に起因する剛性の影響については考慮していない。そのため、系の固有振動数が実機条件とは少し異なる可能性がある。しかしながら、解析に用いる FRS は、周期軸方向に±10%拡幅されているため、このようなモデル化による誤差の影響は包絡されていると考えられる。

第1表 フランジ漏えい評価結果

項目	記号	単位	値
設計条件			
最高使用圧力	P	MPa	0.62
ガスケット接触面寸法－外径	D	mm	568
ガスケット接触面寸法－内径	d	mm	536
ガスケット寸法－厚さ	tg	mm	4.5
ガスケット座の基本幅	b0	mm	8.0
ガスケット接触面の平均径	G	mm	553.7
ガスケット有効幅	b	mm	7.1
ガスケット係数	m	—	3
ガスケットの最小締付荷重	y	MPa	68.9
ガスケット接触面積	A	mm ²	27747
標準トルクからのガスケット面圧	σ_a	MPa	40.5
最小トルクからのガスケット面圧	σ_b	MPa	31.5
応力評価			
地震動等による曲げモーメント	M	N・mm	2.43E+08
地震動等による引張力	F	N	1.55E+05
等価内圧	pe	MPa	7.92
等価内圧に対する漏洩影響度補正係数	α	—	2.3
標準トルクからのガスケット面圧を想定した場合			
ガスケット開口圧力	σ	MPa	19.7
標準トルクからのガスケット面圧	σ_a	MPa	40.5
漏洩評価 $\sigma < \sigma_a$			合格
最小トルクからのガスケット面圧を想定した場合			
ガスケット開口圧力	σ	MPa	19.7
最小トルクからのガスケット面圧	$\sigma_{a'}$	MPa	31.5
漏洩評価 $\sigma < \sigma_{a'}$			合格

別紙 39 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、並びによう素フィルタには多量の放射性物質が捕捉される。そのため、格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置並びによう素フィルタに捕捉された放射性物質が環境に放出することがないように、適切に保管する必要がある。格納容器圧力逃がし装置使用後のフィルタ装置、並びによう素フィルタの保管方針を以下に示す。

【フィルタ装置】

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バ水は原子炉格納容器へ移送し、スクラバ水に捕捉された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管する。

なお、「別紙 13」に記載の通り、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラバ水が保管されていたとしても、水スクラバから環境への放射性物質の再浮遊は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送する。

また、同じく「別紙 13」に記載の通り、有効性評価シナリオにおいて、金属フィルタに捕捉した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れが無い状態においても、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。

【よう素フィルタ】

よう素フィルタについても、気中保管とする。

よう素フィルタに流入した放射性よう素は、AgI の化学種にてよう素フィルタ内に捕捉される。AgI は、以上の高温状態にて水素環境に晒されると、AgI が還元されて HI（ガス状）の化学種となり、よう素は環境へ放出されてしまう。

そのため、上記の通り、スクラバ水を原子炉格納容器へ移送することで、よう素フィルタに水素が流入しないようにし、よう素フィルタ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、放出口手前に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置並びによう素フィルタからの放射性物質の放出がないことを確認する。

別紙 40 よう素フィルタ部に発生する偏流について

よう素フィルタは、第1図に示す通り、キャンドルと呼ばれる銀ゼオライトを充填した吸着塔を19本配置した構造となっている。このよう素フィルタを2基設置し、計38本のキャンドルを設置する。

ベントガスがキャンドルに充填された銀ゼオライト吸着材を通過する過程で、ベントガス中に含まれるガス状よう素が銀ゼオライトに捕捉される。



第1図 よう素フィルタ構造図

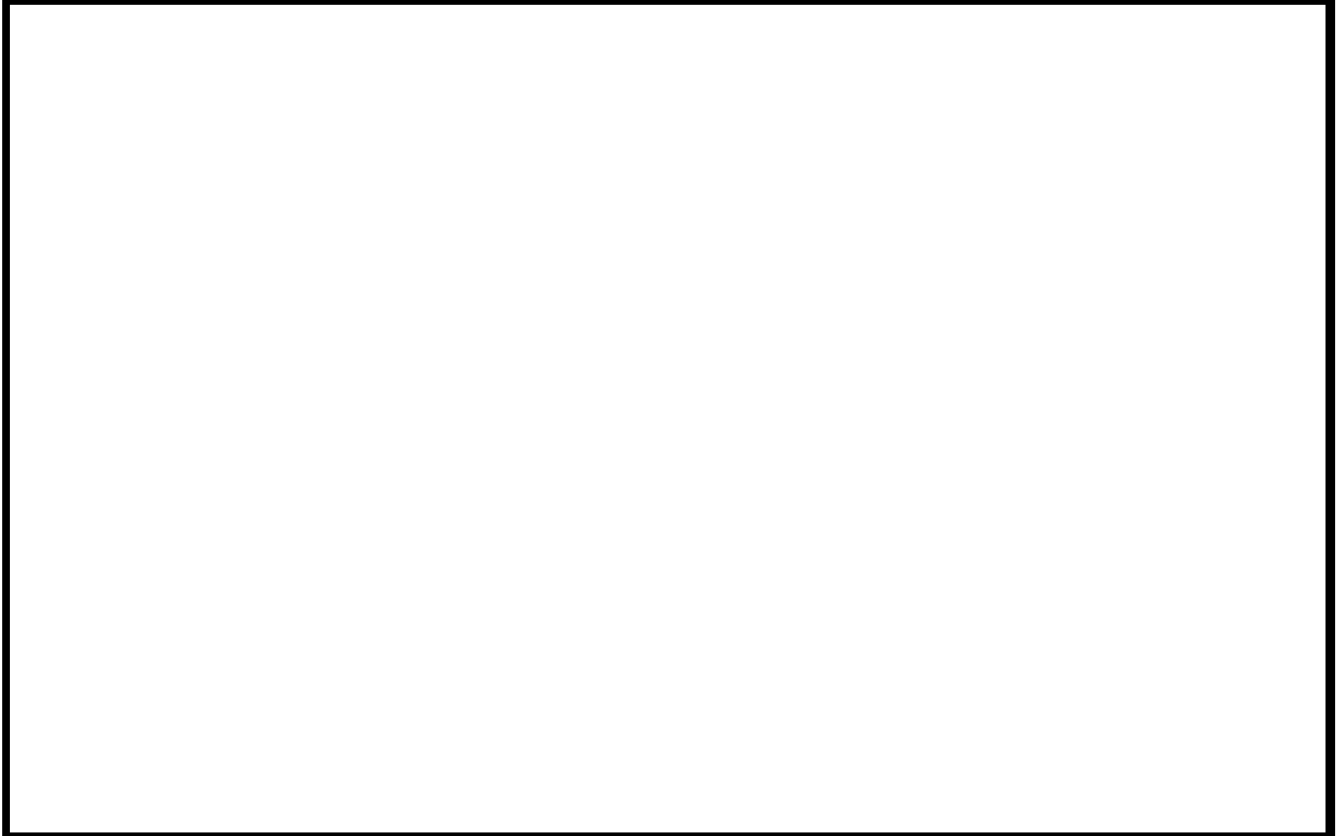
よう素フィルタのガス状よう素除去性能は、ベントガスと銀ゼオライト吸着材との接触時間が大きいほど、大きくなる。そのため、よう素フィルタ内で偏流が生じ、局所的にベントガスの銀ゼオライト吸着材通過速度が大きくなり、銀ゼオライト吸着材との接触時間が小さくなると、ガス状よう素除去性能が低下する。

そこで、流動解析により、よう素フィルタ内に生じるガスの偏流を評価した。

なお、銀ゼオライトが充填されているキャンドル部の流動特性について確認するため、実機と同じキャンドルを用いて蒸気を通気する流動試験（キャンドルユニット試験）を実施した。そして、キャンドルユニット試験により得られた試験データをよう素フィルタの流動解析に適用し、流動解析の精度向上を図った。

【キャンドルユニット試験】

第2図に示す通り、実機と同じキャンドルを容器内に1本設置し、試験容器に実機のキャンドル1本に相当する体積流量の蒸気を通気し、キャンドルに生じる差圧を計測した。



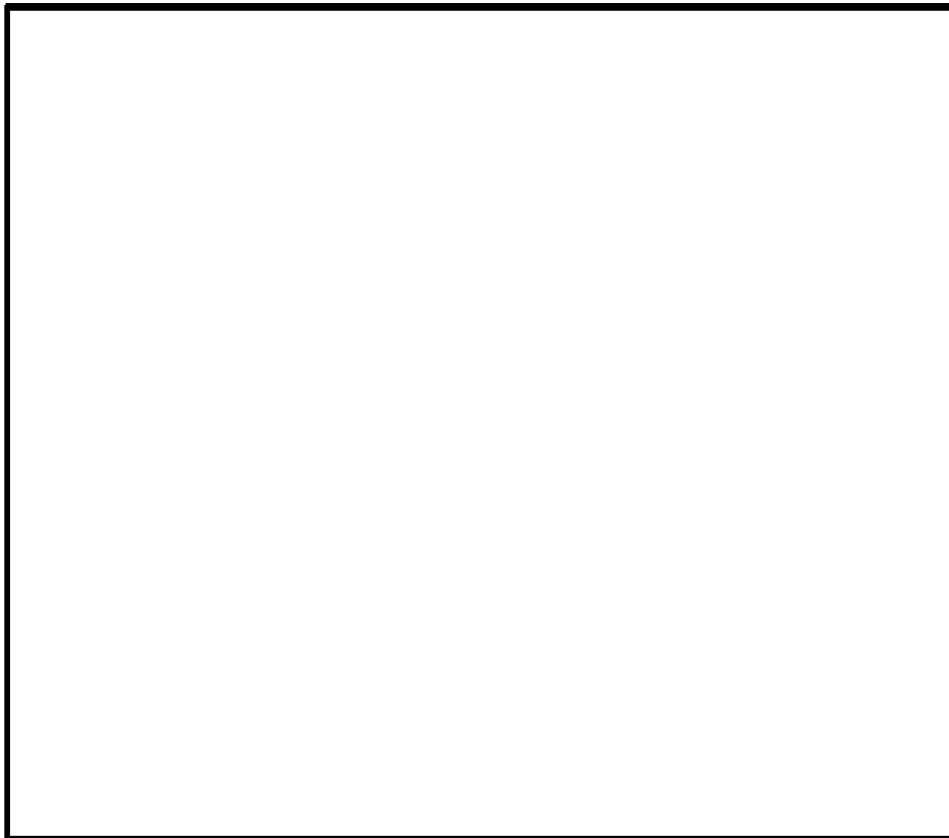
第2図 キャンドルユニット試験装置全体図

実機のように素フィルタで処理するベントガスの最大体積流量は第3.2.2.3.3.1-2表に示す通り、 $16.8\text{m}^3/\text{s}$ (原子炉格納容器2Pd時流量)である。実機のように素フィルタのキャンドルの設置本数は38本であるため、キャンドル1本当たりの体積流量は $0.44\text{m}^3/\text{s}$ (原子炉格納容器2Pd時流量)となる。そこで、実機の最大体積流量を網羅するように、第1表の通り、キャンドルユニット試験の試験条件を設定した。

第1表 キャンドルユニット試験条件一覧表

項目	条件
試験装置	・ キャンドルユニット試験装置
キャンドル設置本数	・ 1本
試験ガス	・ 蒸気
ガス体積流量	・ 0.74 m ³ /s ・ 0.51 m ³ /s ・ 0.39 m ³ /s ・ 0.29 m ³ /s ・ 0.23 m ³ /s

第1表の条件にて試験を実施した結果、ガス体積流量とキャンドル差圧の関係は、第3図の通りとなった。

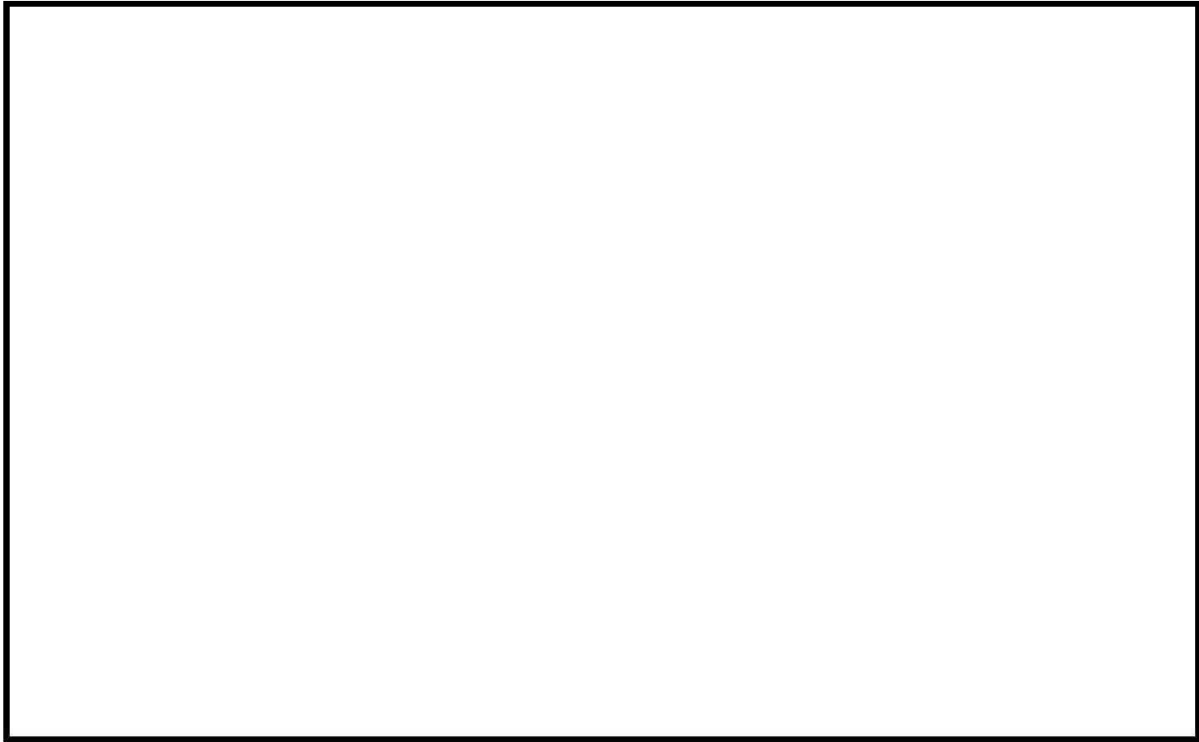


第3図 試験結果（ガス体積流量とキャンドル差圧の関係）

第3図のキャンドル差圧の実測値を用いて、よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。

【よう素フィルタ全体流動解析】

よう素フィルタ内の偏流を評価するため、よう素フィルタ全体の流動解析を実施した。解析モデルは第4図に示す通り、よう素フィルタ1基をモデル化した。



第4図 よう素フィルタ流動解析モデル

まず、キャンドルをモデル化しているポーラスメディアの圧損係数を、第3図のキャンドルユニット試験実測値より求める。第3図のガス体積流量をキャンドルの表面積で除すことで、線速度 LV (m/s) に変換し、試験データを非線形最小二乗法により最適フィッティングした抵抗係数カーブを作成する。抵抗係数カーブは、以下の2パターン作成する。

- ① 慣性抵抗項 (LV^2 の項) と粘性抵抗項 (LV の項) を考慮
(ガス流れが AgX に遮られる際に生じる慣性抵抗に加え、ガスが AgX と AgX の間の狭隘部を通過する際に生じる粘性抵抗を考慮)
- ② 慣性抵抗項 (LV^2 の項) を考慮
(ガス流れが AgX に遮られる際に生じる慣性抵抗のみを考慮)

以上の条件にて、抵抗係数カーブを作成すると、第5図の通りとなる。①を赤線、②を緑点線で示す。また、それぞれの抵抗係数カーブは以下の関数で表される。

$$\begin{aligned} \textcircled{1} \quad D_p &= \boxed{} \times LV^2 + \boxed{} \times LV & \dots (1) \\ \textcircled{2} \quad D_p &= \boxed{} \times LV^2 & \dots (2) \end{aligned}$$

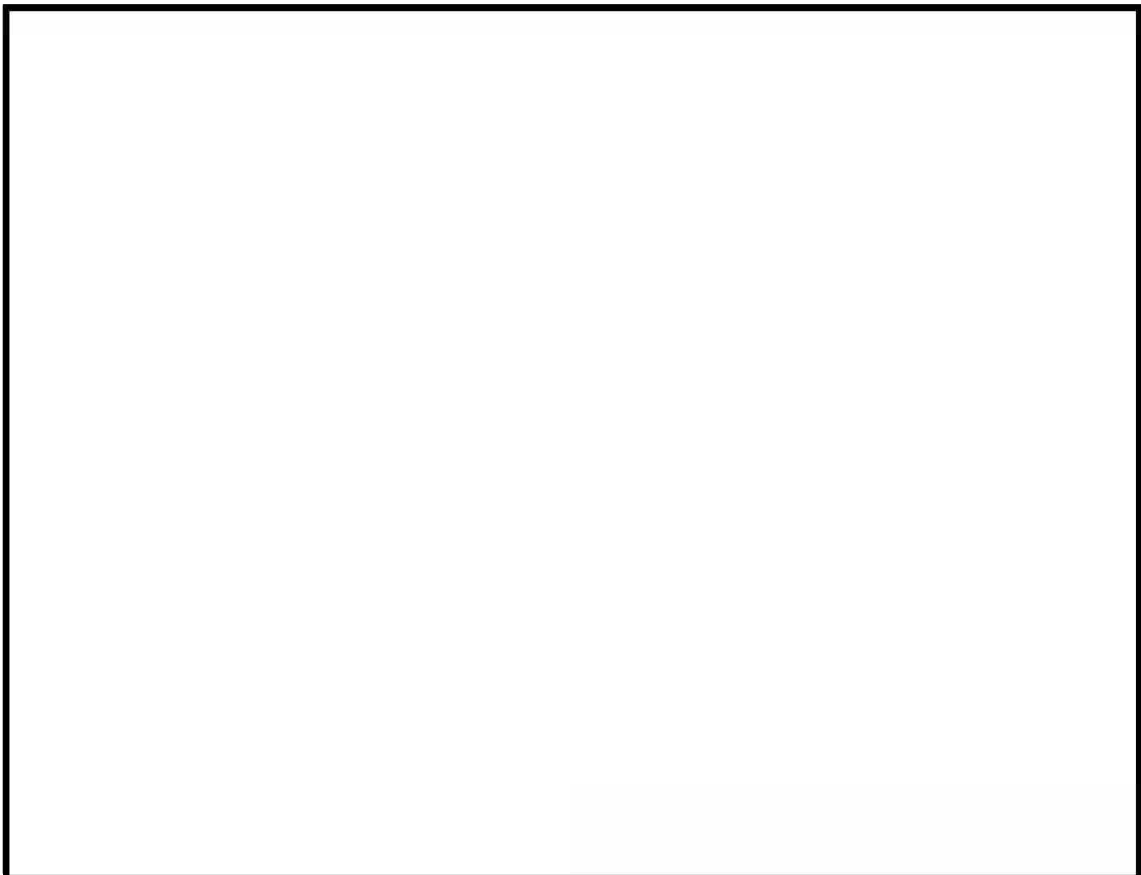
次に、(試験実測値－フィッティングカーブ)のRMSを算出したところ、①は115.3、②は176.7となった。そのため、①の方が実験データを精度よくフィッティングできていることがわかった。よって、①をキャンドルの抵抗係数カーブとした。

次に、汎用抵抗式は以下の通り表される。

$$\text{汎用抵抗式} : D_p = k_i \times \rho \times LV^2 + k_v \times \mu \times LV \quad \dots (3)$$

ここで、 ρ : 気体密度 (kg/m^3)、 μ : 粘性係数 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)、 k_i : 慣性抵抗係数 (-)、 k_v : 粘性抵抗係数 ($1/\text{m}$)である。(1)、(3)式より、 $k_i \times \rho = \boxed{}$ 、 $k_v \times \mu = \boxed{}$ となる。ここで、キャンドルユニット試験時のガスの密度は $0.56937 (\text{kg/m}^3)$ 、粘性係数は $1.3032 \times 10^{-5} (\text{Pa} \cdot \text{s})$ であったことから、 k_i ならびに k_v は、 $k_i = \boxed{} (-)$ 、 $k_v = \boxed{} (1/\text{m})$ となる。

そのため、 $k_i = \boxed{} (-)$ 、 $k_v = \boxed{} (1/\text{m})$ を、流動解析を実施する際のキャンドル (ポーラスメディア)の圧力損失係数とする。



第5図 抵抗係数カーブ

よう素フィルタ全体の流動解析は、実機の流量を再現するよう、原子炉格納容器圧力 2Pd にてベントした直後の最大流量相当と、事故後 1 ヶ月後の流量の 2 ケースで実施した。解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表 よう素フィルタ流動解析条件一覧表

