

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
<div data-bbox="124 411 869 569" data-label="Text"> <p>柏崎の格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は自社設計、東二及び女川は Framatome 製のため、同一メーカー製である東二との比較表を作成</p> </div>		<div data-bbox="1745 999 2466 1031" data-label="Text"> <p>VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計</p> </div>	<div data-bbox="2516 999 2867 1209" data-label="Text"> <p>設備名称の相違 図書構成の相違 ・以下、章番号や図番号等の相違については、差異理由の記載を省略する。</p> </div>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		目次	
		1. 概要……………別添2-1	
		1.1 設置目的……………別添2-1	
		1.2 基本性能……………別添2-1	
		1.3 系統概要……………別添2-1	
		2. 系統設計……………別添2-4	
		2.1 設計方針……………別添2-4	
		2.2 設計条件……………別添2-8	
		2.3 原子炉格納容器フィルタベント系……………別添2-9	設備名称の相違
		2.3.1 系統構成……………別添2-9	
		2.3.2 フィルタ装置……………別添2-15	
		2.3.3 配置……………別添2-25	
		2.4 付帯設備……………別添2-33	
		2.4.1 計装設備……………別添2-33	
		2.4.2 電源設備……………別添2-42	
		2.4.3 給水設備……………別添2-45	
		2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置……………別添2-47	設備名称の相違
		2.4.5 排水設備（自主対策設備）……………別添2-49	設計の相違
			・女川はベント後にスクラバ溶液を移送しなくても、フィルタ装置の機能性能を維持できる設計としており、排水設備を自主対策設備としている。
		2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）……………別添2-51	設備名称の相違
		3. フィルタ性能……………別添2-52	
		3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理……………別添2-52	
		3.1.1 エアロゾルの除去原理……………別添2-52	
		3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理……………別添2-58	
		3.2 運転範囲……………別添2-62	
		3.3 性能検証試験結果……………別添2-63	
		3.3.1 性能検証試験の概要……………別添2-63	
		3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果……………別添2-68	
		3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果……………別添2-77	
		3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響……………別添2-82	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>1. 概要</p> <p>1.1 設置目的</p> <p>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及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するため，原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。</p> <p>本系統はフィルタ装置（フィルタ容器，スクラバ溶液，金属繊維フィルタ，放射性よう素フィルタ）を通して排気に含まれる放射性物質を低減した上で，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを放出することで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに，原子炉格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。</p> <p>また，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，かつ残留熱除去系の使用が不可能な場合において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。</p> <p>1.2 基本性能</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内に発生するガスを，フィルタ装置を通して大気に逃がすことで，放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。</p> <p>このため，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとす。</p> <p>フィルタ装置としては，上述したCs-137の放出量制限を満足させるため，粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。</p> <p>また，当該装置は，ガス状放射性よう素の除去効率として，無機よう素は99.8%以上，有機よう素は98%以上の性能を有する。</p>	<p>表現の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・無機よう素の除去効率は，東二：99%以上，女川：99.8%以上として設計，詳細は3.3.3に記載（理由①）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

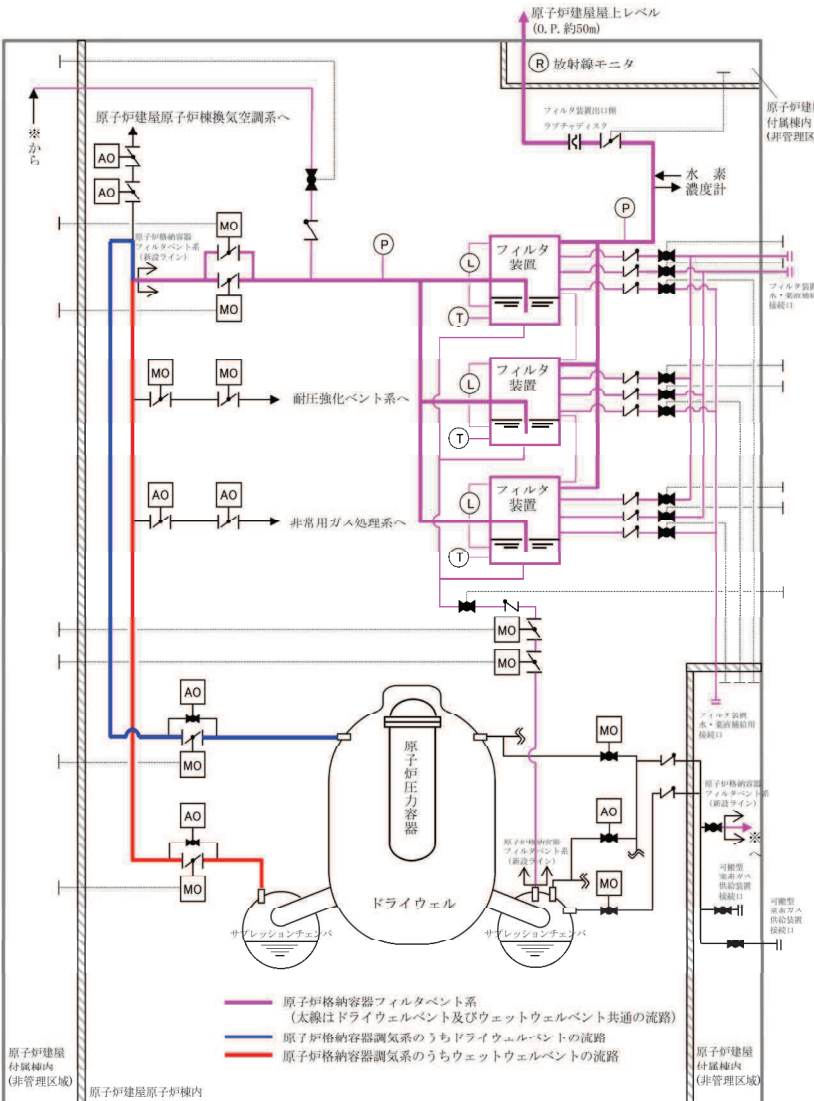
02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>1.3 系統概要</p> <p>図1.3-1に系統概要を示す。</p> <p>本系統は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側ラブチャディスク等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁又はドライウエルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)又は原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)）を「全開」とすることにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウエル又はサプレッションチェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（O.P.約50m）で放出する。</p> <p>本系統は、排気ラインにフィルタ装置出口側ラブチャディスクを設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。このフィルタ装置出口側ラブチャディスクの破裂圧力は、原子炉格納容器からの排気の妨げにならないように、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。</p> <p>本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟内（非管理区域）より遠隔で操作することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。</p>	<p>設備名称 表現の相違</p> <p>ベントガス放出位置の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 1.3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違に伴う系統構成の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損及び原子炉格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。</p> <p>(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>a. 原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を經由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量10.0kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は3台を並列に設置し、フィルタ装置1台当たりのベントガス流量が同等となる設計とし、ベントガス流量のばらつきによる影響を防止するため以下について考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 各フィルタ装置の設計条件（ベンチュリノズル個数、金属繊維フィルタ個数、流量制限オリフィス個数、放射性よう素フィルタの構造等）を同等とする。 各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。 すべてのフィルタ装置を近接配置する。 配管の分岐部をフィルタ装置近傍に設置する。 <p>なお、炉心の著しい損傷等を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認している。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違 設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 系統設計流量は原子炉定格熱出力の1%に相当しており東二は約 13.4kg/s、女川は約 10.0kg/s（理由②） 東二はフィルタ装置 1 台であるが、女川はフィルタ装置 3 台を並列に設置し、流量が同等となるよう設計（理由③） <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考								
		<p>b. フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質，ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また，無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH13以上）に維持する設計とする。放射性物質除去能力の設計条件を表2.1-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2.1-1 放射性物質除去能力の設計条件</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>粒子状放射性物質</th> <th>無機よう素</th> <th>有機よう素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>除染係数(DF)</td> <td>1000以上</td> <td>500以上</td> <td>50以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>c. 原子炉格納容器フィルタベント系は，サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ドライウェル床面からの高さを確保する設計とするとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器フィルタベント系は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，可搬型窒素ガス供給系により，系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ，不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>e. 原子炉格納容器フィルタベント系は，他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し，原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。</p>		粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素	除染係数(DF)	1000以上	500以上	50以上	<p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・1.2項の理由①</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
	粒子状放射性物質	無機よう素	有機よう素								
除染係数(DF)	1000以上	500以上	50以上								