項目	条件
評価コード	・ STAR-CCM+ (ver. 9)
設定条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基礎式：質量保存式，運動量保存式 (Navier-Stokes 方程式) ・ 基礎式の離散化手法：有限体積法 ・ 乱流モデル：Realizable $K-\epsilon$ ・ 壁近傍の扱い：ALL $y+$モデル ・ 対流項離散化：二次精度風上差分 ・ 気体の扱い：水蒸気，非圧縮性流体 ・ キャンドル圧力損失係数：k_i [] (-)，k_v [] (l/m)
ベントガス条件	<p>【ケース 1：原子炉格納容器圧力 2Pd，ベント開始直後流量】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 体積流量：16.0 m³/s (よう素フィルタ 2 基分) ・ 質量流量：15.8 kg/s (よう素フィルタ 2 基分) ・ 圧力：181.3 kPa(abs) ・ 露点温度差：15 K <p>【ケース 2：事故後 1 ヶ月流量】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 体積流量：3.80 m³/s (よう素フィルタ 2 基分) ・ 質量流量：2.48 kg/s (よう素フィルタ 2 基分) ・ 圧力：114.3 kPa(abs) ・ 露点温度差：6.5K

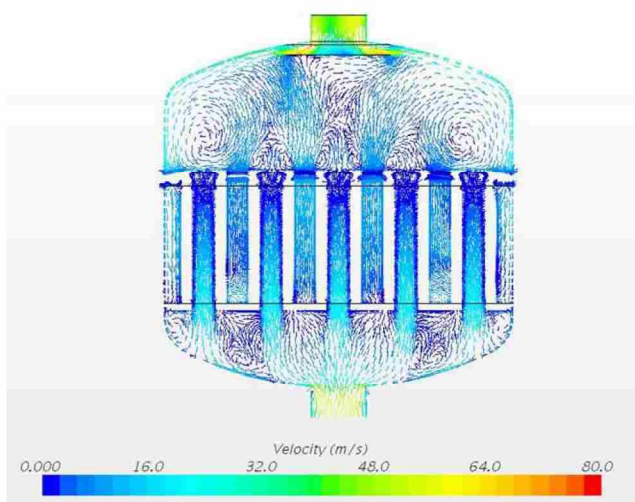
また，キャンドル配置と番号を第 6 図の通り設定した。



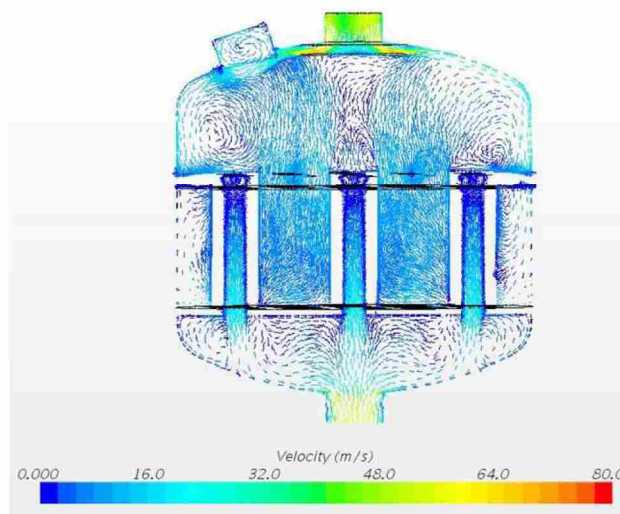
第 6 図 キャンドル配置ならびに番号

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

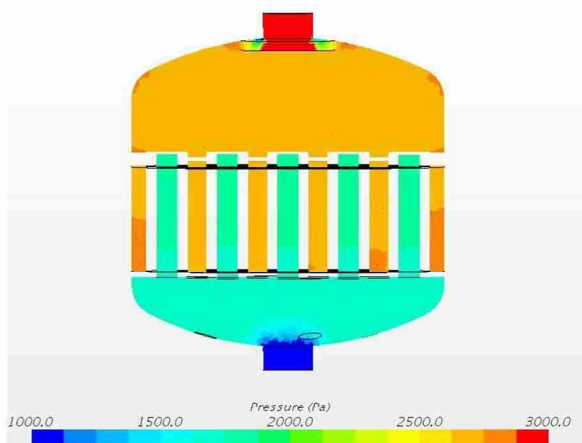
上記条件にてよう素フィルタ全体の流動解析を実施した。ケース1の解析結果を第7～11図、第3表に示す。



第7図 フィルタ中央(キャンドル31-35)
断面ガス流速 (ケース1)

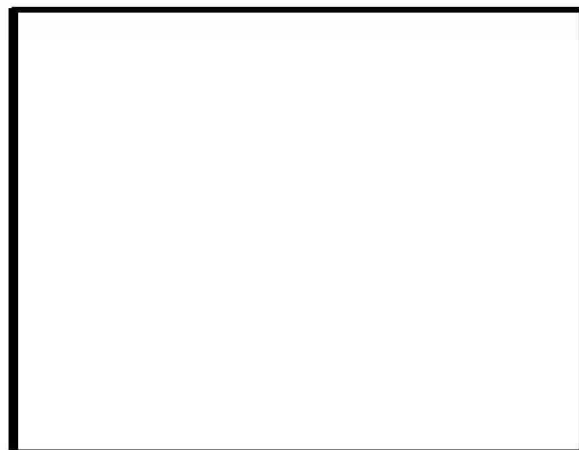
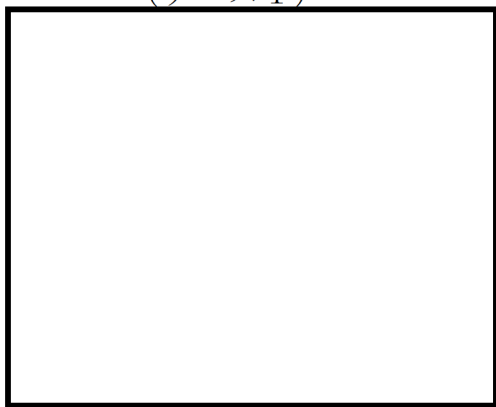


第8図 フィルタ中央 (出入口配管方向)
断面ガス流速 (ケース1)



第9図 フィルタ中央(キャンドル31-35)
断面ガス圧力 (ケース1)

第3表 各キャンドル流量分布
(ケース1)



第10図 各キャンドル流量分布
(ケース1)



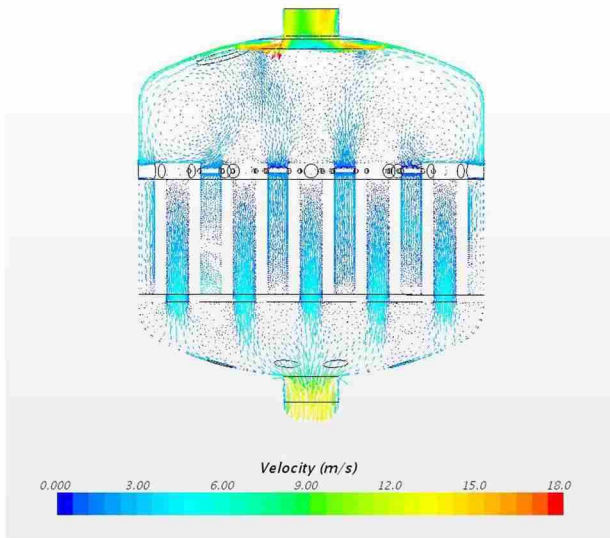
第11図 各キャンドル上下方向流速分布
(ケース1)

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

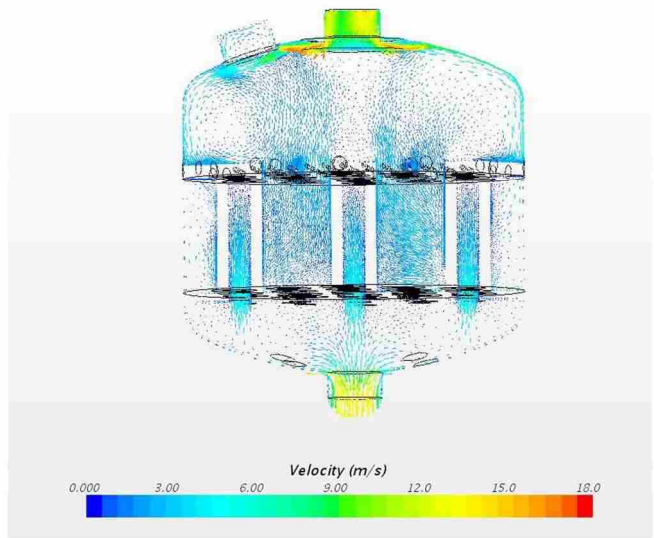
第10図、第3表より、各キャンドルの流量分配はほぼ均一で、各キャンドルのばらつきの範囲は±1%に収まっている。

また、第11図より、キャンドルの上下方向は、キャンドル下側の方が流量が大きい状態となっているが、上下方向のばらつきの範囲は±10%に収まっている。

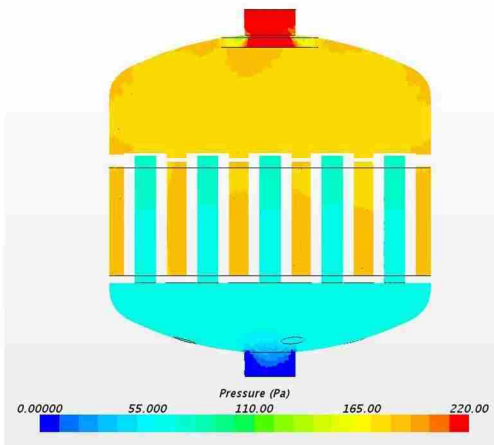
次に、ケース2の解析結果を第12～16図、第4表に示す。



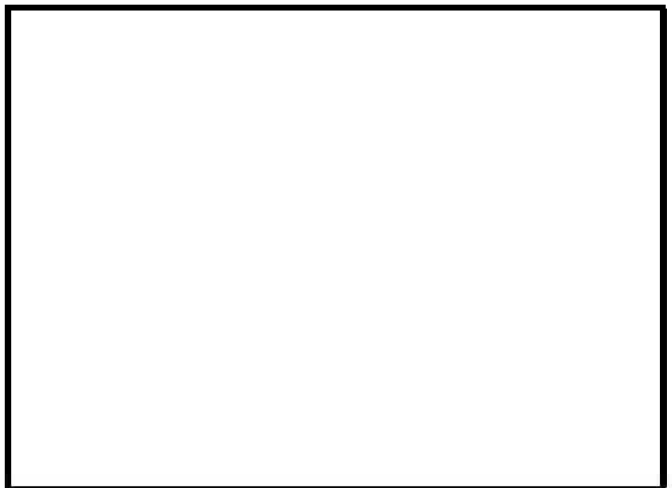
第12図 フィルタ中央(キャンドル31-35)断面ガス流速(ケース2)



第13図 フィルタ中央(出入口配管方向)断面ガス流速(ケース2)

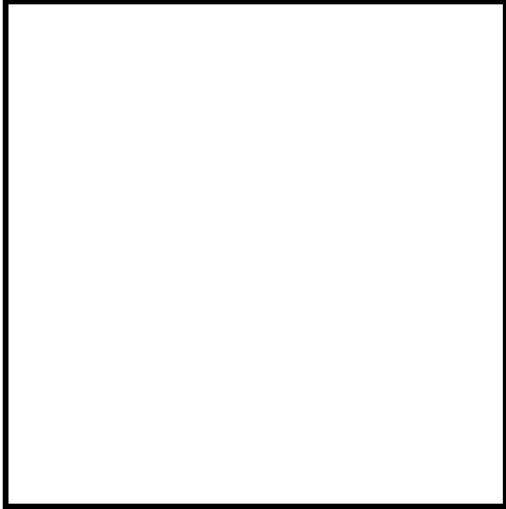


第14図 フィルタ中央(キャンドル31-35)断面ガス圧力(ケース2)



第15図 各キャンドル流量分布(ケース2)

第 4 表 各キャンドル流量分布
(ケース 2)



第 16 図 各キャンドル上下方向流速分布
(ケース 2)

第 15 図，第 4 表より，各キャンドルの流量分配はほぼ均一で，各キャンドルのばらつきの範囲は $\pm 0.6\%$ に収まっている。

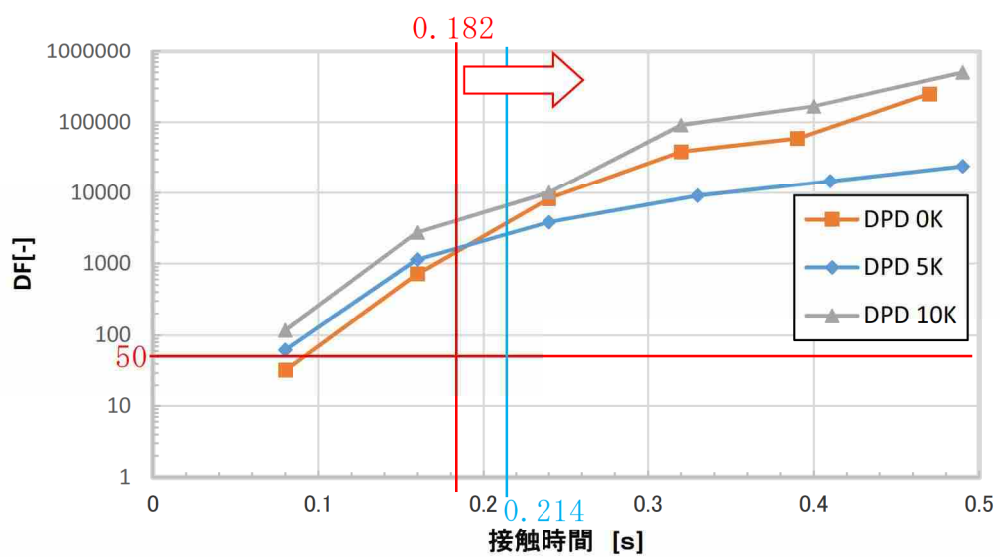
また，第 16 図より，キャンドルの上下方向は，キャンドル下側において流量が大きい状態となっているが，上下方向のばらつきの範囲は $\pm 5\%$ に収まっている。

以上より，よう素フィルタは流量が大きい方ほどキャンドル各部の偏流は大きくなるが，実機最大流量においても，各キャンドルの流量ばらつきは $\pm 1\%$ 以内，キャンドル上下方向のばらつきは $\pm 10\%$ 以内に収まることが確認できた。

次に，キャンドルの偏流がよう素フィルタの性能に与える影響を考える。

各キャンドルへ完全に均一にガスが流れていた場合における，ベントガスと吸着材の接触時間は，原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後において 0.214[s]となる。ここで，キャンドルの偏流により，局所的にベントガスの流速が保守的に 15%大きくなった場合を考慮すると，局所的にベントガスと吸着材の接触時間は 15%減少し，0.182[s]となる。銀ゼオライトの性能は第 17 図に示す通りであり，接触時間が 0.182[s]であっても DF50 以上確保可能である。

今，キャンドルの偏流は，原子炉格納容器圧力 2Pd のベント直後であっても 15%より小さいため，キャンドルの偏流を考慮したとしても，DF50 以上は確保可能である。

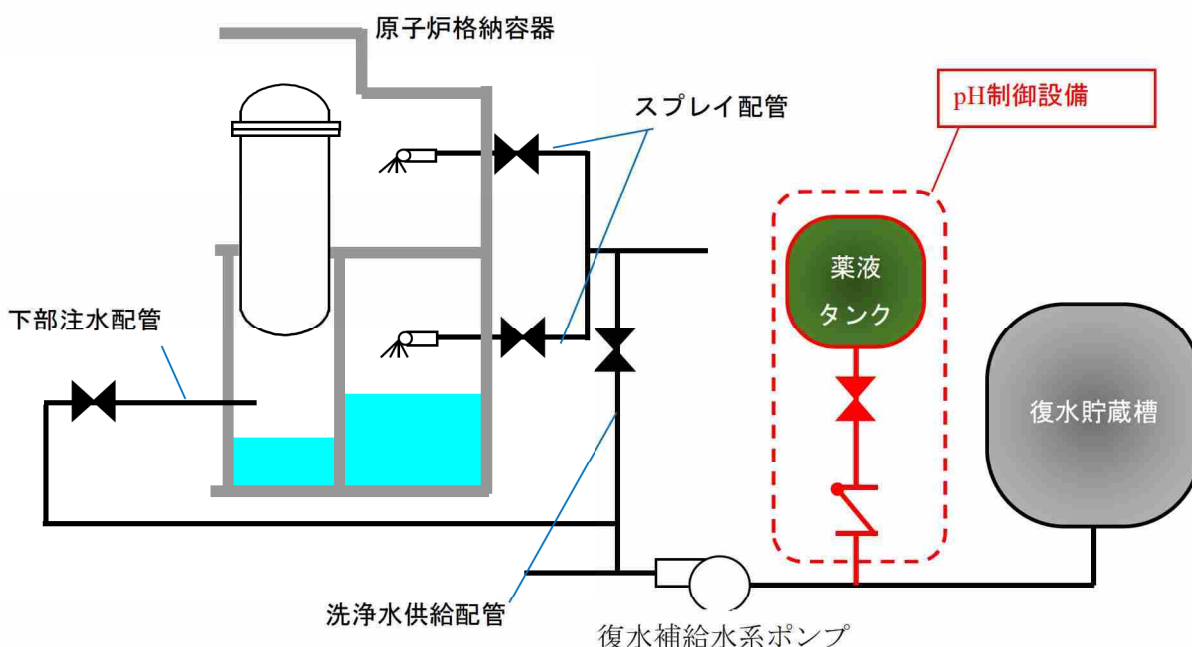


第 17 図 銀ゼオライト性能線図

別紙 41 原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を第 1 図に示す。本系統は復水補給水系ポンプの吸込配管に薬液を混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サブプレッション・チェンバースプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム \square wt%]水溶液 \square m³]とする。

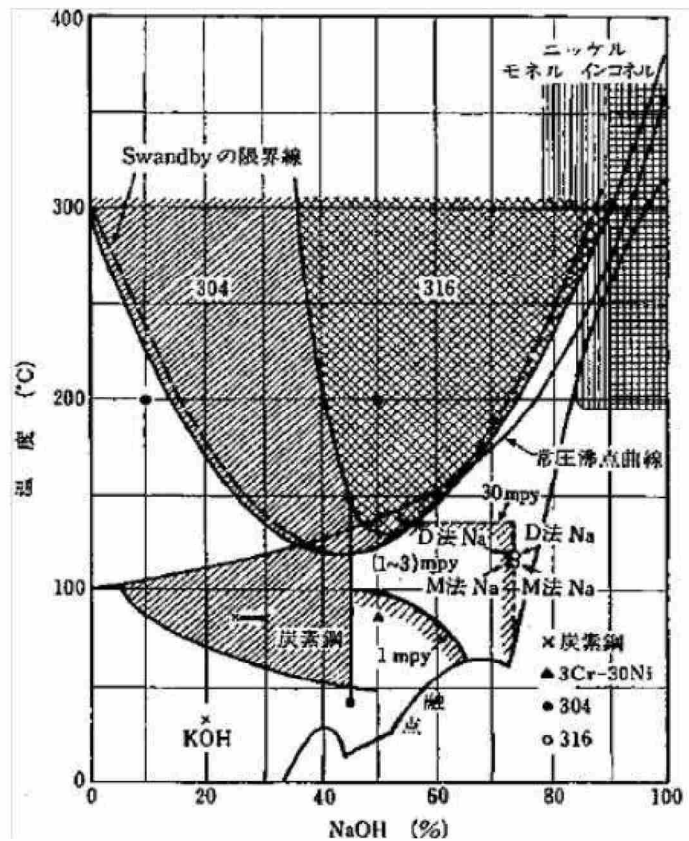


第 1 図 原子炉格納容器 pH 制御のための設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

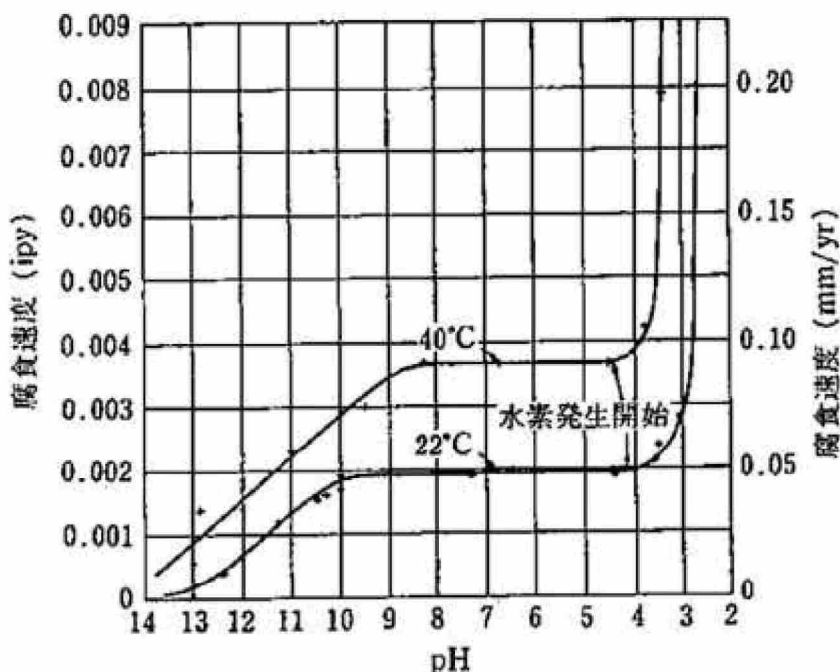
薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウェル、下部ドライウェル、サブプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが、それらは連通孔やベント管等で接続されており、最終的にはサブプレッション・プールに流入する。その場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 \square wt%], pH は約 \square となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼，及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を第 2 図，第 3 図に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，塩化物による孔食，すきま腐食，SCC の発生を抑制することができる。