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>f. 原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用を保安規定に定めて管理する。原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度，原子炉格納容器内にスプレイする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>g. 原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>h. 排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>i. 系統内に設けるフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>j. 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，原子炉格納容器フィルタベント系使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから，原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>k. 原子炉格納容器フィルタベント系は，水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため，原子炉格納容器フィルタベント系使用後にフィルタ装置スクラバ溶液をポンプを用いることなく，自重によってサブプレッションチェンバへ移送できる設計とする。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・女川の隔離弁は直流電源より給電するが，東二の隔離弁は交流電源より給電する</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・女川はフィルタ装置を原子炉建屋原子炉棟のフィルタ装置室内に設置（理由④）</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・女川はベント後のスクラバ溶液のサブプレッションチェンバへの移送を自重により実施</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>1. 原子炉格納容器フィルタベント系は、淡水貯水槽から、大容量送水ポンプ（タイプI）及び薬液補給装置（自主対策設備）によりフィルタ装置にスクラバ溶液を補給できる設計とする。</p> <p>m. 代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>n. 原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>o. 代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋付属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側ラブチャディスクは原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>p. 代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、</p>	<p>し、ポンプが不要な設計としている（理由⑤）</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・女川のフィルタ装置は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるため、薬液補給装置を自主対策設備として設置</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・各設備の設置場所の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p> <p>q. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>r. 原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラバ溶液、金属繊維フィルタ、放射性よう素フィルタ）、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量10.0kg/s）することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。</p> <p>s. 可搬型窒素ガス供給系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。</p> <p>t. 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける設計とする。</p> <p>u. 可搬型窒素ガス供給装置は、発電機を搭載することで、外部からの電源供給は不要な設計とし、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違 ・2.1項の理由②</p> <p>設備名称の相違 設計の相違 ・東二の窒素供給装置は電源車駆動であるが、女川の可搬型窒素ガス供給装置は発電機を駆動源としている。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・東二の窒素供給装置は電源車駆動であるが、女川の可搬</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																								
		<p>原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。</p> <p>2.2 設計条件 本システムにおける設備の設計条件を表2.2-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2.2-1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1712 632 2481 1354"> <thead> <tr> <th colspan="2">設計条件</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>854kPa[gage]</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>200℃</td> <td>原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。</td> </tr> <tr> <td>設計流量</td> <td>10.0kg/s （原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において）</td> <td>原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置内発熱量</td> <td>370kW</td> <td>想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル移行量</td> <td>150kg</td> <td>想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。</td> </tr> <tr> <td>よう素の炉内内蔵量</td> <td>□ kg</td> <td>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。</td> </tr> <tr> <td>耐震条件</td> <td>基準地震動 S s にて機能維持</td> <td>基準地震動 S s にて機能を維持する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから、炉心熱出力が高いABWRを代表させている。また、ORIGEN2コードでは、保守的に1サイクル13か月（395日）に対して、1サイクル10000時間（416日）の燃焼期間を仮定している。</p> <p>2.3 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成 本システムは、原子炉建屋原子炉棟のフィルタ装置室内に設置するフィルタ装置、原子炉格納容器からフィルタ装置までの入口配管、フィルタ装置から大気開放される出口配管、フィルタ装置出口側ラプチャディスク、計装設備、電源設備、給水設備、可搬型窒素ガス供給装置及び排水設備（自主対策設備）で構成される。</p>	設計条件		設定根拠	最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。	最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。	設計流量	10.0kg/s （原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において）	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。	フィルタ装置内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。	エアロゾル移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。	よう素の炉内内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。	耐震条件	基準地震動 S s にて機能維持	基準地震動 S s にて機能を維持する。	<p>型窒素ガス供給装置は発電機を駆動源としている。</p> <p>設計条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器型式が、東二：Mark II（1Pd:0.31MPa）に対し、女川：Mark-I改良型（1Pd:0.427MPa）（理由⑥） 原子炉格納容器型式の相違に伴う設計条件の相違 <p>・よう素の炉内内蔵量について、女川はより熱出力が大きい代表炉心の評価結果をそのまま適用している。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 2.1項の理由④ <p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 女川はベント後にスクラバ溶液を移送しなくても、フィ
設計条件		設定根拠																									
最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。																									
最高使用温度	200℃	原子炉格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。																									
設計流量	10.0kg/s （原子炉格納容器圧力427kPa[gage]において）	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。																									
フィルタ装置内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。																									
エアロゾル移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。																									
よう素の炉内内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。																									
耐震条件	基準地震動 S s にて機能維持	基準地震動 S s にて機能を維持する。																									

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(1) 配管等の構成</p> <p>入口配管は，原子炉格納容器のサブプレッションチェンバ及びドライウエルに接続された原子炉格納容器調気系配管から分岐し，弁を経由して3台並列に設置したフィルタ装置に接続する。</p> <p>また，3台のフィルタ装置のスクラバ溶液の水位を等しくするために，各フィルタ装置の気相部及び液相部をそれぞれ連通管で接続する。</p> <p>フィルタ装置入口側及び出口側の配管は，各フィルタ装置のベントガス流量を同等とするため，圧力損失の差を小さくするように配管ルートを設定する。</p> <p>出口配管には，系統待機時に窒素置換された系統と大気を隔離するフィルタ装置出口側ラプチャディスクを設置する。フィルタ装置出口側ラプチャディスクはベント開始時に微正圧で動作するものとし，信頼性の高いものを使用する。</p> <p>フィルタ装置には，外部からスクラバ溶液を補給できるよう給水配管を設置する。また，外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。</p> <p>また，ベント後の放射性物質を含むスクラバ溶液を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するため，及び，万一，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室内に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）に移送するための配管（自主対策設備）を設置する。</p> <p>図2.3.1-1に原子炉格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。</p>	<p>ルタ装置の機能性能を維持できる設計としており，排水設備を自主対策設備としている。</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う系統構成の相違 ・2.1項の理由③</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計の差異 ・2.1項の理由④及び⑤ ・女川はベント後にスクラバ溶液を移送しなくても，フィルタ装置の機能性能を維持できるため，排水設備を自主対策設備としている。</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(2) 材質及び構造</p> <p>配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」のクラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。屋内の炭素鋼配管及び屋外のステンレス鋼配管は腐食防止の観点から、外面に樹脂系塗料を塗装する。</p> <p>遠隔手動弁操作設備については、隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）まで延長し、端部にハンドル又は汎用電動工具を取り付けて人力で操作できる構造とする。</p> <p>フィルタ装置出口側ラプチャディスクについては、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（427kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように設定し、材料はステンレス鋼を使用する。</p> <p>システムを構成する主要な機器の仕様を表2.3.1-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.3.1-2に示す。</p> <p>(3) システムの切替性</p> <p>原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他システムと隔離し、流路を構成する必要がある。対象となるシステムは、非常用ガス処理系、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系である。これらのシステムとの取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。</p> <p>非常用ガス処理系及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気作動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動弁であり、耐圧強化ベント系は原子炉格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用するシステムであるため、全閉状態を維持する。</p> <p>以上より、原子炉格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他システムと隔離し、流路の構成が可能である。</p>	<p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 設計の相違 ・2.2項の理由⑥</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 2.3.1-1 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う系統構成の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																			
		<p style="text-align: center;">表2.3.1-1 主要系統構成機器の仕様</p> <p>(1) 配管</p> <table border="1" data-bbox="1715 405 2487 766"> <thead> <tr> <th></th> <th>呼び径</th> <th>材質</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 原子炉格納容器調気系配管からベントライン分岐部</td> <td>400A</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>b. ベントライン分岐部からフィルタ装置</td> <td>200A</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>c. フィルタ装置から排気ライン合流部</td> <td>400A</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>d. 排気ライン合流部からフィルタ装置出口側ラプチャディスク</td> <td>500A</td> <td>炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>e. フィルタ装置出口側ラプチャディスクから放出口</td> <td>500A</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 隔離弁</p> <table border="1" data-bbox="1715 856 2487 1287"> <thead> <tr> <th></th> <th>型式</th> <th>駆動方式</th> <th>呼び径</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンパベント用出口隔離弁）</td> <td>バタフライ弁</td> <td>電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備</td> <td>600A</td> </tr> <tr> <td>b. 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）</td> <td>バタフライ弁</td> <td>電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備</td> <td>600A</td> </tr> <tr> <td>c. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)）</td> <td>バタフライ弁</td> <td>電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備</td> <td>400A</td> </tr> <tr> <td>d. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)）</td> <td>バタフライ弁</td> <td>電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備</td> <td>400A</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 遠隔手動弁操作設備</p> <table border="1" data-bbox="1715 1377 2487 1675"> <thead> <tr> <th rowspan="2">弁名称 (呼び径)</th> <th colspan="2">原子炉格納容器第一隔離弁</th> <th colspan="2">原子炉格納容器第二隔離弁</th> </tr> <tr> <th>サブプレッション チェンパベント 用出口隔離弁 (600A)</th> <th>ドライウエルベ ント用出口 隔離弁 (600A)</th> <th>原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(A) (400A)</th> <th>原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(B) (400A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フレキシブル シャフト長さ</td> <td>約28m</td> <td>約20m</td> <td>約19m</td> <td>約18m</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) フィルタ装置出口側ラプチャディスク</p> <table border="1" data-bbox="1715 1766 2487 1871"> <thead> <tr> <th>型式</th> <th>設定破裂圧力</th> <th>呼び径</th> <th>材質</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複合引張型 ラプチャディスク</td> <td>100kPa</td> <td>500A</td> <td>ステンレス鋼</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table>		呼び径	材質	a. 原子炉格納容器調気系配管からベントライン分岐部	400A	炭素鋼	b. ベントライン分岐部からフィルタ装置	200A	炭素鋼	c. フィルタ装置から排気ライン合流部	400A	炭素鋼	d. 排気ライン合流部からフィルタ装置出口側ラプチャディスク	500A	炭素鋼	e. フィルタ装置出口側ラプチャディスクから放出口	500A	ステンレス鋼		型式	駆動方式	呼び径	a. 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンパベント用出口隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A	b. 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A	c. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A	d. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A	弁名称 (呼び径)	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁		サブプレッション チェンパベント 用出口隔離弁 (600A)	ドライウエルベ ント用出口 隔離弁 (600A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(A) (400A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(B) (400A)	フレキシブル シャフト長さ	約28m	約20m	約19m	約18m	個数	1	1	1	1	型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数	複合引張型 ラプチャディスク	100kPa	500A	ステンレス鋼	1	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違に伴う設備構成の相違
	呼び径	材質																																																																				
a. 原子炉格納容器調気系配管からベントライン分岐部	400A	炭素鋼																																																																				
b. ベントライン分岐部からフィルタ装置	200A	炭素鋼																																																																				
c. フィルタ装置から排気ライン合流部	400A	炭素鋼																																																																				
d. 排気ライン合流部からフィルタ装置出口側ラプチャディスク	500A	炭素鋼																																																																				
e. フィルタ装置出口側ラプチャディスクから放出口	500A	ステンレス鋼																																																																				
	型式	駆動方式	呼び径																																																																			
a. 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンパベント用出口隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A																																																																			
b. 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	600A																																																																			
c. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A																																																																			
d. 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)）	バタフライ弁	電動駆動（直流） +遠隔手動弁操作設備	400A																																																																			
弁名称 (呼び径)	原子炉格納容器第一隔離弁		原子炉格納容器第二隔離弁																																																																			
	サブプレッション チェンパベント 用出口隔離弁 (600A)	ドライウエルベ ント用出口 隔離弁 (600A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(A) (400A)	原子炉格納容器 フィルタベント 系ベントライン 隔離弁(B) (400A)																																																																		
フレキシブル シャフト長さ	約28m	約20m	約19m	約18m																																																																		
個数	1	1	1	1																																																																		
型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数																																																																		