第 2 図 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
 出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3図 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響

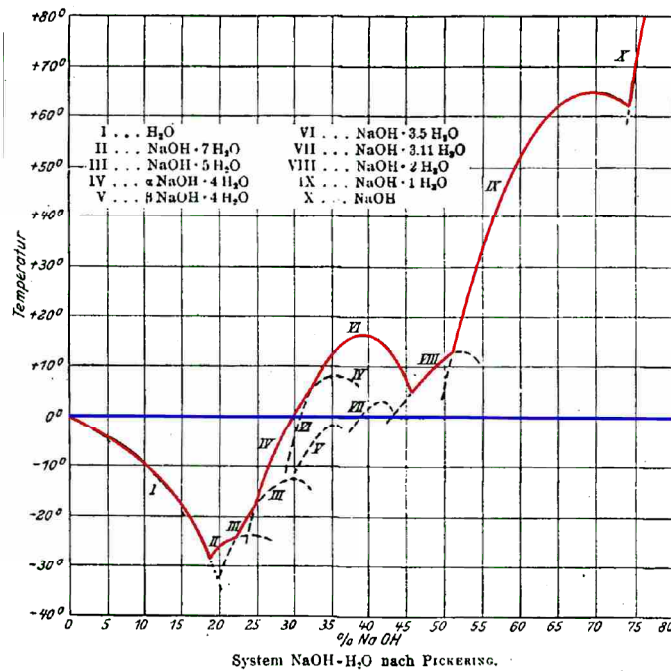
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

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

第1表 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

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

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



第4図 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

3. 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

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



3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は [kg] となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約 [kg] となる。

3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウェルで [kg]、サプレッション・チェンバで [kg] となり、合計で [kg] となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 [kg] となる。

3.3 水素発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大 LOCA シナリオで 592[kg]であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

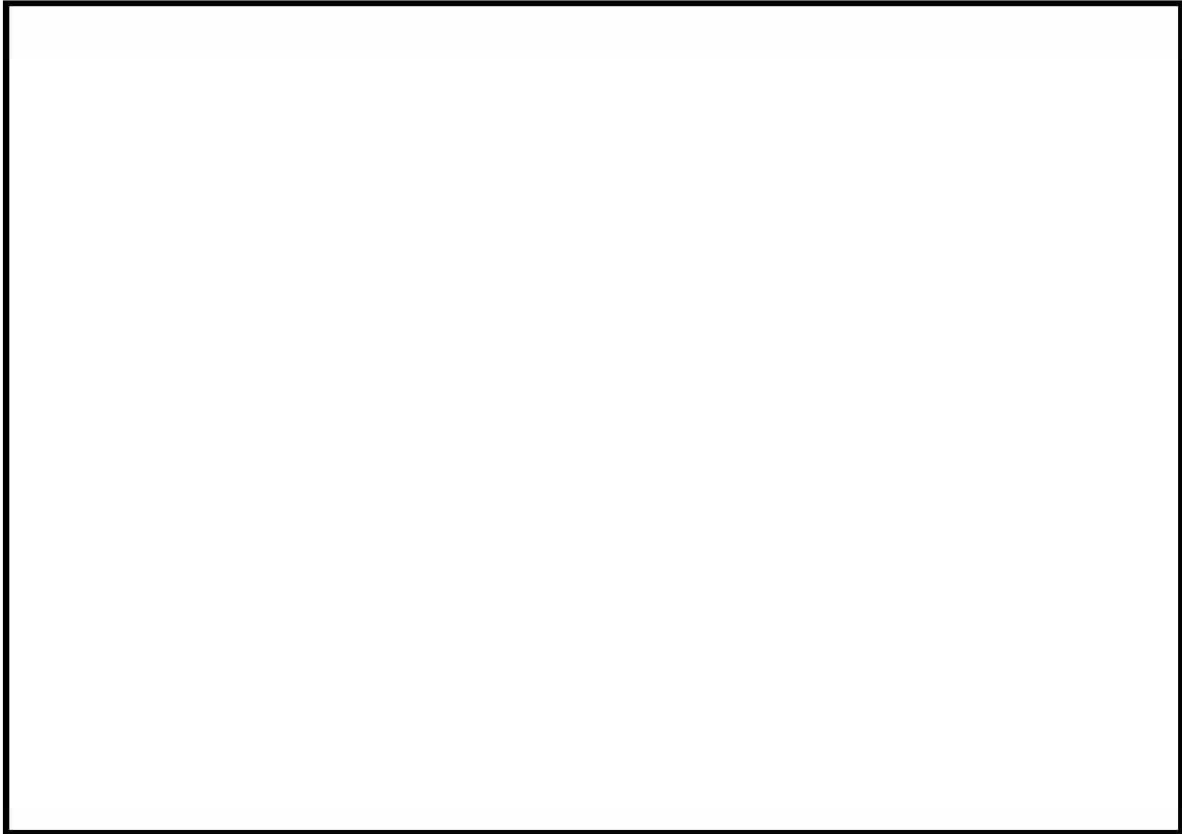
これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について

1. よう素フィルタの初期過渡性能について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については 3.2.2.3.3 に記載の通りであり、ベント初期から長期連続運転後のベント後期にかけて、目標とする除去性能が達成可能であることを確認している。しかし、第 3.2.2.3.3.1-1 図に示す性能線は、吸着材の温度が一定の状態の性能を示したものであり、ベント最初期の吸着材が冷えており、吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状態のものとは異なる可能性がある。

そこで、第 1 図に示す有機よう素除去性能試験装置にて、ベント最初期の吸着材が冷えている状態を模擬し、よう素フィルタの初期過渡性能を確認した。



第 1 図 有機よう素除去性能試験装置構成図

ヨウ化メチル発生装置から供給されるガスは、ボイラからの蒸気と混合され、実機と同じ銀ゼオライト吸着材が充填された試験カラムに導かれる。試験カラム上流の配管にはガス注入口を設け、蒸気以外のベントガス組成である水素や窒素を必要に応じて注入してガス組成を調整できるようにした。試験カラムの銀ゼオライト充填層の厚さは、実機キャンドルユニットの吸着材充填厚さと同

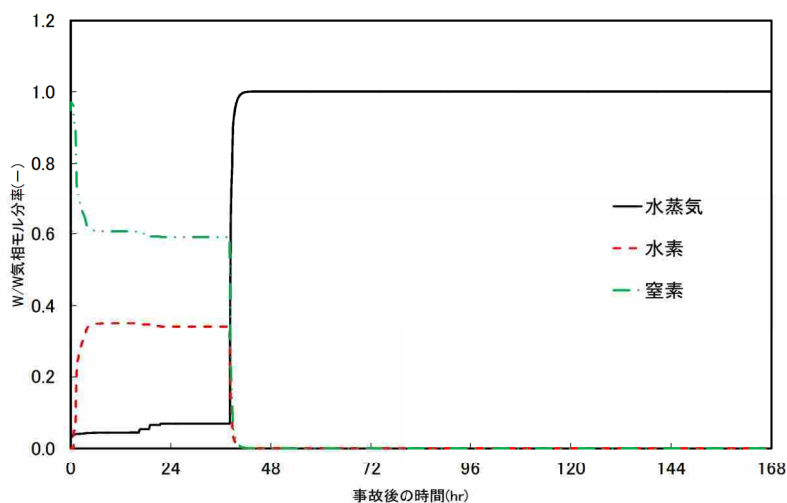
一寸法とした。

試験装置に供給されるヨウ化メチルの濃度は、サンプリング口①から試料を採取してガスクロマトグラフ（GC-FID：島津製作所製 GC-14B）による分析で確認した。一方、試験カラムを通過したガスは窒素希釈され、冷却トラップでガスと凝縮水に分離してサンプリング口②から採取され、その両方を試料としてGC-FIDによる分析を行った。また、蒸気流量は凝縮水の重量から算出した。試験は、まずダミーカラムに水蒸気を通気し、試験ガスの条件を安定させた後、吸着カラムにラインを切り替え、DFの計測を開始する。

今回実施した試験条件を第1表に示す。ベント最初期の状態を模擬するため、吸着材カラム部のヒータを切って吸着材の温度を室温の状態とし、その状態からダミーカラムより試験カラムへラインを切り替え、試験を開始した。また、ベント最初期のベントガスは蒸気、水素、窒素の混合ガスであることから、実機の条件を考慮して蒸気10%、水素30%、窒素60%の混合ガスとして試験を実施した（実機のガス組成は第2図参照）。さらに、接触時間はベント初期に想定される0.214sよりも短い0.173sとした。

第1表 よう素フィルタ初期過渡性能試験条件一覧表

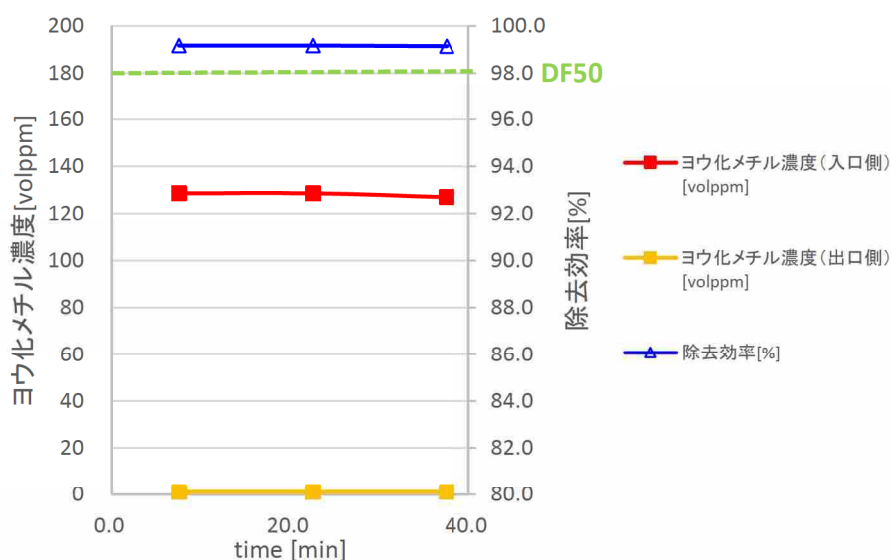
項目	条件
試験装置	有機よう素除去性能試験装置
試験ガス組成	蒸気10%、水素30%、窒素60%
試験ガス温度	101℃
試験カラム入口圧力	15.9 kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	126 volppm
接触時間	0.173 s



第2図 ベントガス組成時刻歴

第 1 表の条件にて有機よう素除去性能試験を実施したところ、DF の時刻歴は第 3 図に示す通りとなった。第 3 図中の最初の計測データは、試験カラム通気開始時から 15 分後までのガスを採取したサンプルのデータ、2 つ目のデータは 15 分後から 30 分後までのガスを採取したサンプルのデータ、3 つ目のデータは 30 分後から 45 分後までのガスを採取したサンプルのデータである。

第 3 図より、ベント最初期の吸着材が低温の状態であって、接触時間が実機よりも短い条件であったとしても、DF は 50 以上となることが確認できた。よって、実機においてベント最初期の吸着材が低温であって、吸着層内でベントガスの蒸気の凝縮が発生するような状況であっても、目標の DF を達成できると考えられる。



第 3 図 有機よう素除去性能試験結果

2. よう素フィルタの有機よう素許容吸着量について

よう素フィルタの有機よう素除去性能については 3.2.2.3.3 に記載の通りであるが、供給するヨウ化メチルの量は少なく、DF が低下するほどのヨウ化メチルは供給していない。

そこで、第 1 図の有機よう素除去性能試験装置を用いて、ヨウ化メチルを大量に供給し、DF が目標である 50 を維持する期間中に吸着できるヨウ化メチルの量を確認する試験を実施した。なお、この試験では、試験カラム部のヒータも入れた状態で、まず試験カラムに水蒸気のみを通気し、所望のガスの流量や温度となり、吸着材の温度が一定となったところでヨウ化メチルを供給することとした。

試験条件を第 2 表に示す。また、DF が 50 以上を維持する期間中に、実機の

よう素フィルタに吸着されるヨウ化メチルの総質量（3.2.2.3.3 に示すように、よう素フィルタは 2 個並列設置されるのでその合計値）であり、次式によって算出した。

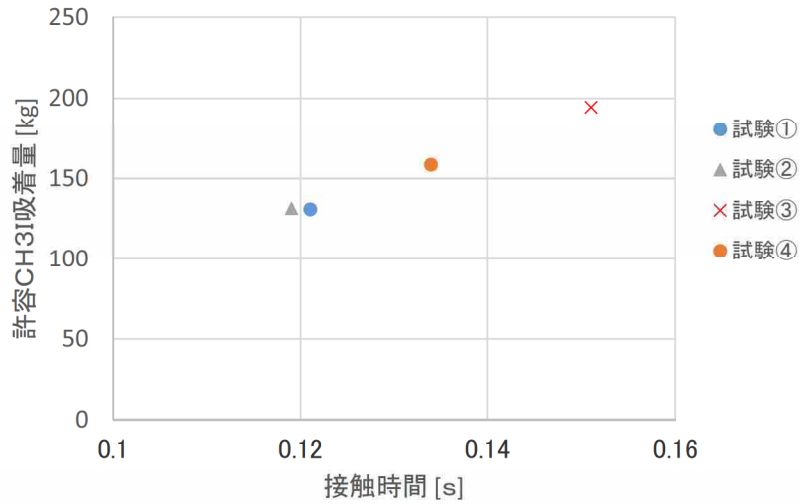
$$A = \int_0^T SI \left(1 - \frac{1}{DF}\right) dt \cdot AgX_r / AgX_t$$

ここで、A はよう素フィルタ許容吸着量、SI は試験カラムに単位時間当たり供給されたヨウ化メチルの質量、DF は除染係数、 AgX_r は実機のよう素フィルタ 2 個に充填される吸着材の総質量、 AgX_t は試験カラムに充填された吸着材の総質量、T は試験開始から DF が 50 を切るまでの時間である。

第 2 表 よう素フィルタ許容吸着量確認試験条件一覧表

項目	条件			
	試験①	試験②	試験③	試験④
試験装置	有機よう素除去性能試験装置			
試験ガス組成	蒸気 100%			
露点温度差	9.1 K	10.6 K	8.5 K	12.5 K
試験カラム	8.1	8.4	5.6	250.4
入口圧力	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)	kPa(g)
ヨウ化メチル濃度	55 volppm	116 volppm	48 volppm	57 volppm
接触時間	0.121 s	0.119 s	0.151 s	0.134 s

以上の条件にて試験を実施し、よう素フィルタの許容吸着量を評価したところ、第 4 図の通りとなった。第 4 図に示す通り、よう素フィルタの許容吸着量は接触時間に対してほぼ線形的に増加し、ヨウ化メチル濃度や、ガスの圧力に対する依存性はないことが確認できた。また、ヨウ化メチルの許容吸着量は 100kg 以上であることが確認できた。一方、実機にてよう素フィルタに流入する有機よう素の量は約 1.3kg^{*1} と評価していることから、流入量に対して十分な余裕があることが確認できた。



第4図 よう素フィルタ許容吸着量確認試験結果

※1 有機よう素のよう素フィルタへの流入量は、以下の式により評価する。
 ここで、有機よう素の原子炉格納容器内及びフィルタ装置での除去には期待しないものとした。また、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

$$\begin{aligned}
 Q &= q_0 \times F \times g \times M_{\text{CH}_3\text{I}} / M_{\text{I}} \\
 &= 29.1 \times 1 \times 0.04 \times 142 / 127 \\
 &\sim 1.3 [\text{kg}]
 \end{aligned}$$

Q : 有機よう素のよう素フィルタへの流入量 [kg]

q_0 : よう素の停止時炉内内蔵量 (29.1) [kg]

F : よう素の原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への放出割合 (1) [-]

g : 有機よう素の組成構成比 (0.04 : R. G. 1.195) [-]

$M_{\text{CH}_3\text{I}}$: 有機よう素の分子量 (142) [-]

M_{I} : よう素の分子量 (127) [-]

別紙 43 格納容器からの取り出し位置について

1. 格納容器圧力逃がし装置

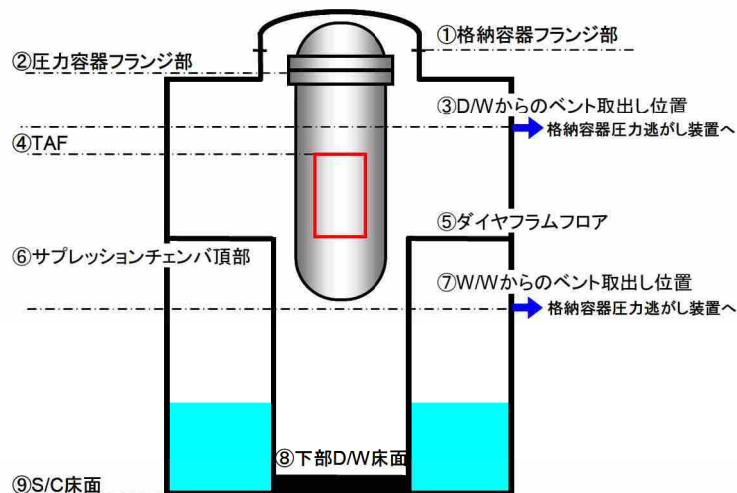
1.1 配管設置箇所

原子炉格納容器からの排気ラインの取出し位置は、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバのそれぞれに設け、いずれの箇所からも排気が可能な設計としている。

格納容器圧力逃がし装置の系統において、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバからの取り出し箇所の概要を、第 1-1 表、第 1-1 図に示す。

第 1-1 表 格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概要 (T. M. S. L)

No.	場所	6号機	7号機
①	原子炉格納容器フランジ部	24,400	24,400
②	原子炉圧力容器フランジ部	22,653	22,653
③	ドライウェルからの取り出し箇所	19,000	19,000
④	有効燃料頂部		
⑤	ダイヤフラムフロア	12,300	12,300
⑥	サブプレッション・チェンバ頂部	11,100	11,100
⑦	サブプレッション・チェンバからの取り出し箇所	9,000	9,200
⑧	下部ドライウェル床面	-6,600	-6,600
⑨	サブプレッション・チェンバ床面	-8,200	-8,200



第 1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 取り出し箇所概略図 (高さ)

1.2 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置の系統において、ドライウエル、及び、サプレッション・チェンバからの取り出し箇所は、ダイヤフラムフロア及びサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、気相部からの取り出しを確保できる位置としている。

別紙 44 格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントについて

1. 原子炉格納容器ベント操作前の準備

炉心損傷後の原子炉格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に、準備操作として格納容器一次隔離弁を除くすべての操作を完了させておく必要がある。

そのため、格納容器圧力を継続監視し、その傾向から 620kPa[gage]に到達する時間を予測するとともに、炉心損傷を判断した以降、事故の収束、事故の進展抑制のための一連の対応操作を実施した後、格納容器ベントの準備操作を開始する。

原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベント準備の手順着手の判断基準は、以下のとおりとする。

「炉心損傷を判断した場合^{※1}において、事故の収束、事故の進展抑制のための一連の対応操作を実施した後。」

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300°C以上を確認した場合。

2. 原子炉格納容器ベント判断

炉心損傷後の事故対応でサブプレッション・チェンバ・プール水を水源とした格納容器除熱が成功している場合は、原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントは不要である。

サブプレッション・チェンバ・プール水以外の外部水源により格納容器除熱を実施している場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水位に基づく外部水源制限により格納容器除熱を停止する必要があるため、原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントが必要となる。

原子炉格納容器ベント操作は、放射性物質を可能な限り原子炉格納容器内に閉じ込めることを基本とするが、原子炉格納容器の破損による公衆への影響が過大にならないことを目的に実施する。そのため、原子炉格納容器内の圧力の上昇率を確認し、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を 620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合に原子炉格納容器ベントを判断する基本方針とする。

この基本方針により、下記の原子炉格納容器ベント判断を設定する。

外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、
サブプレッション・チェンバ・プール水位が
「真空破壊弁高さ」に到達

「真空破壊弁高さ」到達をサブプレッション・チェンバ・プール水位により確認した場合は、原子炉格納容器ベント実施の判断を行い、現場操作場所へ移動し原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）を人力操作により開操作することで原子炉格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの遠隔操作により開操作することも可能である。原子炉格納容器ベント実施の判断から原子炉格納容器ベントの開始までの期間は格納容器スプレイを継続するが、外部水源制限に到達した場合は格納容器スプレイを停止する。

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（代替循環冷却を使用しない場合）」（以下「大破断 LOCA ベントシナリオ」という）において、原子炉格納容器ベント判断直後に原子炉格納容器ベントを実施した場合の解析結果を図 2～6 に示す。

原子炉格納容器ベント判断は事象発生約 32 時間後となり、外部水源制限まで格納容器スプレイを継続した場合は約 38 時間後に原子炉格納容器ベントを実施することになる。この「6 時間」が操作余裕時間となり、移動時間等を考慮しても十分な余裕時間が確保されている。