複合引張型 ラプチャディスク	100kPa	500A	ステンレス鋼	1																																																																		

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図2.3.1-2 フィルタ装置及び配管の材質範囲</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う系統構成の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2.3.2 フィルタ装置</p> <p>(1) フィルタ装置仕様</p> <p>フィルタ装置は、たて置円筒形の容器であり、常時スクラバ溶液を貯留する。また、1基（全3台）で構成し、3台のフィルタ装置は並列に設置し、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室の壁に固定する。容器下部にはベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル及びスクラバ溶液）、上部には金属繊維フィルタが設置され、これらを組み合わせて粒子状放射性物質を除去する。</p> <p>さらに、金属繊維フィルタの後段に、容器内部に放射性よう素フィルタを設け、有機よう素及び無機よう素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。</p> <p>フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。</p> <p>a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005/2007）」クラス2容器の規定に準拠して設計する。</p> <p>b. 容器内に貯留するスクラバ溶液量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件であるフィルタ装置内発熱量370kWに対して、ベント開始後■はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。</p> <p>c. 容器及び内部構造物の材料は、スクラバ溶液に添加されるアルカリ性の薬剤に対して、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。</p> <p>d. 容器には、スクラバ溶液の減少分を補充するための注水用の管台、スクラバ溶液を採取するための試料採取用の管台及びスクラバ溶液を移送するためのドレン用の管台を設ける。</p> <p>e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属繊維フィルタを内蔵する。</p> <p>f. 容器内部には、放射性よう素フィルタを設け、銀ゼオライトを収納する。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川のフィルタ装置は壁に固定 ・2.1項の理由③ <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉定格熱出力の相違 <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																							
		<p>g. 金属繊維フィルタと放射性よう素フィルタの連絡管には，流量制限オリフィスを設け，原子炉格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。</p> <p>フィルタ装置の仕様を表2.3.2-1に，構造を図2.3.2-1に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違 																																																																							
		<table border="1" data-bbox="2151 1344 2478 1795"> <tr><td>N34</td><td>レベル計（狭帯域）</td></tr> <tr><td>N33</td><td>レベル計（狭帯域）</td></tr> <tr><td>N32</td><td>換気口（サンプリング）</td></tr> <tr><td>N31</td><td>連通管</td></tr> <tr><td>N30</td><td>重大事故用給水ライン</td></tr> <tr><td>N29</td><td>サンプリング</td></tr> <tr><td>N28</td><td>連通管</td></tr> <tr><td>N19</td><td>サンプリング</td></tr> <tr><td>N18</td><td>ベント</td></tr> <tr><td>N17</td><td>ドレン</td></tr> <tr><td>N16</td><td>ドレン</td></tr> <tr><td>N15</td><td>ドレン</td></tr> <tr><td>N14</td><td>排水移送ライン</td></tr> <tr><td>N13</td><td>薬液注入ライン</td></tr> <tr><td>N11</td><td>補給水ライン</td></tr> <tr><td>N10</td><td>温度計</td></tr> <tr><td>N8</td><td>圧力計</td></tr> <tr><td>N6</td><td>レベル計（広帯域）</td></tr> <tr><td>N5</td><td>レベル計（広帯域）</td></tr> <tr><td>N4</td><td>マンホール</td></tr> <tr><td>N3</td><td>ガス出口</td></tr> <tr><td>N2</td><td>ガス出口</td></tr> <tr><td>N1</td><td>ガス入口</td></tr> </table> <p>注：フィルタ装置（A）のN28及びフィルタ装置（C）のN31は予備とする</p> <table border="1" data-bbox="1869 1701 2136 1795"> <tr><td>3</td><td>マンホール平板</td><td></td></tr> <tr><td>2</td><td>鏡板</td><td></td></tr> <tr><td>1</td><td>胴板</td><td></td></tr> <tr><th>番号</th><th>品名</th><th>個数</th><th>材料</th></tr> <tr><td colspan="4">部品表</td></tr> </table> <table border="1" data-bbox="2151 1753 2478 1795"> <tr><th>符号</th><th>名称</th><th>個数</th><th>呼び径</th></tr> <tr><td colspan="4">管台一覧表</td></tr> </table>	N34	レベル計（狭帯域）	N33	レベル計（狭帯域）	N32	換気口（サンプリング）	N31	連通管	N30	重大事故用給水ライン	N29	サンプリング	N28	連通管	N19	サンプリング	N18	ベント	N17	ドレン	N16	ドレン	N15	ドレン	N14	排水移送ライン	N13	薬液注入ライン	N11	補給水ライン	N10	温度計	N8	圧力計	N6	レベル計（広帯域）	N5	レベル計（広帯域）	N4	マンホール	N3	ガス出口	N2	ガス出口	N1	ガス入口	3	マンホール平板		2	鏡板		1	胴板		番号	品名	個数	材料	部品表				符号	名称	個数	呼び径	管台一覧表				
N34	レベル計（狭帯域）																																																																									
N33	レベル計（狭帯域）																																																																									
N32	換気口（サンプリング）																																																																									
N31	連通管																																																																									
N30	重大事故用給水ライン																																																																									
N29	サンプリング																																																																									
N28	連通管																																																																									
N19	サンプリング																																																																									
N18	ベント																																																																									
N17	ドレン																																																																									
N16	ドレン																																																																									
N15	ドレン																																																																									
N14	排水移送ライン																																																																									
N13	薬液注入ライン																																																																									
N11	補給水ライン																																																																									
N10	温度計																																																																									
N8	圧力計																																																																									
N6	レベル計（広帯域）																																																																									
N5	レベル計（広帯域）																																																																									
N4	マンホール																																																																									
N3	ガス出口																																																																									
N2	ガス出口																																																																									
N1	ガス入口																																																																									
3	マンホール平板																																																																									
2	鏡板																																																																									
1	胴板																																																																									
番号	品名	個数	材料																																																																							
部品表																																																																										
符号	名称	個数	呼び径																																																																							
管台一覧表																																																																										
		<p>図2.3.2-1 フィルタ装置概略図</p>																																																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(2) フィルタ仕様</p> <p>a. ベンチュリスクラバ</p> <p>ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液で構成され、ベントガス中に含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、スクラバ溶液中に保持する。</p> <p>ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ベンチュリノズル中低部の最も流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラバ溶液を取り込む開口を設けている。これにより、スロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラバ溶液領域よりも低下させて側面開口からベンチュリノズル周囲のスクラバ溶液を吸込み、ベンチュリノズル内に噴霧させる。ベンチュリノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差で粒子状放射性物質の捕集効率を高め、上端吐出部からスクラバ溶液中に排出させる。</p> <p>ベンチュリノズルは、分配管に設置し、分配管に対して直立させるとともに、他のベンチュリノズルと離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラバ溶液中に[]に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、隣接するベンチュリノズルへ与える影響はない。</p> <p>また、スクラバ溶液には放射性の無機よう素（I₂）を捕集、保持するため、[]が添加される。 []は、揮発性の高い無機よう素を不揮発性のよう素イオン（I⁻）に変化させ、[]は、[]の効果を安定させるために、スクラバ溶液を高アルカリ性の状態に維持する。</p> <p>ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼とする。</p> <p>ベンチュリノズルの機器仕様を表 2.3.2-1 に、スクラバ溶液の仕様を表 2.3.2-2 に、概略図を図 2.3.2-2 に、配置を図 2.3.2-3 に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図 2.3.2-4 に示す。</p>	<p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備の相違 ・ベンチュリノズル配置の相違（ベンチュリノズル個数は蒸気流量等により相違）、図 2.3.2-3 に記載</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1745 380 2475 1037" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1881 1045 2320 1075" data-label="Caption"> <p>図2.3.2-2 ベンチュリノズル概略図</p> </div> <div data-bbox="1768 1136 2466 1738" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1804 1766 2407 1839" data-label="Caption"> <p>図2.3.2-3 ベンチュリノズルの配置図 （全3台のうち2台（残り1台は180° 方位が異なる。））</p> </div>	<div data-bbox="2516 369 2792 399" data-label="Text"> <p>図中の設備名称の相違</p> </div> <div data-bbox="2516 1717 2873 1881" data-label="Text"> <p>設備の相違 ・ベンチュリノズル配置の相違（ベンチュリノズル個数は蒸気流量等により相違）</p> </div>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1706 319 2487 583" style="border: 2px solid black; height: 126px; width: 263px;"></div> <p data-bbox="1727 592 2466 625">図2.3.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要</p> <p data-bbox="1697 772 1973 806">b. 金属繊維フィルタ</p> <p data-bbox="1697 814 2496 894">金属繊維フィルタは，ベンチュリスクラバで除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去する。</p> <p data-bbox="1697 903 2496 1075">金属繊維フィルタは，必要なフィルタ面積と最適なガス流速が得られるように，容器の上部に縦向きに配置される。金属繊維フィルタはステンレス鋼製で，プレフィルタとメインフィルタを [] であり，周囲の型枠により容器内部に直接取り付けられる。</p> <p data-bbox="1697 1129 2496 1297">ベントガスは，スクラバ溶液を出た後，スクラバ溶液から生じる湿分（液滴）を含んでいる。長時間の運転でも高い除去効率を確保するため， [] の間には湿分分離機構が設けられ，除去した液滴は，スクラバ溶液内にドレンされる。</p> <p data-bbox="1697 1352 2496 1432">金属繊維フィルタの機器仕様を表2.3.2-1に，概略図及びフィルタ装置内の配置を図2.3.2-5及び図2.3.2-6に示す。</p>	<p data-bbox="2516 772 2703 806">設備名称の相違</p> <p data-bbox="2516 861 2653 894">表現の相違</p> <p data-bbox="2516 1129 2703 1163">設備名称の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1715 331 2496 1024" style="border: 1px solid black; height: 330px; width: 263px;"></div> <p data-bbox="1881 1045 2318 1073" style="text-align: center;">図2.3.2-5 金属繊維フィルタ概略図</p> <div data-bbox="1724 1186 2445 1669" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 243px;"></div> <p data-bbox="1768 1675 2421 1703" style="text-align: center;">図2.3.2-6 フィルタ装置の断面図（金属繊維フィルタ）</p> <p data-bbox="1715 1808 2496 1923"> (a) プレフィルタ及び湿分分離機構 プレフィルタは，ベントガスに含まれる液滴を凝集させる。ベントガスに含まれる液滴は，湿分分離機構 [] を通過 </p>	<p data-bbox="2516 373 2867 489"> 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 </p> <p data-bbox="2516 1854 2653 1881"> 表現の相違 </p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>する際、<input type="text"/>し、ベントガス中から分離される。分離した液滴は、金属繊維フィルタ下部に接続したドレン配管を介してスクラバ溶液中に戻る。</p> <p>プレフィルタは、約<input type="text"/>μmの繊維径のものを使用し、<input type="text"/>になっている。繊維の材質は、<input type="text"/>ステンレス鋼を採用する。</p> <p>湿分分離機構の概要を図2.3.2-7に、ドレン配管接続部の概要を図2.3.2-8に示す。</p> <div data-bbox="1706 709 2496 1020" style="border: 1px solid black; height: 148px; width: 266px;"></div> <p style="text-align: center;">図2.3.2-7 湿分分離機構の概略図</p> <div data-bbox="1733 1108 2487 1476" style="border: 1px solid black; height: 175px; width: 254px;"></div> <p style="text-align: center;">図2.3.2-8 ドレン配管接続部の概略図</p> <p>(b) メインフィルタ</p> <p>メインフィルタは、約<input type="text"/>μmの繊維径のものを使用し、<input type="text"/>になっている。繊維の材質は、<input type="text"/>ステンレス鋼を採用する。</p>	<p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>c. 流量制限オリフィス</p> <p>フィルタ装置内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属繊維フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。流量制限オリフィスの穴径は、系統の圧力損失を考慮した上で、ベント開始時の原子炉格納容器圧力（1Pd～2Pd）のうち、低い圧力（1Pd）において、設計流量が確実に排気できるよう設定する。</p> <p>なお、ベントガスは、により、となり、放射性よう素フィルタに供給される。</p> <p>流量制限オリフィスの仕様を表2.3.2-1に示す。</p> <p>d. 放射性よう素フィルタ</p> <p>放射性よう素フィルタには、銀ゼオライトを収納し、ベントガスを通過させることで、ガス中に含まれる放射性のよう素を除去する。</p> <p>銀ゼオライトの充填部は、、各充填部に充填孔を設け、万一、銀ゼオライトの交換が必要になった場合は、容器頂部のマンホールから充填孔を介して銀ゼオライトを充填若しくは吸引回収できる構造とする。</p> <p>放射性よう素フィルタの仕様を表2.3.2-1に、概略図を図2.3.2-9に、フィルタ装置内の放射性よう素フィルタの配置を図2.3.2-10に示す。</p> <div data-bbox="1715 1413 2496 1822" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図2.3.2-9 放射性よう素フィルタ概略図</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																											
		<div data-bbox="1718 321 2496 768" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1718 774 2457 806">図 2.3.2-10 フィルタ装置の断面図（放射性よう素フィルタ）</p> <p data-bbox="1884 909 2309 940">表 2.3.2-1 フィルタ装置主要仕様</p> <p data-bbox="1706 951 1834 982">(1) 容器</p> <table border="1" data-bbox="1706 989 2490 1161"> <tr><td>型式</td><td>たて置円筒形</td></tr> <tr><td>材質</td><td>ステンレス鋼 ([])</td></tr> <tr><td>胴内径</td><td>約2.6m</td></tr> <tr><td>高さ</td><td>約6.2m</td></tr> <tr><td>個数</td><td>3*</td></tr> </table> <p data-bbox="1706 1167 2160 1192">注記*：フィルタ装置は1基（全3台）で構成する。</p> <p data-bbox="1706 1230 1991 1262">(2) ベンチュリノズル</p> <table border="1" data-bbox="1706 1268 2490 1339"> <tr><td>材質</td><td>ステンレス鋼 ([])</td></tr> <tr><td>個数</td><td>[]</td></tr> </table> <p data-bbox="1706 1388 1991 1419">(3) 金属繊維フィルタ</p> <table border="1" data-bbox="1706 1425 2490 1698"> <tr><td>材質</td><td>ステンレス鋼 ([])</td></tr> <tr><td rowspan="3">寸法</td><td>高さ 約 [] mm</td></tr> <tr><td>横幅 約 [] mm</td></tr> <tr><td>厚さ 約 [] mm</td></tr> <tr><td rowspan="2">繊維径</td><td>プレフィルタ 約 [] μm</td></tr> <tr><td>メインフィルタ 約 [] μm</td></tr> <tr><td>個数</td><td>[]</td></tr> <tr><td>総面積</td><td>約 []</td></tr> </table>	型式	たて置円筒形	材質	ステンレス鋼 ([])	胴内径	約2.6m	高さ	約6.2m	個数	3*	材質	ステンレス鋼 ([])	個数	[]	材質	ステンレス鋼 ([])	寸法	高さ 約 [] mm	横幅 約 [] mm	厚さ 約 [] mm	繊維径	プレフィルタ 約 [] μm	メインフィルタ 約 [] μm	個数	[]	総面積	約 []	<p data-bbox="2516 369 2867 489">設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p data-bbox="2516 909 2867 1029">設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p>
型式	たて置円筒形																													
材質	ステンレス鋼 ([])																													
胴内径	約2.6m																													
高さ	約6.2m																													
個数	3*																													
材質	ステンレス鋼 ([])																													
個数	[]																													
材質	ステンレス鋼 ([])																													
寸法	高さ 約 [] mm																													