なお、格納容器ベント操作において原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の開操作に失敗した場合は、原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）の開操作を実施するが、操作場所の移動中に原子炉格納容器内の圧力が 620kPa[gage]に接近した場合は、サブプレッション・チェンバ側ベント配管を維持する必要が無いため格納容器スプレイを再開することで格納容器内圧力を抑制する。現場操作移動について図 1 に示す。操作場所の移動に余裕を考慮して「30 分」を想定した場合の解析結果を図 7～12 に示す。格納容器スプレイを再開することにより、格納容器内圧力を 620kPa[gage]に到達させることなくドライウエル側からの格納容器ベントを実施することが可能である。

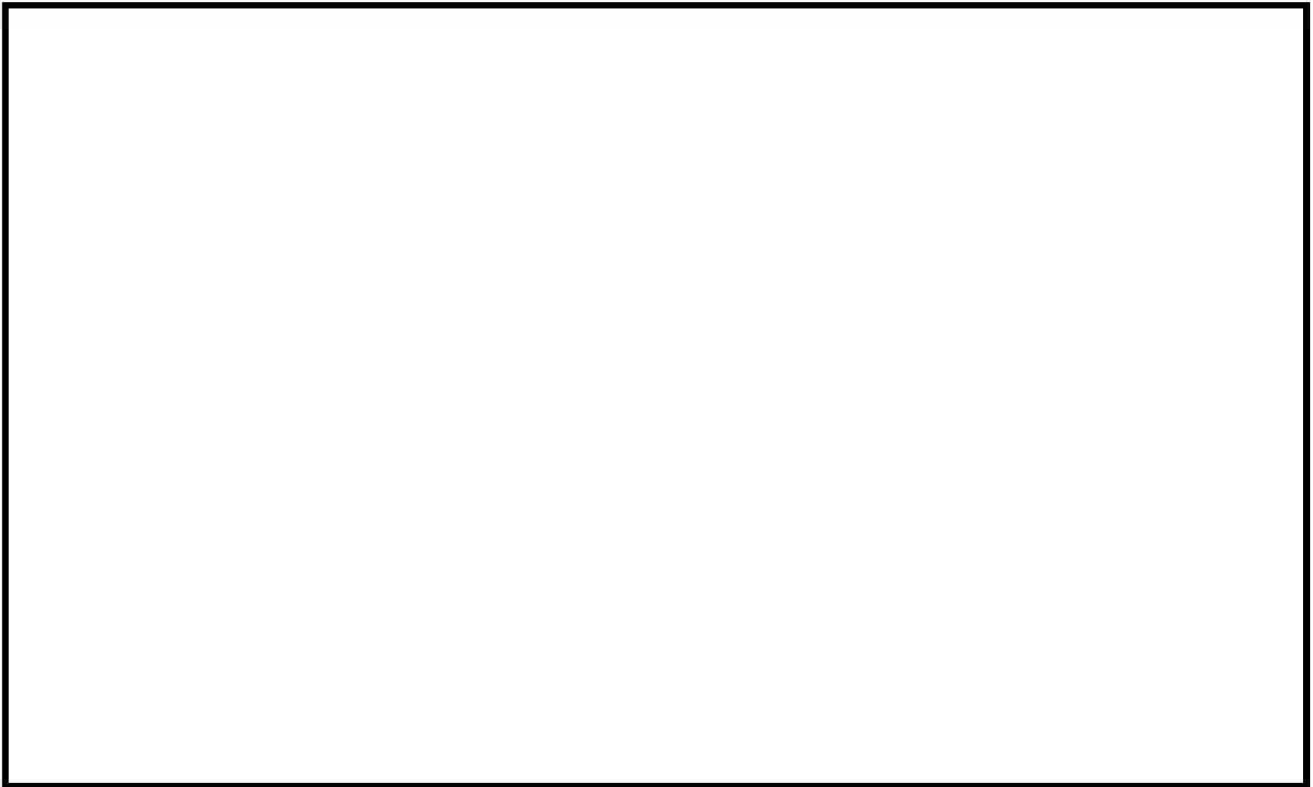


図1 原子炉格納容器第一隔離弁操作場所移動

原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）の現場操作場所は、6号及び7号炉共に二次格納施設外地下1階であり、原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）は二次格納施設外2階である。

原子炉格納容器一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側）から原子炉格納容器一次隔離弁（ドライウエル側）への現場移動は、近傍の階段室から2フロア移動する。