	横幅 約 [] mm																													
	厚さ 約 [] mm																													
繊維径	プレフィルタ 約 [] μm																													
	メインフィルタ 約 [] μm																													
個数	[]																													
総面積	約 []																													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																
		(4) 流量制限オリフィス <table border="1" data-bbox="1715 363 2487 464"> <tr> <td>型式</td> <td>同心オリフィス板</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>ステンレス鋼 ([])</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>[]</td> </tr> </table> (5) 放射性よう素フィルタ <table border="1" data-bbox="1715 600 2487 701"> <tr> <td>材質</td> <td>銀ゼオライト</td> </tr> <tr> <td>充填量</td> <td>約 []</td> </tr> <tr> <td>ベッド厚さ</td> <td>約 []mm</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">表2.3.2-2 スクラバ溶液仕様（待機水位時）</p> <table border="1" data-bbox="1733 793 2469 999"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>pH</td> <td>13以上</td> </tr> </tbody> </table>	型式	同心オリフィス板	材質	ステンレス鋼 ([])	個数	[]	材質	銀ゼオライト	充填量	約 []	ベッド厚さ	約 []mm	項目	設定値	pH	13以上	設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
型式	同心オリフィス板																		
材質	ステンレス鋼 ([])																		
個数	[]																		
材質	銀ゼオライト																		
充填量	約 []																		
ベッド厚さ	約 []mm																		
項目	設定値																		
pH	13以上																		
		2.3.3 配置 フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することにより、地震、津波、飛来物の衝突等を考慮した設計とする。[]フィルタ装置等の周囲に設置される遮蔽壁は、鉄筋コンクリート製であり、原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ1）に対して位置的分散を図っている。さらに、重大事故等対処設備である代替循環冷却ポンプに対しても位置的分散を図っている。 フィルタ装置の配置を図2.3.3-1に、残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプの配置を図2.3.3-2に、残留熱除去系熱交換器の配置を図2.3.3-3に、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水	設備の相違 ・2.1項の理由④ 表現の相違 設備の相違 設備名称の相違 表現の相違																

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

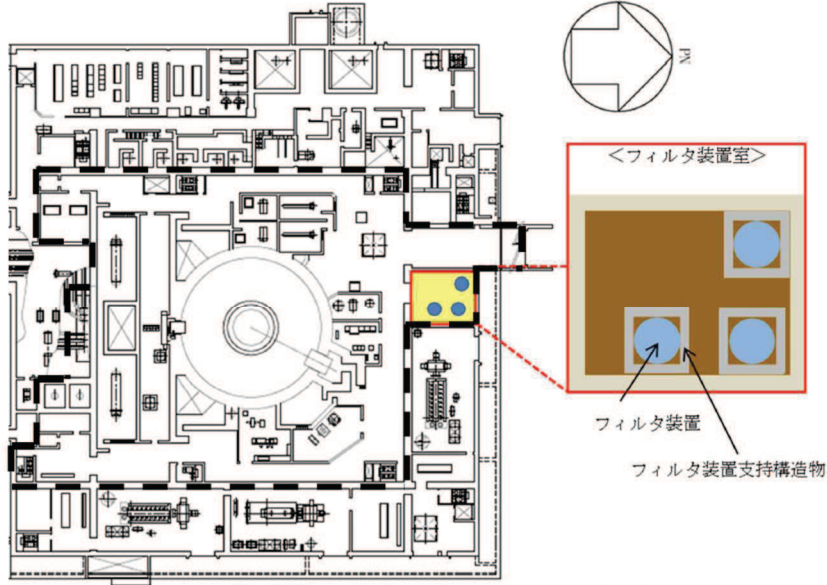
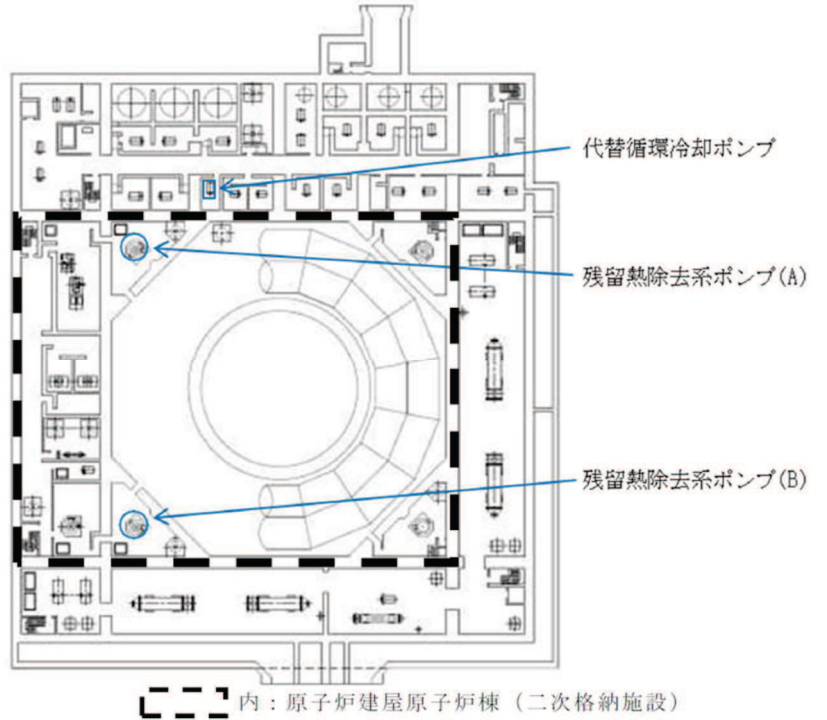
：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプの配置を図2.3.3-4に、 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)の保管場所を図2.3.3-5に示す。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、サプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とするため、サプレッションチェンバ側からの排気では、重大事故等時の最大水位 (O.P. -1.914m) よりも高い位置 (O.P. 1.352m) に接続箇所を設け、ドライウェル側からの排気では、有効燃料棒頂部 (O.P. 16.51m) よりも高い位置 (O.P. 17.80m) に接続箇所を設ける。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の配管ルート図を図2.3.3-6～10に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

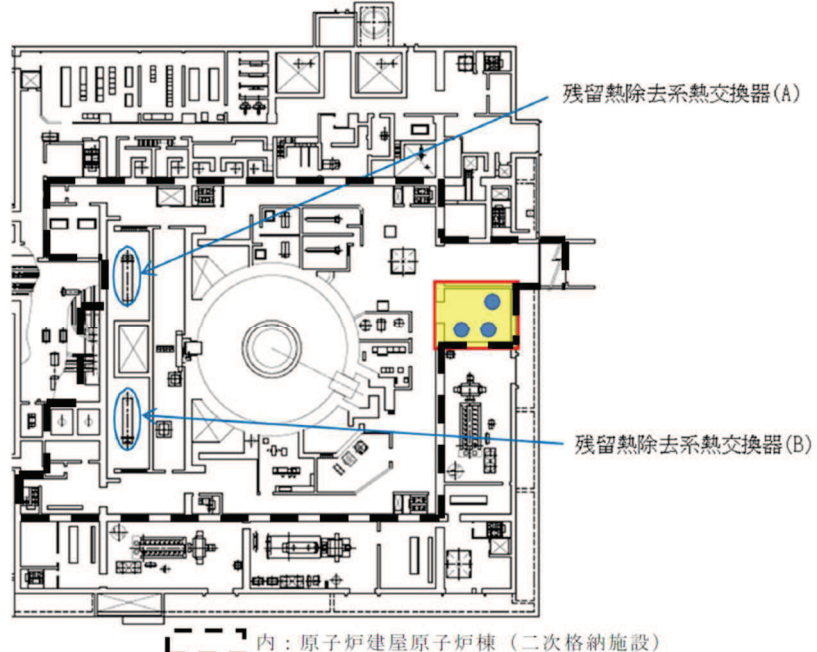
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）</p> <p>図 2.3.3-1 フィルタ装置配置図(原子炉建屋地上1階)</p>  <p>内：原子炉建屋原子炉棟（二次格納施設）</p> <p>図 2.3.3-2 残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却ポンプ配置図(原子炉建屋地下3階)</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由④ ・各設備の設置場所の相違

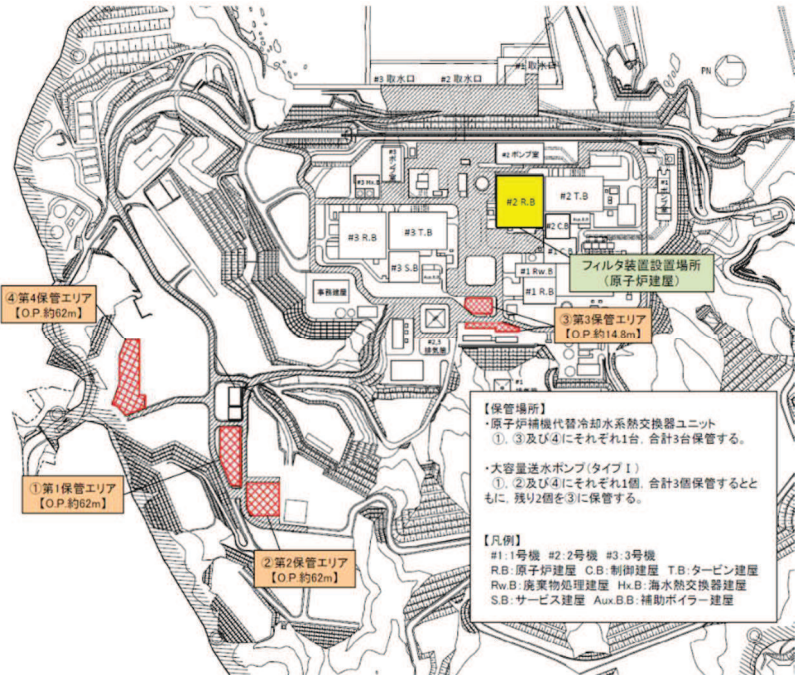
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p data-bbox="1724 955 2487 987">図 2.3.3-3 残留熱除去系熱交換器配置図(原子炉建屋地上1階)</p> <p data-bbox="1724 1774 2487 1890">図 2.3.3-4 原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプ配置図（原子炉建屋地下3階及び海水ポンプ室）</p>	<p data-bbox="2516 367 2834 493">設備の相違 ・2.1項の理由④ ・各設備の設置場所の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図2.3.3-5 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI） 保管場所概要図</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由④ ・各設備の設置場所の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p data-bbox="1697 1535 2504 1612">図 2.3.3-6 ■ 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）</p>	<p data-bbox="2504 369 2884 491">設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1709 369 2493 886" style="border: 1px solid black; height: 246px; width: 264px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1709 907 2493 991" style="color: red;"> 図 2.3.3-7 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (1/4) </div> <div data-bbox="1709 1134 2493 1440" style="border: 1px solid black; height: 146px; width: 264px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1709 1449 2493 1533" style="color: red;"> 図 2.3.3-8 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (2/4) </div>	<p style="color: red;">設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1709 365 2493 848" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 264px;"></div> <p data-bbox="1709 863 2493 940">図 2.3.3-9 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (3/4)</p> <div data-bbox="1709 1003 2493 1520" style="border: 1px solid black; height: 246px; width: 264px;"></div> <p data-bbox="1709 1535 2493 1612">図 2.3.3-10 原子炉格納容器フィルタベント系 配管ルート拡大図 (4/4)</p>	<p data-bbox="2516 369 2870 491">設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備 設計の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.1 計装設備</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備は，各運転状態において，設備の状態を適切に監視するため，フィルタ装置出口水素濃度，フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。</p> <p>(1) フィルタ装置出口水素濃度</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度は，ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため，フィルタ装置出口配管に設置する。</p> <p>ベント停止（原子炉格納容器第一隔離弁を閉止）後は，フィルタ装置の上流側から窒素を供給し，系統内に残留するガスを掃気することで，水素が可燃限界に至ることはない。また，フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラバ溶液より放射線分解で発生する水素は，窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通過して掃気され，可燃限界に至ることはない。</p> <p>水素濃度の計測は，ベント停止後の系統内への窒素供給時に実施する。</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度の計測範囲は，0～30vol%及び0～100vol%とする。計測した水素濃度は，中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度は，系統待機時には非常用母線より受電しているが，重大事故等時で非常用交流電源設備から受電できない場合には，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な構成とする。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・女川は，ベント停止後，窒素供給による系統パージ中において系統内の水素濃度が低下していることを確認するために，系統内の窒素の流れを考慮し，出口配管の水素濃度を監視する。東二は，系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガス濃度が上昇し，可燃限界に至るおそれがある入口配管に系統パージ停止後に水素が長期的に滞留しないことを確認する。（理由⑦）</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>運用の相違</p> <p>・ベント停止後の運用の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・上記の理由⑦及び設備仕様の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・給電する電源設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考												