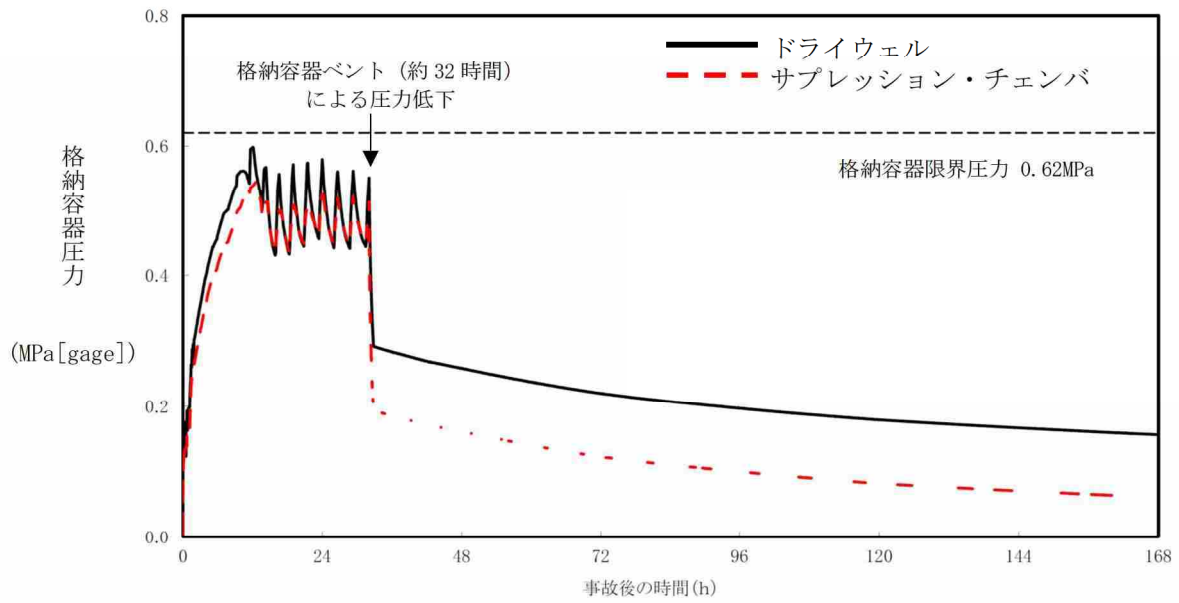


図 2 格納容器圧力の推移

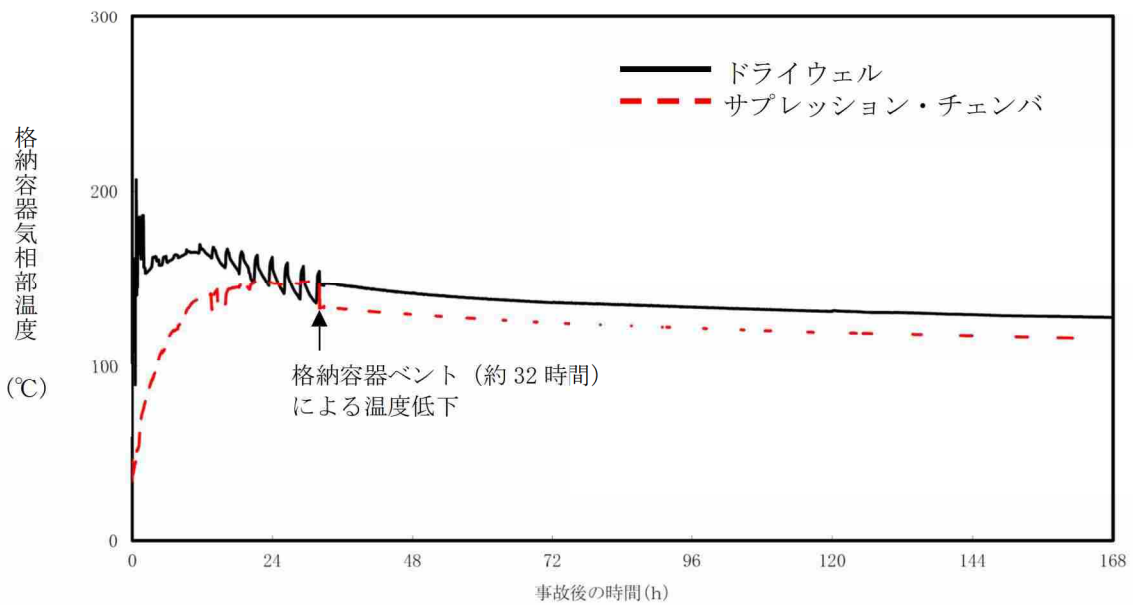


図 3 格納容器気相部温度の推移

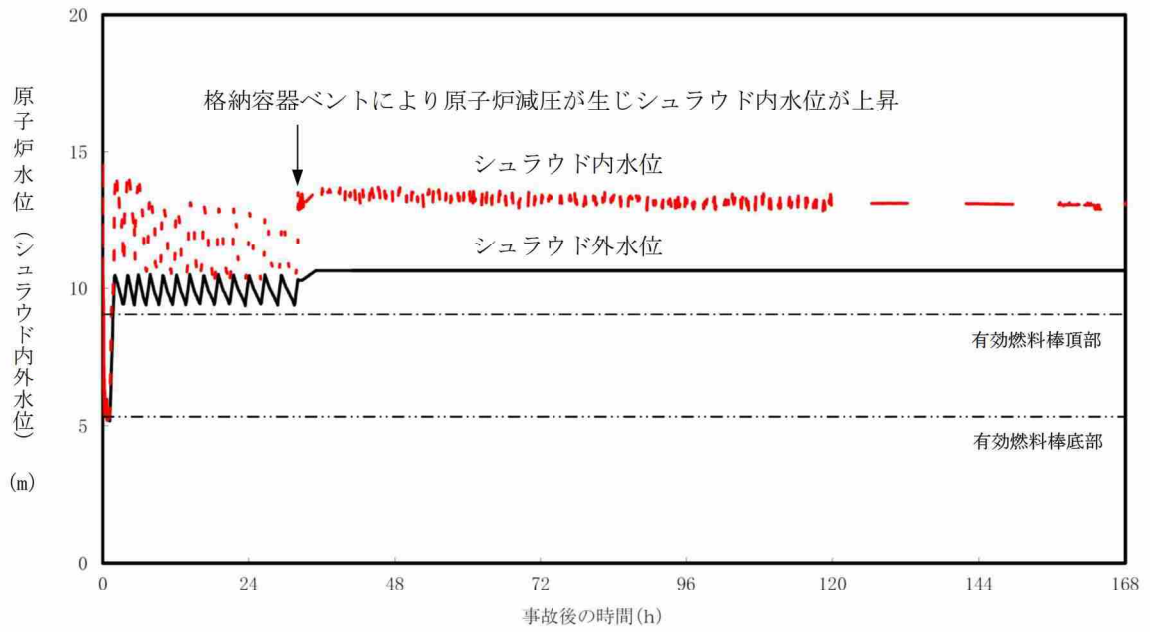


図4 原子炉水位（シユラウド内外水位）の推移

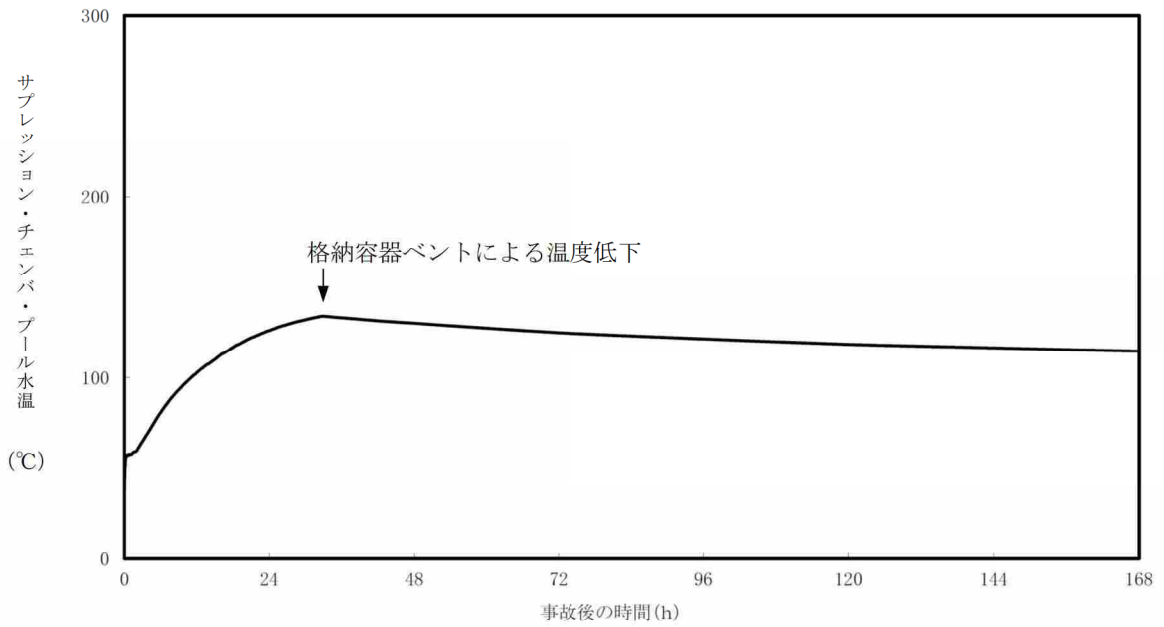


図5 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

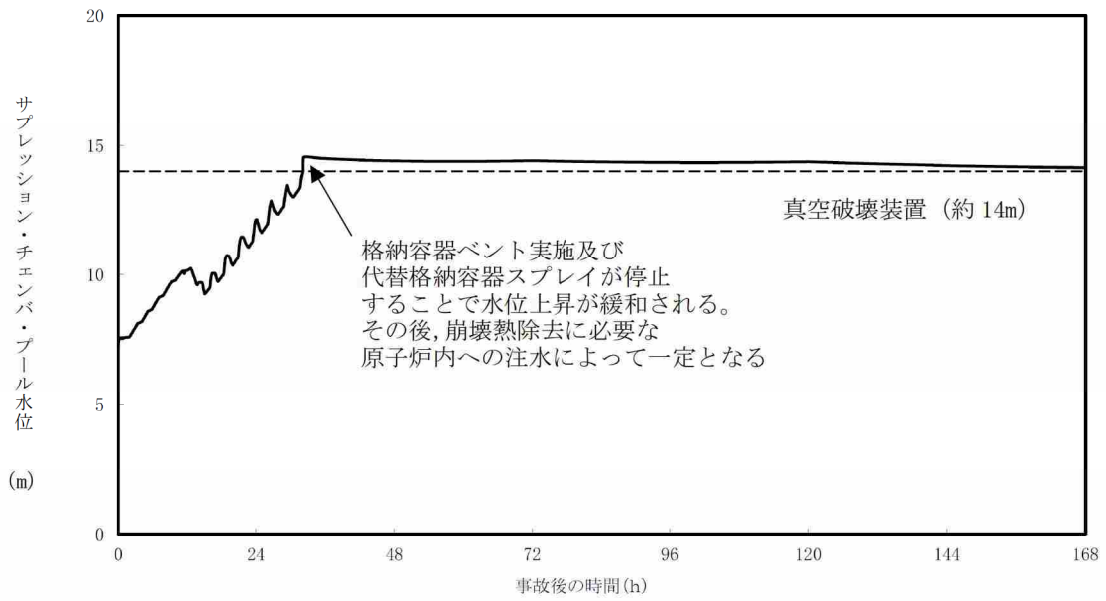


図 6 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

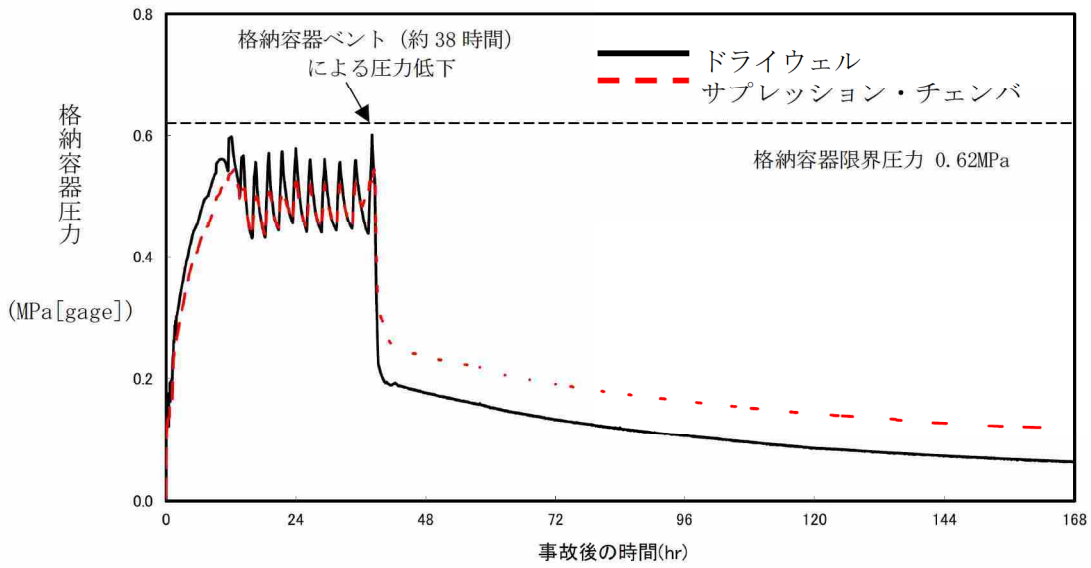


図 7 格納容器内圧力の時間変化

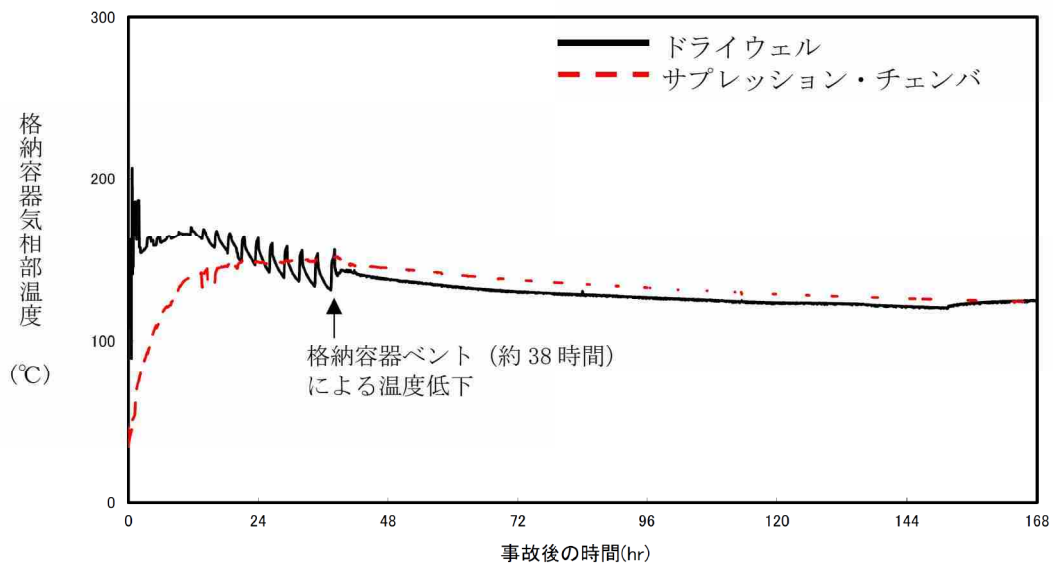


図 8 格納容器気相部温度の時間変化

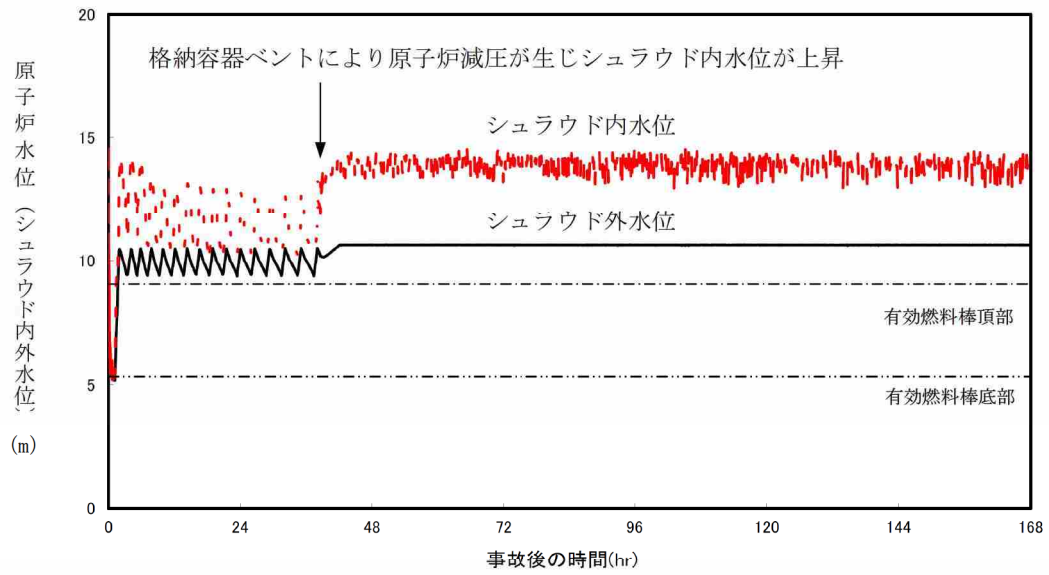


図9 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

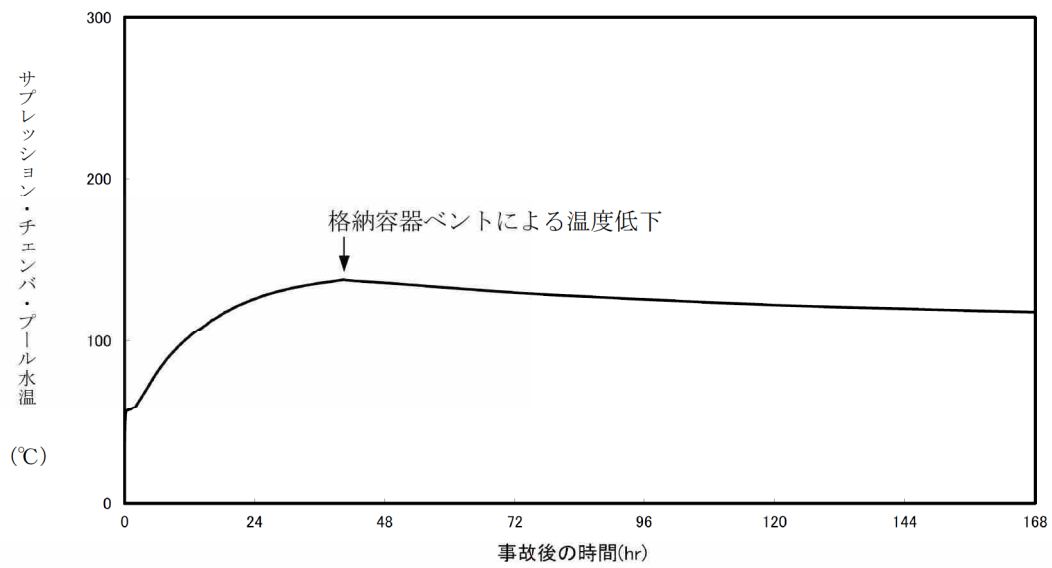


図10 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

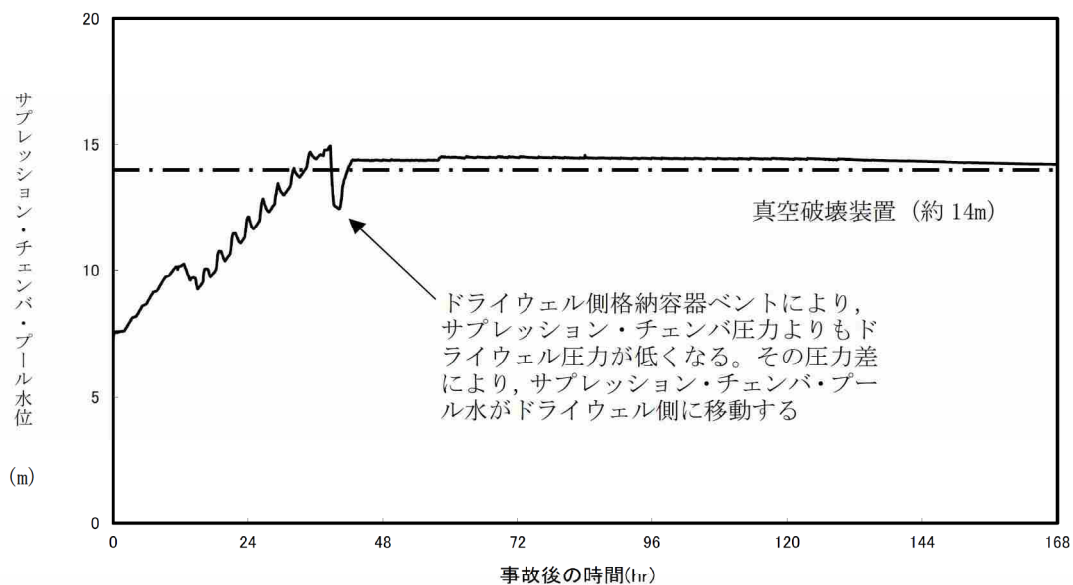


図 11 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

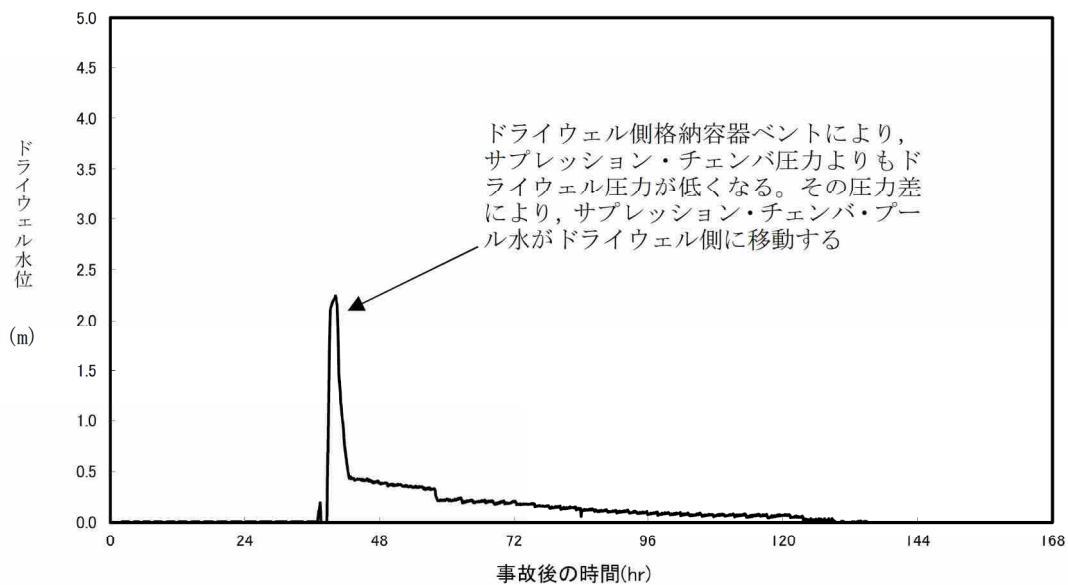


図 12 ドライウエル水位の推移

3. 重大事故対処中に設備故障が発生した場合

格納容器圧力が比較的高い状態において、格納容器スプレイ機能喪失を想定した場合、620kPa[gage]までの余裕時間が少ないが、この状態でも620kPa[gage]を超えることなく格納容器ベントを実施する必要がある。操作場所への移動時間及び操作時間の遅れによる620kPa[gage]到達を回避するためには、中央制御室からの遠隔操作手段を確保しておく必要がある。

操作場所への移動中または現場での遠隔操作前に格納容器圧力が620kPa[gage]に接近到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器一次隔離弁を「全開」とし、格納容器ベントを実施する。中央制御室からの遠隔操作後、現場での遠隔操作により格納容器一次隔離弁を開保持させる。

中央制御室からの遠隔操作を確保するためには、電源と駆動源を確保する必要がある。格納容器一次隔離弁の電源は「AM用直流電源」から供給されており、非常用交流電源またはAM用蓄電池から供給されており重大事故時においても期待することができる設備である。駆動源は、通常時は計装用空気圧縮系から供給されているが重大事故時において期待することができないため、格納容器一次隔離弁専用の空気ポンペにより駆動源を確保することができる。中央制御室からの遠隔操作確保を、格納容器ベント準備操作として実施することにより、重大事故対処中の設備故障に対応した格納容器ベント操作が可能となる。

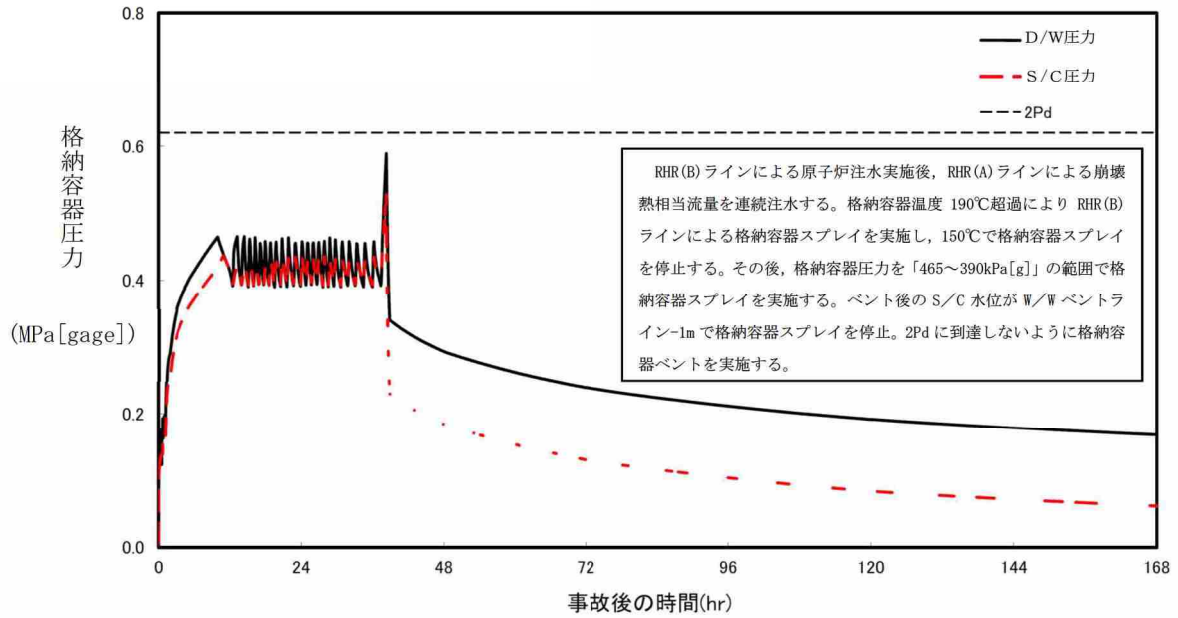
4. その他の格納容器ベント判断基準について

原子炉格納容器ベントを実施する判断基準は、原子炉格納容器過圧破損防止を目的とした格納容器圧力による判断のほか、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止を目的とした格納容器内の酸素濃度「4.0 vol%到達」による判断、及び原子炉格納容器からの異常漏えいの抑制を目的とした原子炉建屋オペレーティングフロア上部の水素濃度「2.2 vol%到達」による判断がある。

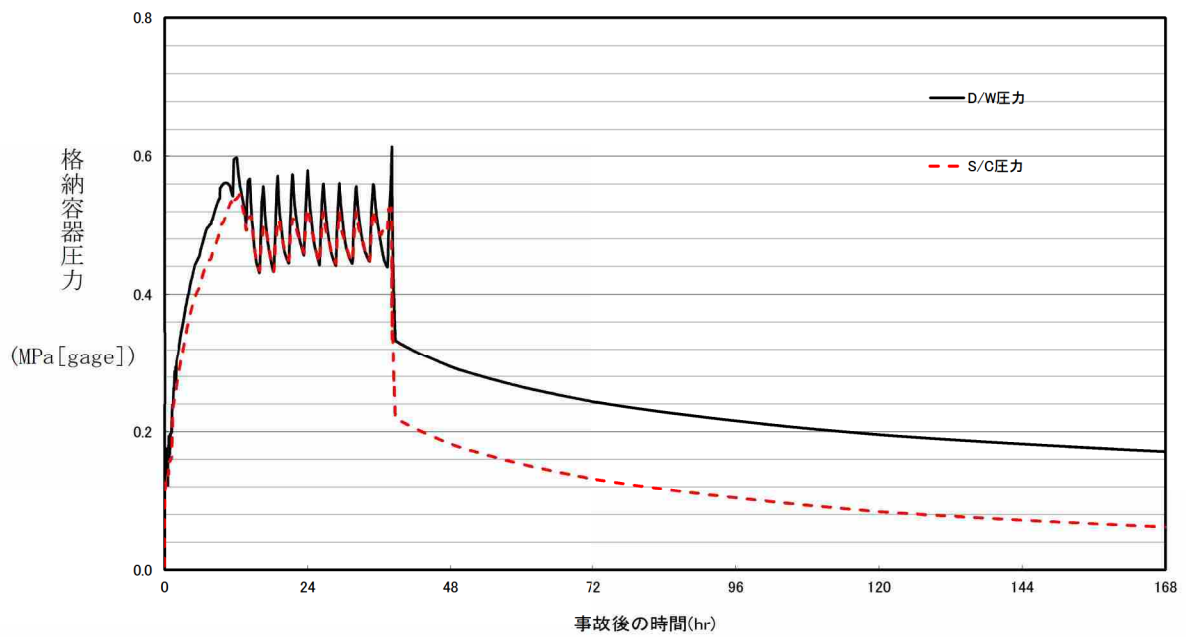
以上

補足 1

「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいて原子炉注水と格納容器スプレィの並行操作を想定した場合



補 1-図-1 交互操作を実施しない場合



補 1-図-2 交互操作を実施する場合

補足 2

水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生速度(G 値)を設計基準事故ベースとした場合の評価の位置付けと手順との関係

技術的能力の説明資料では、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値(4.0vol%)に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置等の操作により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止することとしている。

一方、有効性評価「3.4 水素燃焼」の添付資料3.4.1に示したG値を設計基準事故ベースとした場合の評価では、技術的能力説明資料と異なり酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達した時点で格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出操作(以下、「格納容器圧力逃がし装置等の操作」という)を実施するものとしているが、これは、G値を設計基準事故ベースとした場合の評価が水の放射線分解による酸素濃度の上昇が早い場合において、酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達した時点で格納容器圧力逃がし装置等の操作を実施しても、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界を上回ることなく速やかに低下することを確認しているためである。このため、評価条件として初期酸素濃度及びG値に保守的な値を用いている。

仮にG値を設計基準事故ベースとした場合の評価に技術的能力の説明資料に示す手順を適用した場合、事象発生から約30時間程度で原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値(4.0vol%)に到達するため、それまでに格納容器圧力逃がし装置等の操作を実施することとなるが、技術的能力の説明資料に示す通り※、格納容器圧力逃がし装置等の操作には十分な時間余裕があるものとする。格納容器圧力及び格納容器温度についても、この時点では代替循環冷却系の運転により、安定的に低下する傾向となっているため、格納容器圧力逃がし装置等の操作によって速やかに低下するものと考えられる。また、環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点では、大破断LOCA後(事象発生から約38時間)に格納容器圧力逃がし装置等による排出を実施する場合について評価し、評価項目である100 TBqを十分に下回ることを確認していることを踏まえると、数時間早い格納容器圧力逃がし装置等による排出を考慮しても、環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)は評価項目である100 TBqを十分に下回るものとする。

※ 原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出操作に要する時間は、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は45分、耐圧強化ベント系を用いる場合は60分(耐圧強化ベント系の窒素パージ操作は並行して実施するものとして考慮)

以上

補足 3

格納容器ベント判断直後に格納容器ベントを実施する場合の影響

格納容器ベント判断直後（事象発生から約 32 時間後）に格納容器ベントを実施する場合の現場作業の成立性及び Cs-137 放出量評価について以下に示す。

1. 現場作業の成立性について

別紙 33「格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」では、事象発生から約 38 時間後に格納容器ベントを実施することを想定した場合において、被ばくの観点から格納容器ベント実施に伴う現場作業が可能であることを確認している。以下では、格納容器ベント判断直後（事象発生から約 32 時間後）に格納容器ベントを実施することを想定した場合における、現場作業環境の成立性について検討した。

格納容器ベントを約 32 時間後に実施する場合（以下、「32 時間ベント時」という。）及び約 38 時間後に実施する場合（以下、「38 時間ベント時」という。）の大気中への放出放射能量（事象発生から 7 日間の積算値）並びにその比を表 1 から表 4 に示す（W/W ベント時の場合：表 1 及び表 2，D/W ベント時の場合：表 3 及び表 4）。32 時間ベント時は、38 時間ベント時と比較し、原子炉格納容器内での除去（自然沈着等）や時間減衰の効果に期待できる期間が短くなるため、ベントライン経由の放出量は大きくなる傾向となる。ただし、格納容器ベント実施後は原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えいが減少することから、原子炉建屋経由の放出量は、より早く格納容器ベントを実施する 32 時間ベント時の方が小さい傾向となる。

ここでは、格納容器ベント実施に伴う現場作業が、32 時間ベント時においても作業可能であることを確認するために、38 時間ベント時において最も被ばく線量が大きくなる作業（フィルタ装置スクラバ水 pH 調整）（別紙 33 を参照）に対し、32 時間ベント時を想定した評価を行った。評価結果を表 5 に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約 85mSv となった（38 時間ベント時の評価結果：最大約 81mSv）。このことから、32 時間ベント時における格納容器ベント実施に伴う現場作業は、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、作業可能であることを確認した。

表1 大気中への放出放射エネルギー (W/W ベントの実施を想定する場合)
(格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出)

	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.2×10^{18}	約 1.0×10^{18}	約 1.21
よう素類	約 1.7×10^{16}	約 1.6×10^{16}	約 1.09
Cs 類	約 1.2×10^{10}	約 8.5×10^9	約 1.40
Te 類	約 2.6×10^9	約 1.7×10^9	約 1.52
Ba 類	約 9.4×10^8	約 6.2×10^8	約 1.53
Ru 類	約 2.9×10^8	約 2.0×10^8	約 1.43
La 類	約 1.2×10^8	約 8.3×10^7	約 1.49
Ce 類	約 1.5×10^8	約 9.8×10^7	約 1.51

表2 大気中への放出放射エネルギー (W/W ベントの実施を想定する場合)
(原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出)

	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.4×10^{16}	約 2.0×10^{16}	約 0.71
よう素類	約 1.4×10^{16}	約 1.8×10^{16}	約 0.74
Cs 類	約 9.9×10^{13}	約 9.9×10^{13}	約 1.00
Te 類	約 2.6×10^{13}	約 2.6×10^{13}	約 1.00
Ba 類	約 1.2×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.02
Ru 類	約 2.6×10^{12}	約 2.6×10^{12}	約 1.00
La 類	約 1.2×10^{12}	約 1.2×10^{12}	約 1.00
Ce 類	約 1.3×10^{12}	約 1.4×10^{12}	約 0.99

表3 大気中への放出放射エネルギー (D/W ベントの実施を想定する場合)

(格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出)

	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.2×10^{18}	約 8.3×10^{17}	約 1.45
よう素類	約 1.7×10^{16}	約 1.5×10^{16}	約 1.13
Cs 類	約 1.3×10^{13}	約 1.2×10^{13}	約 1.05
Te 類	約 2.8×10^{12}	約 2.4×10^{12}	約 1.20
Ba 類	約 1.0×10^{12}	約 8.8×10^{11}	約 1.17
Ru 類	約 3.2×10^{11}	約 2.9×10^{11}	約 1.09
La 類	約 1.4×10^{11}	約 1.2×10^{11}	約 1.16
Ce 類	約 1.6×10^{11}	約 1.4×10^{11}	約 1.18

表4 大気中への放出放射エネルギー (D/W ベントの実施を想定する場合)

(原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出)

	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出 [Bq] (0.5MeV 換算値) (単一号炉) (7日間積算値)		
	①32時間ベント時	②38時間ベント時	比(①/②)
希ガス類	約 1.5×10^{16}	約 2.2×10^{16}	約 0.68
よう素類	約 1.4×10^{16}	約 1.9×10^{16}	約 0.72
Cs 類	約 1.0×10^{14}	約 1.1×10^{14}	約 0.92
Te 類	約 2.6×10^{13}	約 2.8×10^{13}	約 0.91
Ba 類	約 1.2×10^{13}	約 1.3×10^{13}	約 0.91
Ru 類	約 2.6×10^{12}	約 2.9×10^{12}	約 0.91
La 類	約 1.2×10^{12}	約 1.3×10^{12}	約 0.91
Ce 類	約 1.4×10^{12}	約 1.5×10^{12}	約 0.91

表5 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整の被ばく線量評価結果^{※1※2※3} (単位：mSv)

評価内容	6号又は7号炉の 格納容器ベント (W/W ベント又はD/W ベント) 実施に伴う被ばく線量			
	6号炉 (W/W ベント)	7号炉 (W/W ベント)	6号炉 (D/W ベント)	7号炉 (D/W ベント)
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.1×10^0	約 2.6×10^0	約 2.1×10^0	約 2.7×10^0
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.3×10^0	約 7.3×10^0	約 6.3×10^0	約 6.3×10^0
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく ^{※4}	約 2.8×10^{-1}	約 2.8×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}	約 3.2×10^{-1}
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.1×10^1	約 2.1×10^1	約 1.9×10^1	約 1.9×10^1
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 5.0×10^1	約 5.3×10^1	約 5.3×10^1	約 5.7×10^1
被ばく線量	1班：約 41mSv 2班：約 26mSv 3班：約 80mSv 4班：約 57mSv	1班：約 43mSv 2班：約 27mSv 3班：約 84mSv 4班：約 58mSv	1班：約 43mSv 2班：約 26mSv 3班：約 81mSv 4班：約 59mSv	1班：約 44mSv 2班：約 27mSv 3班：約 85mSv 4班：約 60mSv

※1 作業開始時間は、W/W ベント時においては事象発生から 57 時間後以降、D/W ベント時においては 70 時間後以降とした。なお、作業開始時間は、38 時間ベント時の評価と同様に、スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定した。また、評価時間 (移動時間及び作業時間) は 38 時間ベント時の評価と同じとした。

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

※3 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※4 マスク着用 (PF1000) による防護効果を考慮

2. Cs-137 放出量評価について

重大事故等対策の有効性評価では、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、事象発生約 38 時間後に格納容器ベントを実施する場合の大気中への Cs-137 の放出量を評価している。ここでは、事象発生約 32 時間後にベントを実施することによる、大気中への Cs-137 の放出量に与える影響を確認した。なお、評価に当たっては原子炉建屋内における放射性物質の沈着効果及び時間減衰は考慮せず、保守的に原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は即座に大気中に放出されるものと仮定した。

大気中への Cs-137 の放出量の評価結果を表 5 に示す。

表 5 より、事象発生約 32 時間後に格納容器ベントを実施した場合における総放出量は、最大で約 17 [TBq] (7 日間) となり、事象発生約 38 時間後に格納容器ベントを実施した場合とほぼ同等であり、基準となる 100 [TBq] を下回っていることを確認した。

表 5 大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位：TBq/7 日間)

	①大 LOCA (約 32 時間後ベント) ※1	②【参考】大 LOCA (約 38 時間後ベント) ※1
ベントライン経由	約 1.9×10^{-3} (W/W ベント) 約 2.1 (D/W ベント)	約 1.4×10^{-3} (W/W ベント) 約 2.0 (D/W ベント)
原子炉建屋経由	約 15	約 14
合計 (D/W ベントの場合)	約 17	約 16

※1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、事象発生から約 32 時間後又は約 38 時間後に格納容器ベントを実施した場合の名称を、それぞれ「大 LOCA (約 32 時間後ベント)」, 「大 LOCA (約 38 時間後ベント)」とした。

別紙 4 5 適合性審査において確認を行う事項（第 5 0 条等、FCVS）に対する記載事項について

適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。なお、資料の①②③は以下の資料を示す。

資料①：柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について

資料②：柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について（補足説明資料）

資料③：別添資料— 1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

資料④：柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機 重大事故等対策の有効性評価について

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
50条	第1項 a) 設置	a-1. 設置目的
		a-2. 位置、構造、設備
		a-3. 設計条件
		a-3-1. 条件
		a-3-2. 材料
		a-3-3. 必要となる資機材
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・ 隔離弁としての信頼性 ・ ベント弁としての信頼性
		a-5. ベント手順
		a-5-1. 手順着手の判断基準
		a-5-2. ベント実施の判断基準
		a-5-3. 操作手順
		a-6. 操作性
a-7. 使用後の考慮事項		
a-8. 監視・計測		
a-9. 保守管理		
a-10. 海外の先進事例との比較		
a-11. 引用文献、品質保証の妥当性		
a-12. その他 ・ ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・ C V減圧速度の確認 ・ 基数の違いによる考察 ・ 凝縮水の排水 ・ 間欠運転実施時の考慮事項		
第1項 b) i) 低減		b-1-1. 除去対象及び除去原理
		b-1-2. 性能試験方法 ・ 試験条件 ・ 試験粒子 ・ 計測器
		b-1-3. 性能試験結果 ・ 条件毎の除去効率 ・ 部位毎の除去効率 ・ 粒径分布による影響 ・ 運転範囲との関係の確認

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

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

NP 設置許可基準規則 (本文)	設置許可基準規則 (解釈)	確認ポイント	具体的な確認内容	資料記載箇所
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第50条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a-1. 設置目的</p> <p>a-2. 位置、構造、設備</p> <p>a-3. 設計条件</p> <p>a-3-1. 条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が妥当か。 特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的負荷を確認。 	<p>①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。 →具体的な低下は、有効性評価で確認。</p> <p>① 設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。</p> <p>② 設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。</p> <p>③ 基本仕様(主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフィス、伸縮継手のスペースク)の確認。</p>	<p>【資料③】 1.1 設置の目的 (P1)</p> <p>【資料①】 P3. 7-6</p> <p>【資料②】 P50-4-2~15</p> <p>【資料③】 1. 2.1 機器配置 (P. 2~5) 2. 2.2.1 主配管 (P25~30)</p> <p>【資料③】 2.1 設計条件 (P. 9~34)</p> <p>【資料①】 P3. 7-9</p> <p>【熱負荷条件】</p> <p>【資料③】 2.1 設計条件 (P. 9~11)</p> <p>【最高使用温度、最高使用圧力、設計流量、除去性能、機器クラス、耐震クラス】</p> <p>【資料③】 別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について (P415~421)</p> <p>【フィルタ装置のエアロゾル最大保持量】</p> <p>【資料③】 別紙 27 スクラバ水の設定について (P394~398)</p> <p>【フィルタ装置に無機よう素最大保持量】</p> <p>【資料③】</p>
		<p>☆フィルタベント装置のスペースク</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベントの最高使用温度 ・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針 ・設計流量 ・除去性能 ・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量 ・フィルタ装置の有機、無機ヨウ素最大保持量 ・熱負荷条件(設置区画のコンクリートの耐久性、局所的な温度上昇含む) ・機器クラス ・耐震クラス <p>☆格納容器側の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内の雰囲気制御 ・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量 ・発生最大エアロゾル量及びガス状物質の量 ・発生可燃性ガスの種類と最大量 ・発生化学種の種類 		

	<p>別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について (P495～497)</p> <p>【有機よう素の最大保持量】</p> <p>【資料③】</p> <p>1. 3. 2 放射性物質除去性能の概略 (P8)</p> <p>3. 2. 2. 1. 1 粒子状放射性物質(エアロゾル)(P84～86)</p> <p>【格納容器内雰囲気抑制】</p> <p>【資料③】</p> <p>3. 2. 2. 2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化 (P124)</p> <p>【格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量】</p> <p>【資料③】</p> <p>3. 2. 2. 1 格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質 (P86～118)</p> <p>別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について (P420)</p> <p>別紙 27 スクラバ水の設定について (P394, 395)</p> <p>別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について (P497)</p> <p>【発生最大エアロゾル量及びガス状物質質量】</p> <p>【資料④】</p> <p>有効性評価 添付資料 3. 1. 2. 6 非凝縮性ガスの影響について (P 添 3. 1. 2. 6-1～添 3. 1. 2. 6-7)</p> <p>【発生可燃性ガスの種類と最大量】</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙 27 スクラバ水の設定について (P394～398)</p> <p>【発生化学種の種類】</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙 21 配管内に付着した放射性物質による発熱の影響について (P371～375)</p> <p>【最高使用温度設定】</p>			<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。特に、以下を確認。</p> <p>②-1 フィルタベントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。</p>
--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--	--	----------------------------------------------------------------------------------------

		<p>②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され（配管、容器、内部構造物）、動的・静的負荷が適切に考慮する方針（部品の固定を含む）としているか。（特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。）また、フィルタベントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。</p>	<p>【資料③】 2.1 設計条件 (P10, 11) 【耐圧対象部位】 【資料③】 別紙 14 水スクラバにて考慮する荷重と評価結果 (P334～336) 【荷重の考慮】 【資料③】 別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について (P422) 【スクラビングノズルの健全性】 【資料②】 P50-7-3 【資料③】 2.1 設計条件 (P10, 11) 【資料③】 別紙 18 圧損計算の詳細 (P351～354) 【資料②】 P50-7-1, 2 【資料③】 2.1 設計条件 (P10, 11) 【資料①】 P3. 7-10 【資料③】 2.2 格納容器圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系) (P11～34) 別紙 35 格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠 (P465～468) 別紙 30 フィルタ装置の長期使用時の影響について (P423～426) 【資料③】 別紙 11 格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について (P319)</p>
<p>a-3-2. 材料 ・強度 ・耐食性</p>	<p>②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。</p> <p>②-4 ベント系の圧損 格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。</p> <p>②-5 格納容器側の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。</p> <p>②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p>	<p>①フィルタベントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。（特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。）</p> <p>②既設のとおりあり部等に炭素鋼配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。</p>	

		<p>a-3-3. 必要となる資機材</p> <p>a-4. 隔離弁等の信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁としての信頼性 ・ ベント弁としての信頼性 <p>a-5. ベント手順</p> <p>a-5-1. 手順着手の判断基準</p>	<p>①運転に必要となる動力源（電源、加圧空気）、水源、薬剤などが適切に準備されるか。</p> <p>①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。</p> <p>②ベント弁として信頼性の高い構造、並列化。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・ 並列化（例：ウエットウエルラインとドライウエルライン、各弁でバイパスラインを設ける） <p>①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。以下の観点から確認を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 利用可能なパラメータを使用しているか。 ・ 余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。 <p>②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。</p>	<p>【資料③】</p> <p>2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備 (P35～38)</p> <p>別紙 10 弁の操作方法について (P309～315)</p> <p>別紙 24 スクラバ水の pH 調整方法について (P384, 385)</p> <p>【資料③】</p> <p>2.2.2 主要弁等 (P31, 32)</p> <p>別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について (P355～359)</p> <p>【隔離弁の構造、多重化】</p> <p>別紙 16 格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方 (P344, 345)</p> <p>【弁開放手法リスト化、並列化】</p> <p>【資料③】</p> <p>4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性 (P135～137)</p> <p>別紙 44 原子炉格納容器圧力破損防止のための原子炉格納容器ベントについて (P500～516)</p> <p>【①ベント手順、判断基準、パラメータ、余裕時間】</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.1 格納容器ベント操作について (P137)</p> <p>【②炉心損傷判断】</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.1 格納容器ベント操作について (P135～137)</p> <p>4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P137～151)</p> <p>別紙 44 原子炉格納容器圧力破損防止のための原子炉格納容器ベントについて (P500～516)</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P137～151)</p> <p>4.3 水素燃焼防止に関する設備操作 (P158～163)</p> <p>【資料④】</p> <p>有効性評価 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 (P3.1.3-18)</p>
<p>a-3-3. 必要となる資機材</p> <p>a-4. 隔離弁等の信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁としての信頼性 ・ ベント弁としての信頼性 <p>a-5. ベント手順</p> <p>a-5-1. 手順着手の判断基準</p> <p>a-5-2. ベント実施の判断基準</p> <p>a-5-3. 操作手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事前準備 ・ ベント実施 ・ ベント実施後 	<p>①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。</p> <p>特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後かの観点。</p> <p>☆炉心損傷前の判断の妥当性。→（その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。）</p> <p>☆炉心損傷後の判断の妥当性。</p> <p>①ベント準備手順が妥当か。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ベント実施後の状況を考慮した窒素供給設備の準備 ・ スクラバ水供給準備 ・ pHの確認 ・ ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順となっているか。 <p>②耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。</p>	<p>【資料③】</p> <p>2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備 (P35～38)</p> <p>別紙 10 弁の操作方法について (P309～315)</p> <p>別紙 24 スクラバ水の pH 調整方法について (P384, 385)</p> <p>【資料③】</p> <p>2.2.2 主要弁等 (P31, 32)</p> <p>別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について (P355～359)</p> <p>【隔離弁の構造、多重化】</p> <p>別紙 16 格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方 (P344, 345)</p> <p>【弁開放手法リスト化、並列化】</p> <p>【資料③】</p> <p>4. 格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性 (P135～137)</p> <p>別紙 44 原子炉格納容器圧力破損防止のための原子炉格納容器ベントについて (P500～516)</p> <p>【①ベント手順、判断基準、パラメータ、余裕時間】</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.1 格納容器ベント操作について (P137)</p> <p>【②炉心損傷判断】</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.1 格納容器ベント操作について (P135～137)</p> <p>4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P137～151)</p> <p>別紙 44 原子炉格納容器圧力破損防止のための原子炉格納容器ベントについて (P500～516)</p> <p>【資料③】</p> <p>4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P137～151)</p> <p>4.3 水素燃焼防止に関する設備操作 (P158～163)</p> <p>【資料④】</p> <p>有効性評価 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 (P3.1.3-18)</p>		

	<p>③ 隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。</p> <p>④ 隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。</p> <p>⑤ ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。</p>	<p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容(P137～151)</p> <p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容(P137～151)</p> <p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P150, 151)</p>
a-6. 操作性	<p>① 手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬設備の移動 (寄りつき) ・ 可搬設備の接続作業 ・ 現場で計器を確認する作業 <p>② 隔離弁の人力操作以外の作業 (可搬設備の寄りつき、接続作業) のアクセス性、作業環境 (温度、湿度、線量) が示されているか。</p> <p>③ ②の作業環境を踏まえて給水操作、pH 管理の作業性を確認及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p> <p>④ 中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p>	<p>【資料②】 P50-8-1</p> <p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容(P137～151)</p> <p>【資料②】 P50-8-1</p> <p>【資料③】 4.2 格納容器圧力逃がし装置の操作性 (P156, 157) 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容(P137～151)</p>
a-7. 使用後の考慮事項	<p>① 使用後のスクラバ水の S / C への移送方針を確認。</p> <p>② フィルタベントからの漏えい対策 (排水を含めて) が適切に検討されているか確認。また、フィルタベント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。</p> <p>③ 格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを</p>	<p>【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容(P137～151)</p> <p>【資料③】 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理 (P476)</p> <p>【資料③】 別紙 23 格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について (P378～383) 別紙 35 格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠 (P465, 466)</p> <p>サブレーション・プール水を廃棄物処理健屋に送るための手順を整備している。なお、事象収束後にお</p>

		<p>確認。</p> <p>④ 窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。</p>	<p>① 監視項目毎の目的が挙げられ、以下の項目がリスト化されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ装置水位、圧力、温度、スクラバ水のpH、保持されたF Pの確認のためのフィルタ装置の放射線量、通気されているかの確認のためのラプチャードスク前後の圧力 ☆放出量の監視 <ul style="list-style-type: none"> ・装置下流側の放射線量、装置下流側の流量 ☆防爆のための監視 <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度 	<p>② 測定位置、計測範囲が妥当か。</p>	<p>③ 監視計器について、多重性・多様性の観点が適切に検討されているか。</p>	<p>④ 中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。</p>	<p>⑤ 計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。</p>	<p>① 点検及び試験方法（弁開閉試験、ドレンポンプ作動試験、漏えい試験）が妥当であることを確認。</p> <p>② 点検周期の考え方を確認。特にラプチャードディスクの交換頻度が妥当か。</p> <p>③ どの程度の寿命を想定しているか。（減肉発生時の対処方針</p>	<p>いては、耐震上の要求は無いものと考えている。</p> <p>【資料③】 別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方について (P386～392)</p> <p>【資料③】 2. 3. 2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備 (P42～49)</p> <p>【資料③】 2. 3. 2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備 (P42～49)</p> <p>【資料③】 2. 3. 2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備 (P42～49)</p> <p>【資料③】 2. 3. 1 格納容器圧力逃がし装置電源設備 (P35～38)</p> <p>【資料③】 5. 設備の維持管理 (P164～172)</p> <p>別紙 9 設備の維持管理についての補足事項 (P307, 308)</p>
<p>a-8. 監視・計測</p> <ul style="list-style-type: none"> ・測定項目 ・測定位置 ・多重性、多様性 ・中操以外での監視 ・計装電源 								<p>a-9. 保守管理</p>	

			等) ①海外の FQVS と比べて、遜色ない設備となっているか確認。 (NEA レポート (例: フィルタバント装置上流側の逆止弁、パイパスラインのラプチャーディスク)、諸外国の規制基準との比較) ① 引用している文献が適切なものか。 ② 性能検証等にかかる品質保証は確立されているか。 ①検討していくとしたヨウ素放出削減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。 ②フィルタへの熱吸収 (スクラバタイプの水への熱吸収など) やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮 (ベント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧力レベルなどに依存) して、CV 減圧速度の評価が妥当か。 →有効性評価、解析コードでの確認予定。 ③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。 ・スクラバ水の pH の均一性 ・水位 (連結管) ・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響 (線量の偏り。) ④配管内の凝縮水の排水対策を確認。 ⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。 ① 除去対象核種と形態を明確にしているか。 ②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。 ③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。	【資料③】 別紙 16 格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方 (P346~348) 引用文献は適切なものを使用し、適宜記載している 【資料③】 別紙 5 エアロゾル計測装置について (P246~257) 【資料①】 P3. 7-7 【資料③】 1. 1 設置目的 (P1) 【資料③】 別紙 18 圧損計算の詳細 (P351~354) 系統内にフィルタ装置は 1 台のため説明不要 【資料③】 2. 3. 4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備 (P54~61) 間欠運転は実施しないため説明不要 【資料③】 3. 2. 1 格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質 (P84~118) 【資料③】 3. 1. 1 粒子状放射性物質の除去原理 (P68~73)
a-10. 海外の先進事例との比較	a-11. 引用文献、品質保証の妥当性	a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV 減圧速度 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項		
	b) 上記 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。			

		<p>b-1-2. 性能試験方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器 	<p>①除去性能試験の条件が妥当なものか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気条件 ・スクラバ水温 ・金属フィルタ、ヨウ素フィルタについては、当該部位の温度 ・ pH <p>②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルメントを想定した粒径分布も確認。(エアロゾル負荷量も同様に確認。)</p> <p>③粒径同じでも質量が違おうと慣性衝突効果がDFに及ぼす影響についての考え方を確認。</p>	<p>【資料③】</p> <p>3.2.1.2 試験条件とその設定根拠 (P78～83) 別紙6 除去性能試験について (P284～287)</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙6 除去性能試験について (P284～287)</p>
		<p>① 試験における微粒子の粒径測定等について確認。</p> <p>①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。</p> <p>② フィルタベント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。</p> <p>③エアロゾル除去性能について、DFの粒径依存性（低粒径でDFが下がる）や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標DF値を確保できることを確認。</p> <p>④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。</p> <p>⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶融エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。</p> <p>⑥ベント開始時に流入する酸性物質（塩酸、窒素酸化物、二酸化炭素）に対する pH への影響。</p> <p>⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。</p>	<p>【資料③】</p> <p>別紙5 エアロゾル計測装置の計測原理 (P246～257)</p> <p>DFを各パラメータの関数としては表現していないが、性能についてはプロットデータを用いたオーバーオールDF評価にて1000以上となることを示している。(資料③ 別紙6.除去性能試験 (P274～P280))</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙30 フィルタ装置長期使用時の影響について (P412～418)</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙6 除去性能試験 (P274～P280)</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙6 除去性能試験 (P284～287)</p> <p>間欠運転は実施しないので、記載不要</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙27 スクラバ水の設定について (P394～398)</p> <p>海外における実験結果との比較は行っていないため記載不要</p>	

		<p>b-1-4. 試験のスケール性</p> <p>b-1-5. 待機中の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位、pH <p>b-1-6. 使用時の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位、pH ・目詰まり、圧損 	<p>①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。</p> <p>②スクラバノズルからの吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。</p> <p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。)</p> <p>②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタメント装置の性能の維持の妥当性を確認。</p> <p>① 不在時間 (例: 24時間) についての考え方を確認。</p> <p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。</p> <p>③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。</p> <p>④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。) また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパージャユニットの除去可能性について検討しているか。</p> <p>⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。</p> <p>⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。</p>	<p>【資料③】 別紙6 除去性能試験について (P261～266)</p> <p>【資料③】 4.1.2 c. 格納容器ベント中操作 (P145～149) 別紙24 スクラバ水のpH調整方法について (P384, 385) 別紙27 スクラバ水の設定について (P394～398)</p> <p>【資料③】 別紙27 スクラバ水の設定について (P401)</p> <p>【資料③】 3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化 (P121) 別紙33 格納容器ベント実施に伴う現場操作の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料③】 別紙27 スクラバ水の設定について (P394～396)</p> <p>【資料③】 3.2.2.2 事故時のフィルタ装置のパラメータ変化 (P121～123) 別紙27 スクラバ水の設定について (P402～406)</p> <p>【資料③】 別紙30 フィルタ装置長期使用時の影響について (P415～421)</p> <p>【資料③】 別紙12 金属フィルタの液滴除去性能について (P321～324)</p>
--	--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

		<p>⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウエレット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>①長時間使用し続けた場合のDFへの影響、耐久時間等のスベックについて確認</p> <p>②フィルタベントを長期に使用する場合に検討すべき項目(例えば、スクラバ水の粘性のDFへの影響、水位変動によるpHへの影響等)について考慮されているか。</p> <p>③ベント継続最長時間を検討されているか。(フィルタベントの使用時間の想定も確認。)</p> <p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウエレット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p>	<p>【資料③】 3.2.2.3.3有機よう素の除去性能試験 (P131～134) 別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について (P493～497)</p> <p>【資料③】 別紙 30 フィルタ装置長期使用時の影響について (P411～426)</p> <p>【資料③】 別紙 30 フィルタ装置長期使用時の影響について (P411～426) 別紙 27 スクラバ水の設定について (P394～406)</p> <p>【資料③】 3.2.2.3.3有機よう素の除去性能試験 (P131～134) 別紙 42 よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について (P493～497)</p> <p>【資料③】 別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について (P325～333) 別紙 21 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について (P371～375)</p> <p>【資料③】 別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について (P325～333) 別紙 15 よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について (P340～343) 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管理 (P476)</p> <p>【資料③】 別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について (P325～333)</p> <p>【資料③】 別紙 29 よう素捕捉時の化学反応による影響について (P408～410) 別紙 27 スクラバ水の設定について (P394～396)</p>
<p>b-1-7. 長時間使用時の除去性能の維持 ・崩壊熱の影響</p>	<p>b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊</p>		
	<p>b-1-9. その他</p>	<p>①エアロゾルの非均一な沈着はないか。仮にあった場合、どのように対応しているか。</p> <p>②装置内での化学反応について、発熱反応か吸熱反応かを示すとともに、装置の性能への影響について評価し、適切な対応がとられているか。また、反応生成物の影響の有無も確認する。</p>	