		<p data-bbox="1736 367 2418 399">フィルタ装置出口水素濃度の主要仕様を表2.4.1-1に示す。</p> <p data-bbox="1825 504 2374 535">表2.4.1-1 フィルタ装置出口水素濃度の仕様</p> <table border="1" data-bbox="1736 541 2469 724"><thead><tr><th>種類</th><th colspan="2">熱伝導率式水素検出器</th></tr></thead><tbody><tr><td>計測範囲</td><td>0~30vol%</td><td>0~100vol%</td></tr><tr><td>個数</td><td>1</td><td>1</td></tr><tr><td>使用電源</td><td>交流電源</td><td>交流電源</td></tr></tbody></table> <p data-bbox="1706 777 2151 808">(2) フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p data-bbox="1706 819 2493 945">フィルタ装置出口放射線モニタは、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、フィルタ装置出口配管近傍に設置する。</p> <p data-bbox="1706 997 2493 1207">フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲は、ベント時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、10^{-2}mSv/h~10^5mSv/hを計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1706 1354 2493 1659">フィルタ装置出口放射線モニタは、系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが、重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池、125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。</p> <p data-bbox="1736 1669 2478 1701">フィルタ装置出口放射線モニタの主要仕様を表2.4.1-2に示す。</p>	種類	熱伝導率式水素検出器		計測範囲	0~30vol%	0~100vol%	個数	1	1	使用電源	交流電源	交流電源	<ul style="list-style-type: none">電源構成は2.4.2項に記載 設備の相違 <ul style="list-style-type: none">理由⑦ 設備の相違 <ul style="list-style-type: none">理由⑦及び設備仕様の相違 設備の相違 <ul style="list-style-type: none">女川は記載の計測範囲で炉心損傷前と炉心損傷後のどちらも計測可能である。 設備の相違 <ul style="list-style-type: none">給電する電源設備の相違電源構成は2.4.2項に記載
種類	熱伝導率式水素検出器														
計測範囲	0~30vol%	0~100vol%													
個数	1	1													
使用電源	交流電源	交流電源													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考								
		<p>表2.4.1-2 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様</p> <table border="1" data-bbox="1822 363 2383 533"> <tr> <td>種類</td> <td>電離箱</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>10⁻²mSv/h～10⁵mSv/h</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>直流電源</td> </tr> </table> <p>(3) フィルタ装置周り計装設備 系統待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラバ溶液のpHを監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、系統待機時及び重大事故等時には所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電しているが、重大事故等時で125V蓄電池（A）及び125V蓄電池（B）から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である125V代替蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である125V代替蓄電池、125V代替充電器及び電源車の組み合わせから給電可能な構成とする。</p> <p>また、pH計は、系統待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用交流電源設備から受電できない場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から給電可能な設計とする。</p> <p>なお、スクラバ溶液は系統待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができ、ベント中のpH監視は不要であるため、pH計は自主対策設備とする。また、フィルタ装置水位（広帯域）、フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）は、中央制御室にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。さらに、フィルタ装置水位（狭帯域）、フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）は系統待機時に確認する計器であるため、自主対策</p>	種類	電離箱	計測範囲	10 ⁻² mSv/h～10 ⁵ mSv/h	個数	2	使用電源	直流電源	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は記載の計測範囲で炉心損傷前と炉心損傷後のどちらも計測可能である。 <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給電する電源設備の相違 ・電源構成は2.4.2項に記載 <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給電する電源設備の相違 ・電源構成は2.4.2項に記載 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違 ・計装設備の主要な仕様は、表2.4.1-3に記載
種類	電離箱										
計測範囲	10 ⁻² mSv/h～10 ⁵ mSv/h										
個数	2										
使用電源	直流電源										

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>設備とする。</p> <p>(4) 各状態における監視の目的</p> <p>a. 系統待機状態</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の系統待機時の状態を，以下のとおり確認する設計とする。</p> <p>(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</p> <p>フィルタ装置水位（狭帯域）にて，スクラバ溶液の水位が，系統待機時の設定範囲内（■■■■ mm）にあることを監視することで，要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。</p> <p>系統待機時における水位の範囲は，ベント時のスクラバ溶液の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し，ベント開始後7日間は水補給が不要な範囲である。</p> <p>また，フィルタ装置内のスクラバ溶液のpHがアルカリ性の状態（pH13以上）であることを確認することで，フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p>フィルタ装置入口圧力（狭帯域）及びフィルタ装置出口圧力（狭帯域）にて，封入した窒素圧力（□ kPa[gage]程度）を継続監視することによって，系統内の不活性状態を確認する。</p> <p>b. 系統運転状態</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の運転時の状態を，以下のとおり確認する設計とする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認</p> <p>フィルタ装置入口圧力（広帯域）及びフィルタ装置出口圧力（広帯域）にて，ベント開始により圧力が上昇し，ベント継続により原子炉格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで，原子炉格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p> <p>・計装設備の主要な仕様は，表2.4.1-3に記載</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p> <p>・計装設備の主要な仕様は，表2.4.1-3に記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>また、フィルタ装置水温度にて、ベント開始によりスクラバ溶液が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、原子炉格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p> <p>さらに、フィルタ装置出口放射線モニタが初期値から上昇することを確認することにより、ガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認 フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内（■■■■mm）にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。</p> <p>ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属繊維フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。</p> <p>(c) ベントガスが放出されていることの確認 フィルタ装置出口放射線モニタにて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認する。</p> <p>c. 事故収束状態 原子炉格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計とする。</p> <p>(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 フィルタ装置出口水素濃度にて、ベント停止後の系統内への窒素供給時において、水素が系統内に滞留していないことを確認する。</p> <p>(b) フィルタ装置の状態確認 フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位（広帯域）にて、スクラバ溶液の水位が確保されていること、フ</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・上記の理由⑦ 運用の相違 ・ベント停止後の運用の相違</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

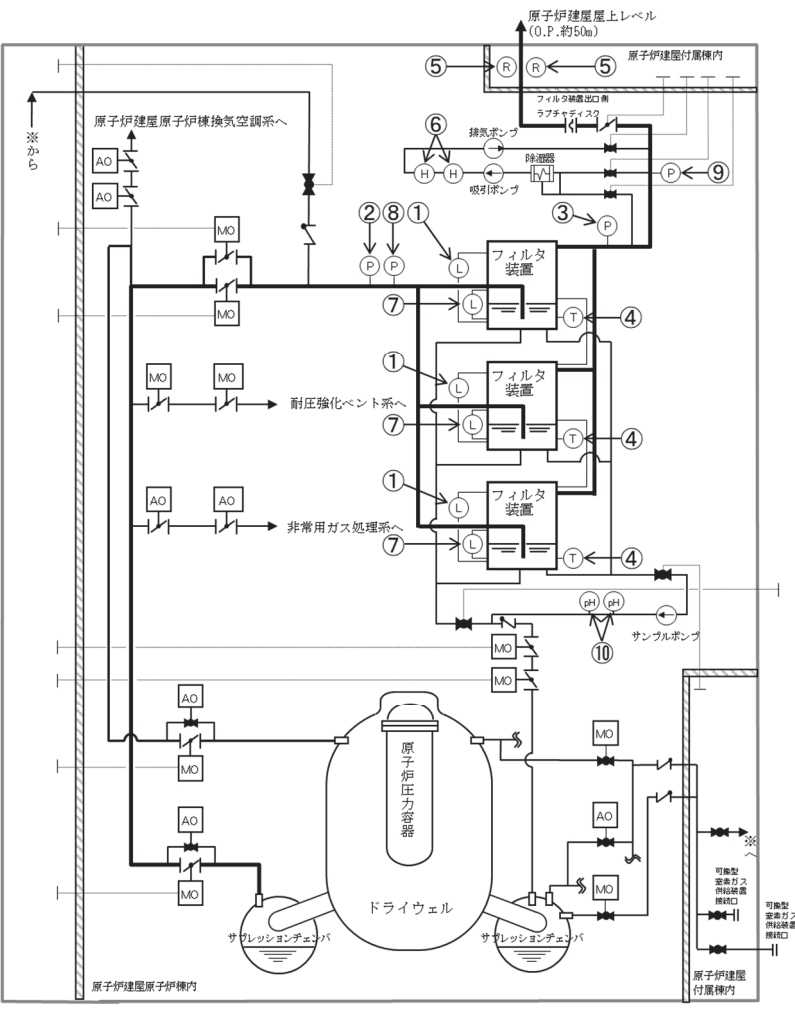
：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>フィルタ装置水温度にて温度の異常な上昇がないこと及びフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇傾向にないことを確認する。</p> <p>(5) 計装設備の仕様 フィルタ装置の水位について図 2.4.1-1 に、計装設備の概略構成図を図 2.4.1-2 に、主要仕様を表 2.4.1-3 に示す。</p> <div data-bbox="1709 915 2493 1696" style="border: 1px solid black; height: 372px; width: 264px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 2.4.1-1 フィルタ装置水位</p>	<p>構成の相違 ・計装設備の主要な仕様は、表 2.4.1-3 に記載</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・女川は、ベント後にフィルタ装置のスクラバ溶液を移送した後に水補給を実施し、移送後にも水位を確認する。</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 2.4.1-2 原子炉格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違による設備構成の相違。</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																				