			<p>③格納容器からの最大のエアロゾル発生量 (MCCI) を考慮しても除去性能が維持されることを確認。</p> <p>④異なる圧力における流量、そして種々の気体組成に対して感度を評価しているか。</p> <p>⑤除去性能の結果を示す上で、ウェットウェルベント条件、ドライウェルベント条件、格納容器スプレイ条件 (スプレイあり、なし、沈着率など含め) を明確化しているか。</p> <p>①防爆に対する対象設備が明確に示され、それが妥当か。</p> <p>②対処するべき可燃性ガスを明確に示され、それが妥当か。</p>	<p>【資料③】 別紙 30 フィルタ装置長期使用時の影響について (P415～421)</p> <p>【資料③】 別紙 6 除去性能試験について (P260, P270～272, P284～287)</p> <p>【資料③】 別紙 6 除去性能試験について (P274～283)</p>
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	<p>b-2-1. 防爆に対する基本方針</p>	<p>b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・配管の設計 ・容器の設計 ・監視設備 ・窒素供給設備 	<p>①水素の滞留対策として、連続上り勾配にすることや、U 字管などの滞留箇所がないことを確認。</p> <p>②フィルタバント装置、銀ゼオライト容器内の水素滞留がないことを確認。</p> <p>③バントシステム内に発火源 (動的機器、静電気) のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステムの点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。</p>	<p>【資料③】 別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について (P288, 289)</p> <p>別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について (P360～364)</p> <p>別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方 (P386～392)</p>
			<p>2.2.2.1 主配管 (P29, 30)</p> <p>別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について (P288, 289)</p> <p>別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方 (P379～385)</p> <p>【①配管レイアウト】</p> <p>【②フィルタ装置、銀ゼオライトに水素滞留がないこと (先に配管頂部に溜まることからフィルタ装置、よう素フィルタに溜まる前に検知可能)】</p>	<p>【資料③】 2.2.1.1 容器 (P14, 15)</p> <p>【③発火源】</p> <p>【資料③】 2.3.2.2 計測設備の目的 (P42～49)</p> <p>【④水素濃度系設置の目的】</p> <p>【資料②】 P58-8-55</p> <p>【資料③】 別紙 2 格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成 (P231)</p>

		<p>⑨計測の時間遅れを考慮しているか。</p> <p>⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。</p>	<p>別紙 4 フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れ (P243～245)</p> <p>【⑤水素濃度計の原理、誤差】</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方について (P386～392)</p> <p>【⑥水素濃度測定位置の妥当性】</p> <p>【資料③】</p> <p>2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備 (P35～41)</p> <p>【⑦交流電源】</p> <p>【資料③】</p> <p>別紙 4 フィルタ装置水素濃度の計測時間遅れ (P243～245)</p> <p>【⑧の水素濃度モニタリング機能】</p> <p>【⑨計測時間遅れ】</p> <p>【資料③】</p> <p>2.3.5 格納容器圧力逃がし装置窒素ページ設備 (P62～67)</p>
b-2-3. ベント使用前 ・窒素ページ ・計測	<p>①窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。</p> <p>②ページ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。</p>	<p>【資料③】</p> <p>4.3 水素燃焼防止に関する設備操作 (P158～161)</p>	
b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流	<p>①配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。</p> <p>②放出口における水素対策を検討し、適切に対応しているか。(もんじゅにおける1F事故後の水素対策及び一般化学プラントを参考。) (圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ベント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。)</p>	<p>【資料③】</p> <p>別紙 7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について (P288, 289)</p>	
b-2-5. ベント使用長期及び使用後	<p>①放射線分解で発生する水素濃度等を定量的に示しているか。</p> <p>②①の発生量で水素濃度が燃焼領域に至らないことを確認。</p> <p>③窒素ガスによる水素ページの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ベント装置停止時の隔離弁の操作が水素滞留を起さないような順番での操作となっていることを確認。</p>	<p>【資料③】</p> <p>4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P150, 151)</p> <p>別紙 25 窒素ガス置換に対する考え方 (P386～392)</p> <p>【①水素発生量定量評価】</p> <p>【②燃焼領域に至らないことの確認】</p> <p>【③窒素ガスページタイミング】</p>	

			④窒素ガスによるバージ操作完了の判断基準を確認。		【資料③】 4.3 水素燃焼防止に関する設備操作 (P158~161) 【④バージ完了判断基準】
iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えば SGTs)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	b-3-1. 他への悪影響の確認 (SGTs、耐圧強化ベント)	①SGTs、耐圧強化ベントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVSからの隔離弁が2弁用意されていることを確認。 ②耐圧強化ベントライン等への水素のリークの検知性やAO弁、MO弁の開閉の考え方を確認。	①SGTs、耐圧強化ベントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVSからの隔離弁が2弁用意されていることを確認。 ②耐圧強化ベントライン等への水素のリークの検知性やAO弁、MO弁の開閉の考え方を確認。	【資料③】 別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について (P355~359)	
iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	b-4-1. 負圧破損防止の確認	①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。→有効性評価、格納容器破損防止で確認 ②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。	①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。→有効性評価、格納容器破損防止で確認 ②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。	【資料④】 有効性評価 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 (P3.1.3-24) 【資料④】 有効性評価 2.1 高圧・低圧注水機能喪失 (別紙 1-21)	
v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉操作ができること。	b-5-1. 対象弁 b-5-2. アクセシビリティ及び作業環境 b-5-3. 人力操作の妥当性	①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。 ①人力でベントする場合のアクセシビリティ、作業環境(温度、湿度、線量)を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。) ① 人力操作による訓練結果を確認。 ②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。 ② 余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。	①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。 ①人力でベントする場合のアクセシビリティ、作業環境(温度、湿度、線量)を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。) ① 人力操作による訓練結果を確認。 ②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。 ② 余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。	【資料③】 1.1.2 系統概要図 (P7) 【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463) 【資料③】 4.1.2 中央制御室及び現場での操作内容 (P140) 【資料③】 別紙 10 弁の操作方法について (P309~318) 別紙 32 空気作動弁に対する人力操作の成立性 (P429~434) 【資料①】 P3.7-15, 16	
vi) 炉心の著しい損傷時において、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	b-6-1. 放射線防護対策 b-6-2. 線量評価	①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。 ② 隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ② 人力操作が可能な線量範囲となっているか確認。	①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。 ② 隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ② 人力操作が可能な線量範囲となっているか確認。	【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463) 【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463)	

	<p>vii) ラブチャャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用しているか確認。</p>	<p>b-7-1. ラブチャャーディスクの設定圧の確認</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用しているか確認。</p> <p>② ラブチャャーディスクの信頼性を確認。</p> <p>③ ベント配管内の結露水等の凍結によるラブチャャーディスクへの影響を確認。</p>	<p>【資料②】 P50-7-13 【資料③】 2.2.2.2 主要弁等 (P.32)</p> <p>【資料③】 別紙 37 ラブチャャーディスクの凍結による影響について (P470~472)</p>
	<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	<p>b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価</p>	<p>① ドライウェルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。</p> <p>② ウエットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。</p>	<p>【資料③】 別紙 43 格納容器からの取り出し位置について (P498~499) 【①】取り出し位置</p> <p>【資料④】 有効性評価 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 (P3.1.3-6) 【②】ベント時のプール水体積膨張</p>
	<p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ一等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策</p>	<p>① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。</p> <p>② 使用後のフィルタ及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。</p> <p>③ フィルタ装置内のF P量、配管のF P量の妥当性を確認。</p>	<p>【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463)</p> <p>【資料①】 P3.7-5 【資料③】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463)</p> <p>【資料③】 別紙 13 フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について (P328~333) 別紙 20 配管内面への放射性物質付着量の考え方について (P367~370) 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434~463)</p>
		<p>④ スクラバ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。</p>		<p>【資料③】 別紙 23 格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策</p>

<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>審査会における主要な論点</p> <p>第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多量性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定し</p>	<p>b-9-2. 線量評価</p> <p>一般公衆被ばく低減対策</p> <p>外的事象に対する耐性</p> <p>事故後の周辺作業の成立性</p>	<p>⑤フィルタベントの格納槽の壁の貫通口も妥当な設計となっているか確認。</p> <p>① フィルタ装置遮蔽壁周辺の線量評価方法の妥当性を確認。 ②低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。 ①一般公衆の被ばくをできる限り低減する方策がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。(放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか。)(排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。) ①収納建屋等の外部事象に対する耐性を確認。(原子炉建屋外に施設するフィルタベントについて、自然現象・航空機衝突といった外部事象に対し、原子炉建屋内に施設することと同等以上の耐性を有するか。)特に、ドライウエール側からベントする場合には、フィルタ装置と同等と言えるか。 ①事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。</p>	<p>(P378～383)</p> <p>【資料③】 別紙 23 格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策 (P378～383)</p> <p>別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料③】 1. 3. 2 放射性物質除去性能の概略 (P8) 3. 1. 2 ガス状放射性物質の除去原理 (P71～73) 別紙 8 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響 (P297～306)</p> <p>【資料③】 7. 原子炉格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性 (P188～217)</p> <p>【資料④】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料④】 有効性評価例 2. 3. 1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) (P2. 3. 1-1～添 2. 3. 1. 1-2)</p>
<p>48-1. 敷地境界での線量評価</p>	<p>第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多量性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定し</p>	<p>48-1. 敷地境界での線量評価</p>	<p>①有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものか確認。(ソースターム、評価日数等)特に、フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。 ②炉心損傷前にフィルタベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。</p>	<p>(P378～383)</p> <p>【資料③】 別紙 23 格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策 (P378～383)</p> <p>別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料③】 1. 3. 2 放射性物質除去性能の概略 (P8) 3. 1. 2 ガス状放射性物質の除去原理 (P71～73) 別紙 8 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響 (P297～306)</p> <p>【資料③】 7. 原子炉格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性 (P188～217)</p> <p>【資料④】 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について (P434～463)</p> <p>【資料④】 有効性評価例 2. 3. 1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) (P2. 3. 1-1～添 2. 3. 1. 1-2)</p>

<p>(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等 対処設備は、次に掲げる ものでなければならな い。 一 想定される重大事故 等が発生した場合におけ る温度、放射線、荷重そ の他の使用条件におい て、重大事故等に対処す るために必要な機能を有 効に発揮するものである こと。</p>	<p>た上で、BWR においては、サブプレッ ションプールへの熱の蓄積により、 原子炉冷却機能が確保できき一定 の期間内に、十分な余裕を持って所 内車載代替の最終ヒートシンクシ ステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終 的な熱の逃がし場への熱の輸送が できること。加えて、残留熱除去系 (RHR)の使用が不可能な場合につい て考慮すること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備 する場合は、本規程第50条1b) に準ずること。また、その使用に際 しては、敷地境界での線量評価を行 うこと。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、 荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>【資料①】 P3, 7-10 【資料③】 2.1 設計条件 (P10, 11) 別紙 14 水スクラバにて考慮する荷重と評価結果 (P334~339) 別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離 (P359) 別紙 21 配管内面に付着した放射性物質による発熱 の影響について (P371~375) 別紙 31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方 針の説明 (P427, 428) 別紙 35 格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る 技術的根拠 (P465~468) (a-6 参照)</p>
<p>二 想定される重大事故 等が発生した場合におい て確実に操作できるもの であること。</p>	<p>2 第1項第3号の適用に当たって は、第12条第4項の解釈に準ずる ものとする。</p>	<p>43-1-2. 操作性</p>	<p>a a-6の操作性及び人力操作の妥当性の項目で確認。</p>	<p>(a-6 参照)</p>
<p>三 健全性及び能力を確 認するため、発電用原子 炉の運転中又は停止中に 試験又は検査ができるも のであること。</p>	<p>2 第1項第3号の適用に当たって は、第12条第4項の解釈に準ずる ものとする。</p>	<p>43-1-3. 試験又は検査</p>	<p>①a-9の項目で確認。</p>	<p>(a-9 参照)</p>

<p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p>		<p>43-1-4. 切り替え性</p>	<p>①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。(例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。)</p>	<p>【資料③】 別紙 19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について (P355～369)</p>
<p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p>	<p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対応設備以外の重大事故等対応設備も含む。</p>	<p>43-1-5. 悪影響防止</p>	<p>①b-3-1の項目で確認。</p>	<p>(b-3-1 参照)</p>
<p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対応設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>		<p>43-1-6-1. 使用時の操作性</p>	<p>①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。</p>	<p>(a-6 参照)</p>
		<p>43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策</p>	<p>①b-9-1及びb-9-2の項目で確認。</p>	<p>(b-9-1, b-9-2 参照)</p>
<p>2 重大事故等対応設備のうち常設のもの（重大事故等対応設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対応設備」という。）と接続するもの）にあっては、当該可搬型重大事故等対応設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対応設備」</p>		<p>43-2-1. 容量の妥当性</p>	<p>①a-3の設計条件の妥当性で確認。</p>	<p>(a-3 参照)</p>

<p>という。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。 				
<p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>		<p>43-2-2. 共用の禁止</p>	<p>① 50号機毎に設置されることを確認。</p>	<p>【資料①】 P3. 7-20, 21</p>
<p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>43-2-3. D B設備との同時の機能喪失</p>	<p>① D B設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して妥当な設計となっているか。</p>	<p>【資料①】 P3. 7-21</p>

別紙 46 AC系バタフライ弁動作不良事象と格納容器圧力逃がし装置の隔離弁への影響について

1. AC系バタフライ弁動作不良事象について

原子炉格納容器から格納容器圧力逃がし装置への流路上に設置されている不活性ガス系（以下AC系）バタフライ弁（A0弁）については、過去に閉動作不良（動作遅れ）の不具合が発生している。この閉動作不良事象については、柏崎刈羽原子力発電所5号炉第12回定期検査時に確認されて以降、柏崎刈羽原子力発電所の全号炉で発生している。

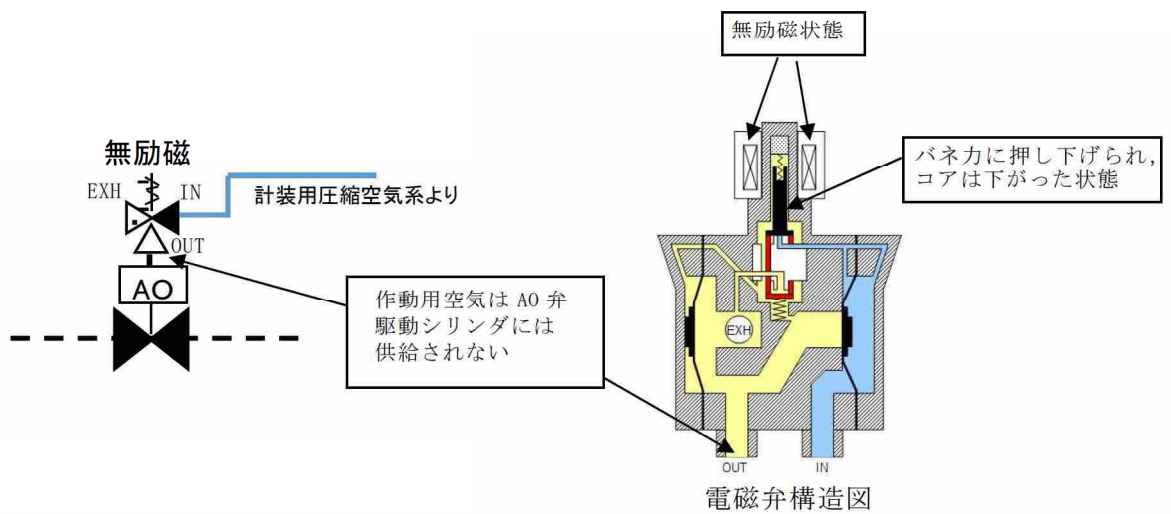
本事象が発生した弁は、全てピストン型A0弁である。また本事象は、A0弁を操作する際に、作動用空気の流れを制御する電磁弁を励磁から無励磁（フェイルクローズ（以下FC）のA0弁であれば「開」から「閉」とするときに発生しており、無励磁から励磁（FCのA0弁であれば「閉」から「開」とするときには発生していない。さらに、本事象が発生したときは、プラントの長期停止により、FCのA0弁を長期間「開」状態としていたため、電磁弁が長期間励磁された状態となっていた。

本事象のメカニズムは、以下の通りと推定した。

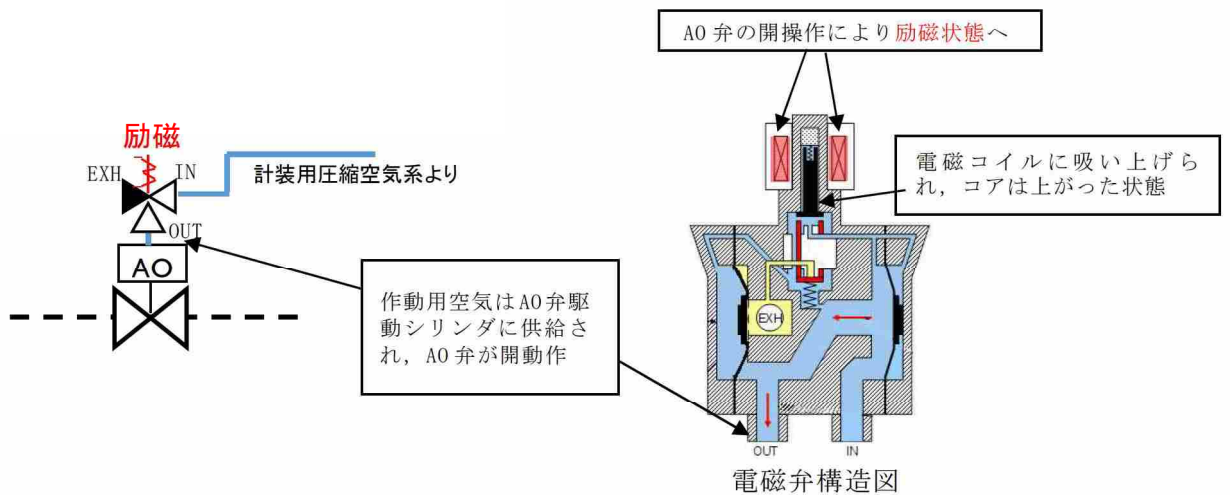
（推定要因）

A0弁駆動シリンダ部のグリス及び電磁弁継手部シール材が電磁弁コア部に到達し、その状態で電磁弁を長時間励磁させたことによりコア部が高温状態となり、コア部に付着したグリス、シール材が酸化劣化して固まり、コア部が固着した。そのため、A0弁を「開」から「閉」へ操作した際に、電磁弁は励磁から無励磁となったが、電磁弁のコアが固着していたことにより作動用空気の流路を切り替えることができず、作動用空気がA0弁駆動シリンダ部に供給され続けたことから、A0弁が即座に動作することができなくなった。

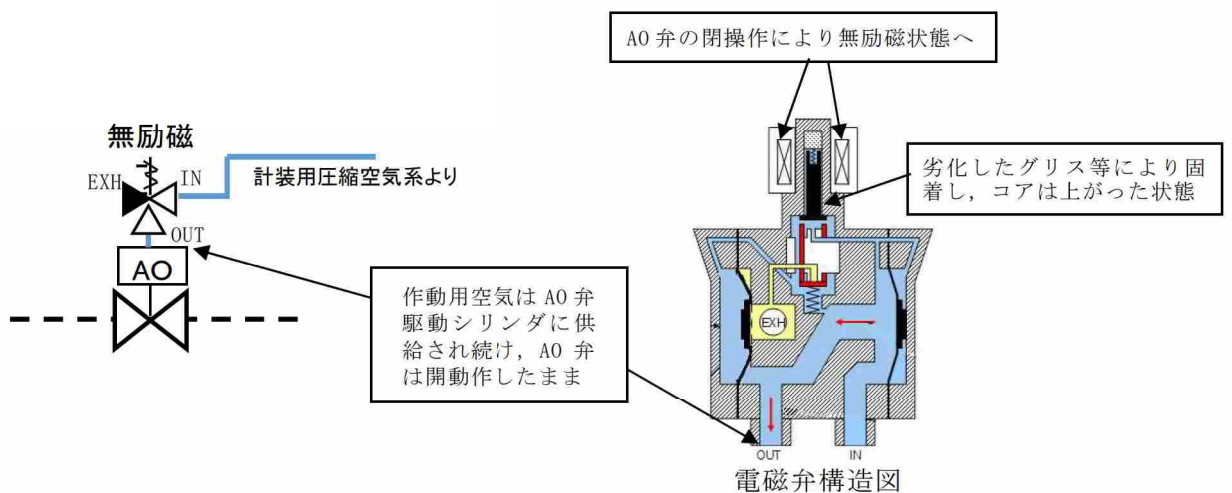
そのため、本事象の対策として、A0弁駆動シリンダ部のグリスを耐熱性の高いものに変更し、電磁弁継手部のシール材を変更することとしている。



第 1 図 通常時の状態（電磁弁無励磁）



第 2 図 A0 弁開操作の状態（電磁弁励磁）

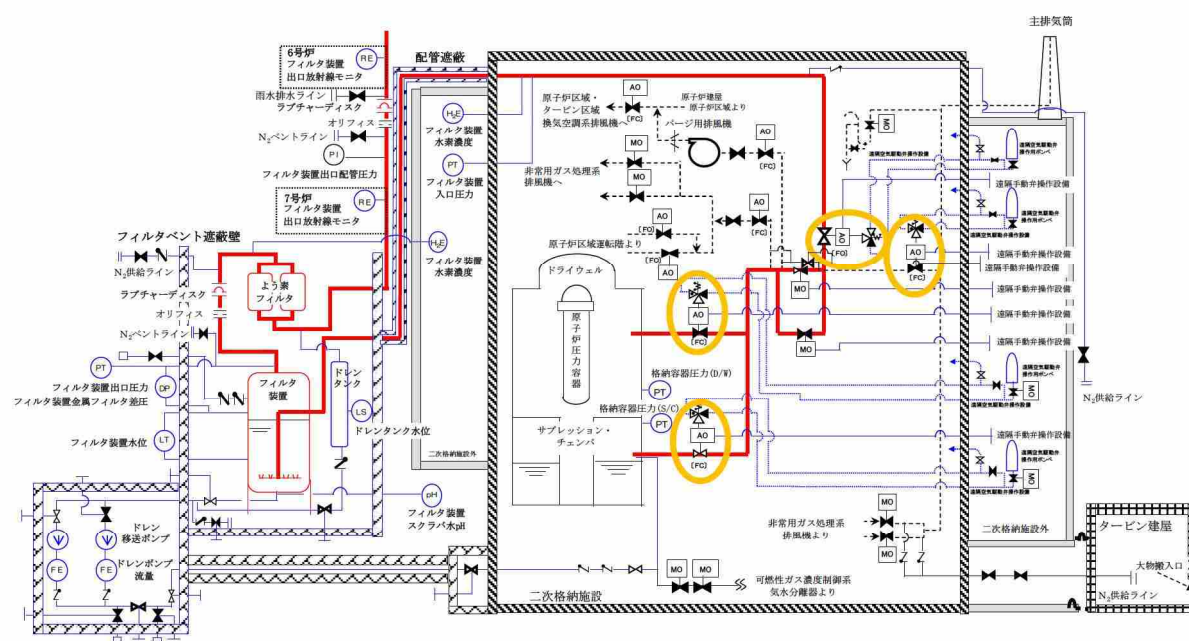


第 3 図 本事象発生時の状態（電磁弁無励磁）

2. 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁への影響

格納容器圧力逃がし装置の隔離弁のうち、A0 弁の一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側，ドライウエル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，今回不具合事象が発生したものと同型の弁である。

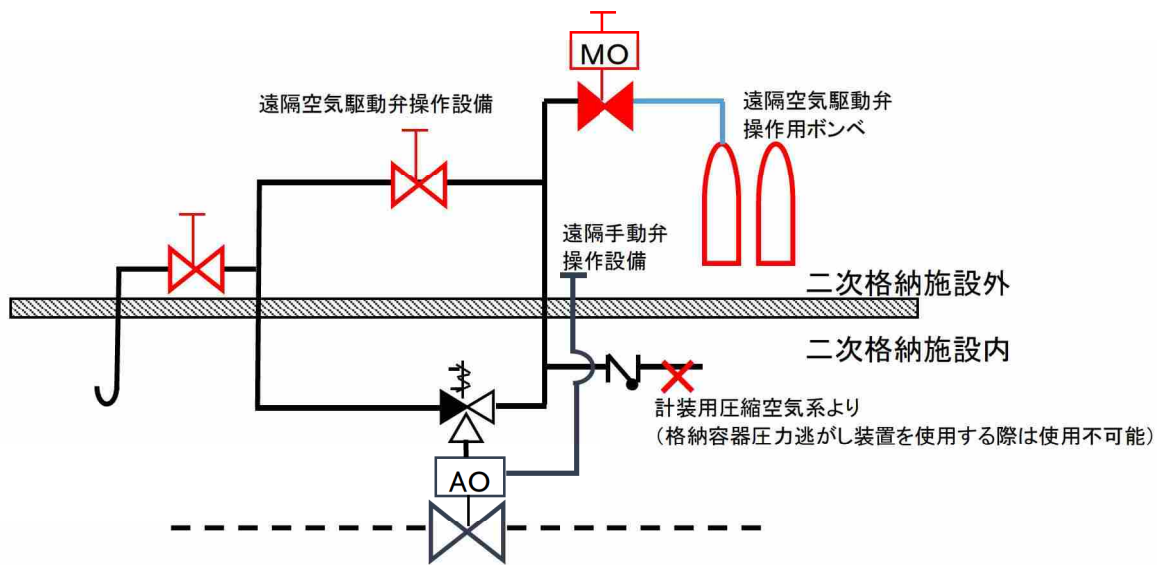
これらの弁については，格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，原子炉建屋の原子炉区域外より高圧窒素ガスを供給することにより遠隔操作ができるよう，重大事故等対処設備として，遠隔空気駆動弁操作設備を設けている。



第4図 格納容器圧力逃がし装置 概略系統図

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，今回の不具合事象のように，これほど長期間電磁弁を励磁させ続けて運用することは考えにくいことから，今回の不具合が格納容器圧力逃がし装置において発生することはなく，SA 時に求められる機能が阻害されることはないと考えられる。

また，万が一同様の事象が発生して，中央制御室から隔離弁の操作ができなくなったとしても，第5図のように，遠隔空気駆動操作設備のラインナップを変更することにより，A0 弁駆動シリンダ内の空気を排出することで，放射線量の低い原子炉建屋の原子炉区域外から隔離弁を操作することが可能である。

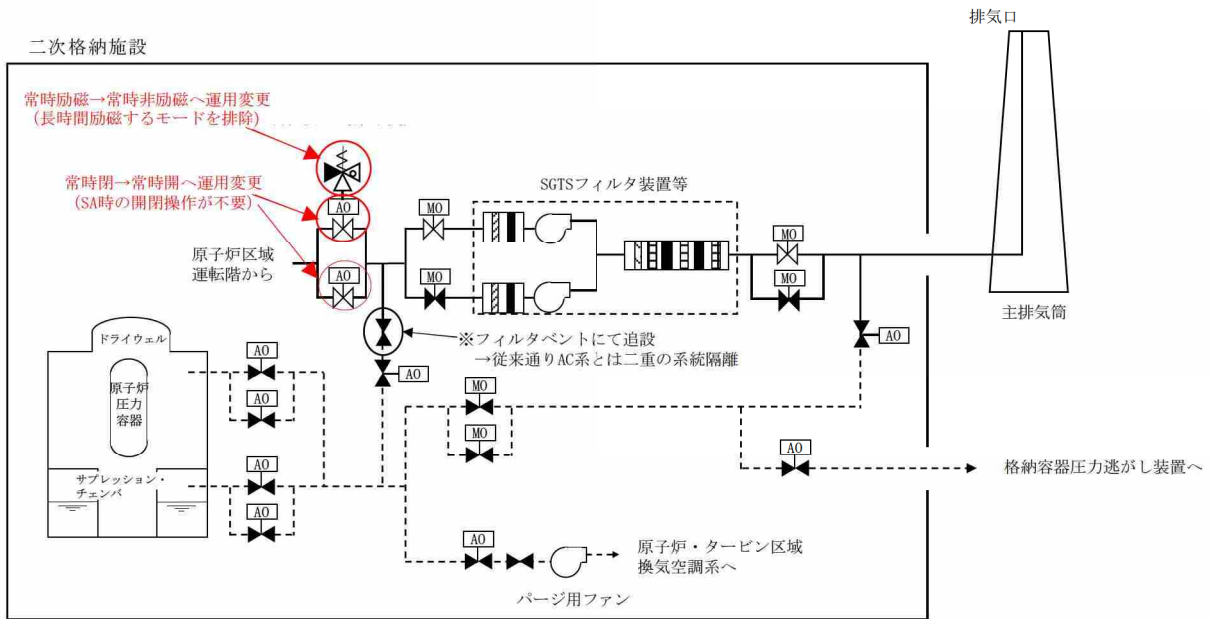


第5図 遠隔手動弁操作設備ラインナップ（空気排出操作時）

なお、本不適合事象の対応として、同様の電磁弁を長期間励磁した状態で使用している A0 弁のうち、重大事故等時に動作することが要求される弁を調査した。その結果、上記の格納容器圧力逃がし装置に属する弁 4 台に加え、非常用ガス処理系の弁 2 台が抽出された。

当該弁は、原子炉区域オペレーティングフロアから空気を吸い込むための隔離弁で、非常用ガス処理系が待機している場合には、電磁弁が励磁した状態で A0 弁が「閉」となっており、非常用ガス処理系の起動時に、電磁弁が無励磁になることで A0 弁が「開」となる設計である。

このため、当該弁に対してもグリスならびにシール材の変更を行うが、これに加え、当該弁については、非常用ガス処理系が待機している場合でも、電磁弁を無励磁にしておくことで、弁を「開」とする運用に変更する（第6図参照）。これにより、電磁弁を長時間励磁した状態で待機させる必要がなくなり、かつ、重大事故等時に非常用ガス処理系の機能を期待する場合に、当該弁は動作する必要がなくなるため、設備の信頼性向上が図れるものとする。



第6図 非常用ガス処理系 概略系統図

別紙 47 SUPRA コードによる計算結果と試験結果の比較について

原子炉格納容器内のエアロゾル粒子は、サプレッション・プールを通過する際にスクラビングを受け、原子炉格納容器の雰囲気中から除去される。

MAAP コードにおいてもサプレッション・プールのスクラビング効果を考慮しており、SUPRA コードにより種々の条件で計算された DF 値のデータテーブルが MAAP コードに内蔵されている。また、MAAP コードでは、プール水深、エアロゾル粒子の粒子径等の条件により、データテーブルを補間してサプレッション・プールの除去効率 (DF) を求めている。

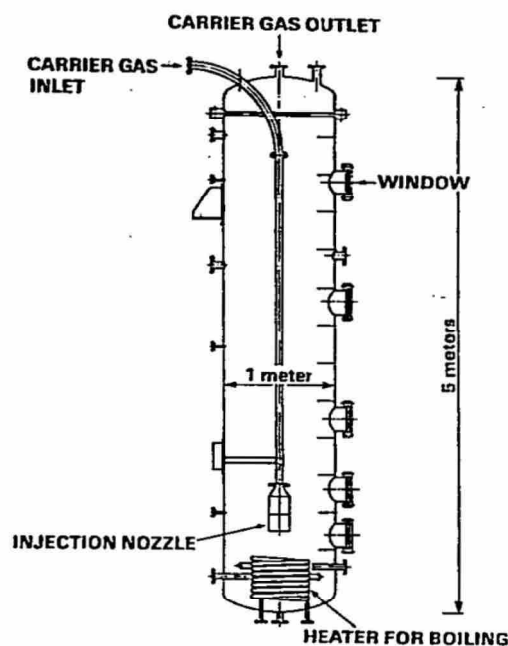
サプレッション・プールのスクラビング効果に影響するパラメータとしては、エアロゾル粒子の粒子径の他、キャリアガス中の水蒸気割合、スクラビング水深、圧力及びプール水のサブクール度が挙げられる。電力共同研究にて各パラメータを変えた場合の実験が行われており、SUPRA コードによる計算結果との比較検討がなされている。試験条件及び試験装置の概要を第 1 表及び第 1 図に示す。また、試験結果を第 2 図から第 6 図に示す^{※1}。

第 2 図から第 6 図より、DF 値のオーダーは実験結果と SUPRA コードによる評価結果とで概ね同じとなっている。このことから、SUPRA コードは DF 値を適切に評価できていると考えられる。

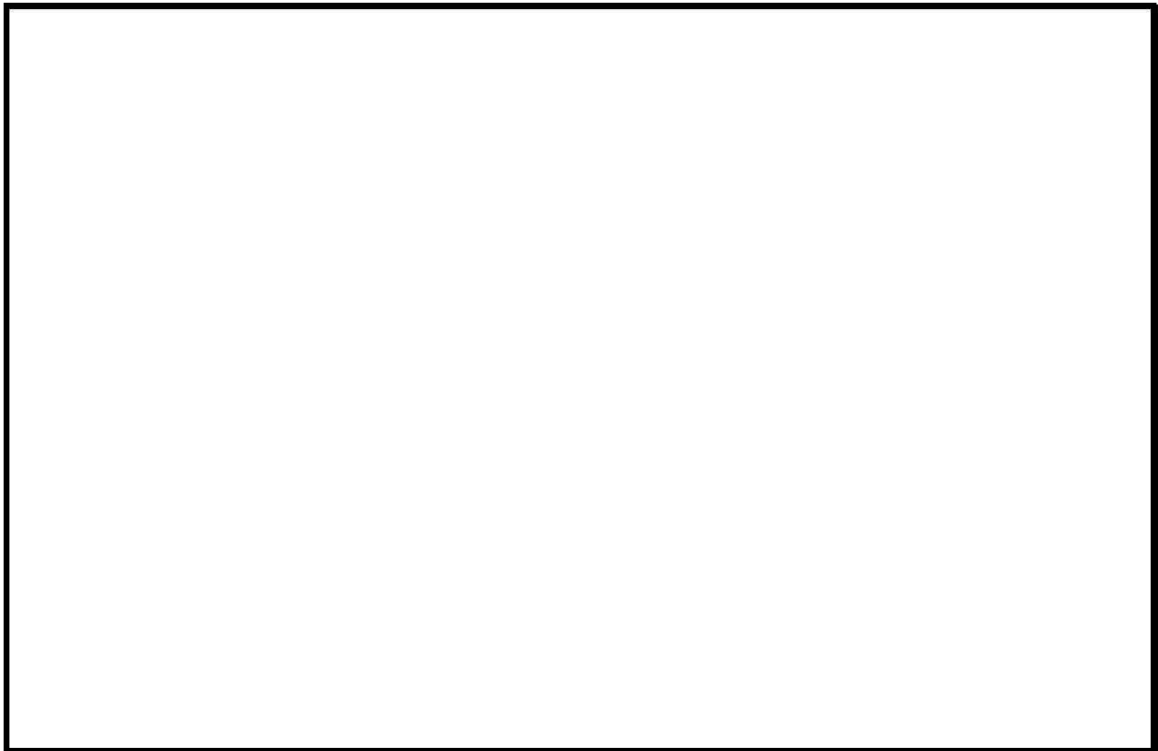
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE2) 最終報告書 平成 5 年 3 月

第 1 表 試験条件

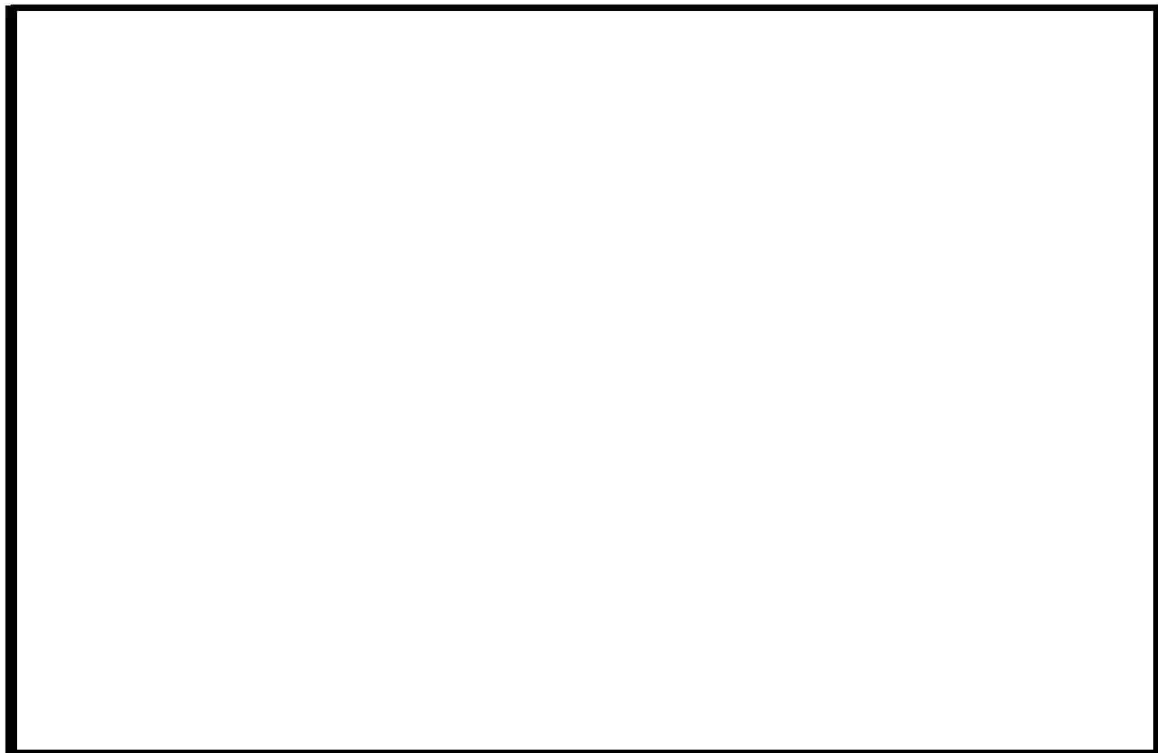
	Parameter	Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol.%)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第 1 図 試験装置の概要

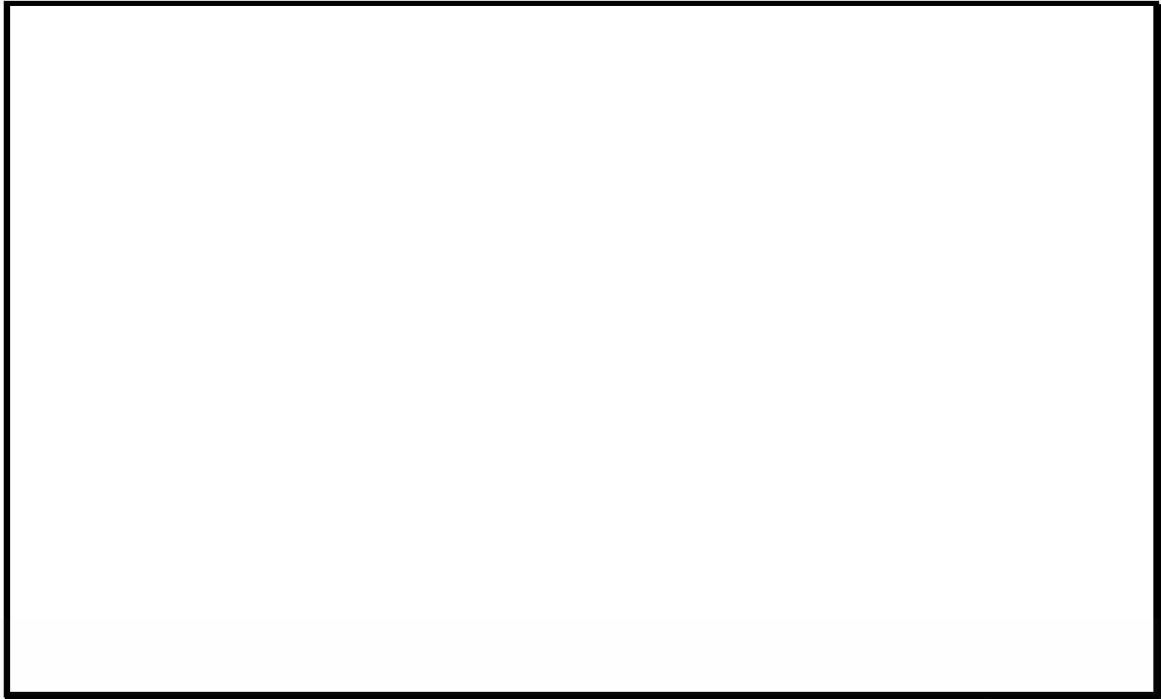


第2図 キャリアガス流量に対するDFの比較



第3図 水蒸気割合に対するDFの比較（密度補正）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第4図 プール水温に対する DF の比較



第5図 ガス温度に対する DF の比較

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第6図 スクラビング水深に対するDFの比較

別紙 48 セシウムの放出割合の評価方法

1. セシウムの放出割合

(1) CsI の形態で存在しているセシウム

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

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{セシウム元素初期重量[kg]} : M_{Cs}$$

$$\text{よう素元素初期重量[kg]} : M_I$$

$$\text{セシウム原子量[-]} : W_{Cs}$$

$$\text{よう素原子量[-]} : W_I$$

(2) CsOH の形態で存在しているセシウム

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

$$\text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

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

$$= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}$$

(3) セシウムの放出量

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

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出割合} = \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量}$$

$$= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y$$

$$= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y)$$

以上