		<p style="text-align: center;">表2.4.1-3 計装設備主要仕様(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>監視 パラメータ*1</th> <th>設置目的</th> <th>計測範囲</th> <th>計測範囲の根拠</th> <th>検出器 個数</th> <th>監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①フィルタ装置水位 (広帯域)</td> <td>系統運転時の水位監視</td> <td>0～ 3650mm*3</td> <td>系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 []mm*3) を監視できる範囲</td> <td>3</td> <td>中央制御室 緊急時対策所 現場*2</td> </tr> <tr> <td>②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> <td>系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認</td> <td>-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]</td> <td>系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲</td> <td>1</td> <td>中央制御室 緊急時対策所 現場*2</td> </tr> <tr> <td>③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td> <td>系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認</td> <td>-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]</td> <td>系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲</td> <td>1</td> <td>中央制御室 緊急時対策所 現場*2</td> </tr> <tr> <td>④フィルタ装置水温度</td> <td>フィルタ装置内の水温度監視</td> <td>0～200℃</td> <td>系統の最高使用温度 (200℃)を監視できる範囲</td> <td>3</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>⑤フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認</td> <td>10⁻⁴mSv/h ～ 10⁻³mSv/h</td> <td>想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率(約1.9×10⁻³mSv/h)を計測できる範囲</td> <td>2</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> </tbody> </table>	監視 パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所	①フィルタ装置水位 (広帯域)	系統運転時の水位監視	0～ 3650mm*3	系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 []mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所 現場*2	②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2	③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2	④フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度 (200℃)を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所	⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	10 ⁻⁴ mSv/h ～ 10 ⁻³ mSv/h	想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率(約1.9×10 ⁻³ mSv/h)を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
監視 パラメータ*1	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所																																		
①フィルタ装置水位 (広帯域)	系統運転時の水位監視	0～ 3650mm*3	系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 []mm*3) を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所 現場*2																																		
②フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2																																		
③フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	系統運転中に原子炉格納容器雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	-0.1MPa ～ 1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧力 (0.854MPa[gage]) を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所 現場*2																																		
④フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視	0～200℃	系統の最高使用温度 (200℃)を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所																																		
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ	系統運転中に放出される放射性物質濃度の確認	10 ⁻⁴ mSv/h ～ 10 ⁻³ mSv/h	想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率(約1.9×10 ⁻³ mSv/h)を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所																																		

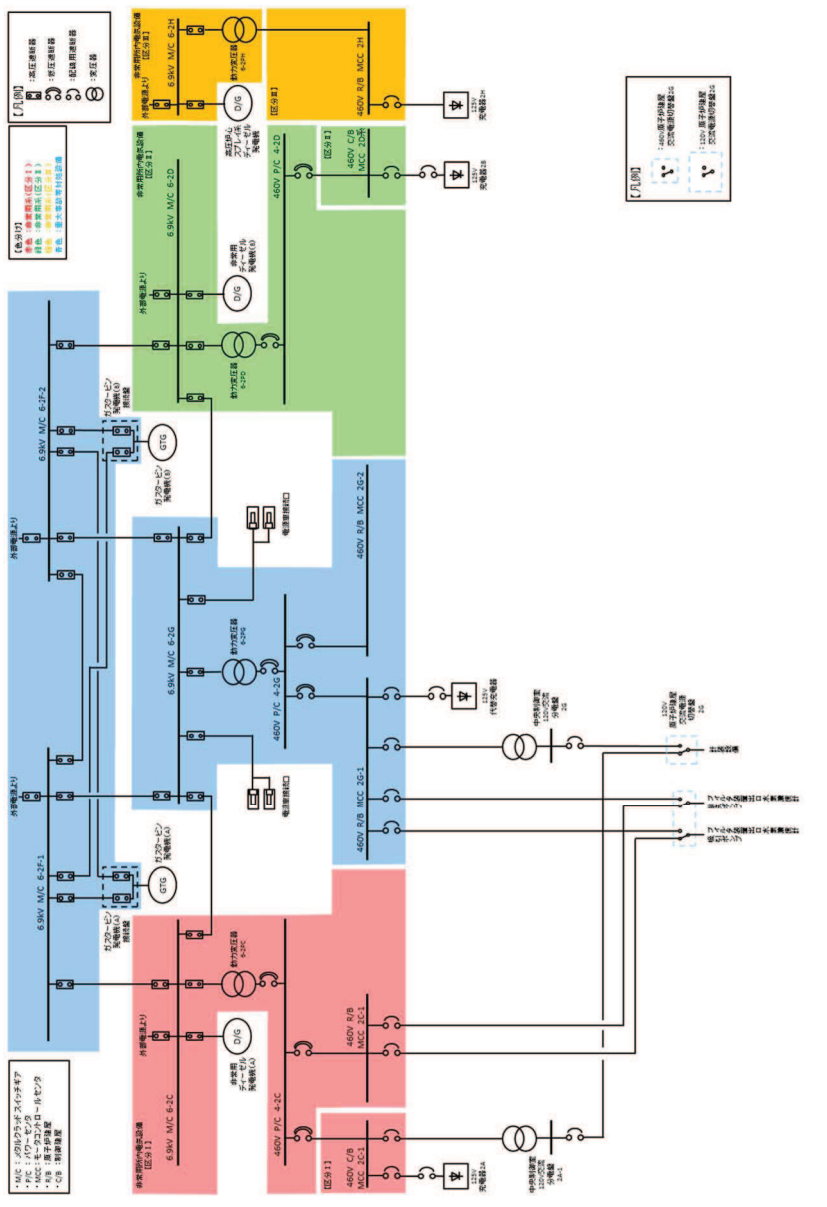
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																				
		<p style="text-align: center;">表2.4.1-3 計装設備主要仕様(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>監視パラメータ^{*1}</th> <th>設置目的</th> <th>計測範囲</th> <th>計測範囲の根拠</th> <th>検出器個数</th> <th>監視場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑥フィルタ装置出口酸素濃度</td> <td>ベント停止後の系統内の酸素濃度の確認</td> <td>0～30vol% 0～100vol%</td> <td>想定される酸素濃度の変動範囲を計測できる範囲</td> <td>1 1</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>⑦フィルタ装置水位（狭帯域）^{*2}</td> <td>系統待機時のフィルタ装置の水位監視</td> <td>1180mm～1580mm^{*3}</td> <td>系統待機時のフィルタ装置の水位の範囲（ mm^{*3}）を監視できる範囲</td> <td>3</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>⑧フィルタ装置入口圧力（狭帯域）^{*2}</td> <td>系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認</td> <td>0～100kPa [gage]</td> <td>封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲</td> <td>1</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>⑨フィルタ装置出口圧力（狭帯域）^{*2}</td> <td>系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認</td> <td>0～100kPa [gage]</td> <td>封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲</td> <td>1</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> <tr> <td>⑩スクラバ溶液pH^{*2}</td> <td>フィルタ装置性能維持のためのpH監視</td> <td>pH0～14</td> <td>想定されるpHの変動範囲を計測できる範囲</td> <td>2</td> <td>中央制御室 緊急時対策所</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：監視パラメータの数字は図2.4.1-2の丸数字に対応する。 *2：自主対策設備 *3：基準点はフィルタ装置（本体）下部鏡板底部。</p>	監視パラメータ ^{*1}	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器個数	監視場所	⑥フィルタ装置出口酸素濃度	ベント停止後の系統内の酸素濃度の確認	0～30vol% 0～100vol%	想定される酸素濃度の変動範囲を計測できる範囲	1 1	中央制御室 緊急時対策所	⑦フィルタ装置水位（狭帯域） ^{*2}	系統待機時のフィルタ装置の水位監視	1180mm～1580mm ^{*3}	系統待機時のフィルタ装置の水位の範囲（ mm ^{*3} ）を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所	⑧フィルタ装置入口圧力（狭帯域） ^{*2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa [gage]	封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所	⑨フィルタ装置出口圧力（狭帯域） ^{*2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa [gage]	封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所	⑩スクラバ溶液pH ^{*2}	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	pH0～14	想定されるpHの変動範囲を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
監視パラメータ ^{*1}	設置目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器個数	監視場所																																		
⑥フィルタ装置出口酸素濃度	ベント停止後の系統内の酸素濃度の確認	0～30vol% 0～100vol%	想定される酸素濃度の変動範囲を計測できる範囲	1 1	中央制御室 緊急時対策所																																		
⑦フィルタ装置水位（狭帯域） ^{*2}	系統待機時のフィルタ装置の水位監視	1180mm～1580mm ^{*3}	系統待機時のフィルタ装置の水位の範囲（ mm ^{*3} ）を監視できる範囲	3	中央制御室 緊急時対策所																																		
⑧フィルタ装置入口圧力（狭帯域） ^{*2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa [gage]	封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所																																		
⑨フィルタ装置出口圧力（狭帯域） ^{*2}	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	0～100kPa [gage]	封入した窒素圧力（ kPa [gage]程度）を監視できる範囲	1	中央制御室 緊急時対策所																																		
⑩スクラバ溶液pH ^{*2}	フィルタ装置性能維持のためのpH監視	pH0～14	想定されるpHの変動範囲を計測できる範囲	2	中央制御室 緊急時対策所																																		
		<p>2.4.2 電源設備</p> <p>ベントガスの流路となる配管に設置される電動弁及び計装設備については、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用母線から受電できない場合には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である電源車，所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である電源車，125V代替蓄電池及び125V代替充電器から給電可能な構成とする。</p> <p>電源構成図を図2.4.2-1，図2.4.2-2に示す。</p>	<p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 電源設備の相違 																																				

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 2.4.2-1 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図（交流電源）</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 2.4.2-2 原子炉格納容器フィルタベント系 電源構成図（直流電源）</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

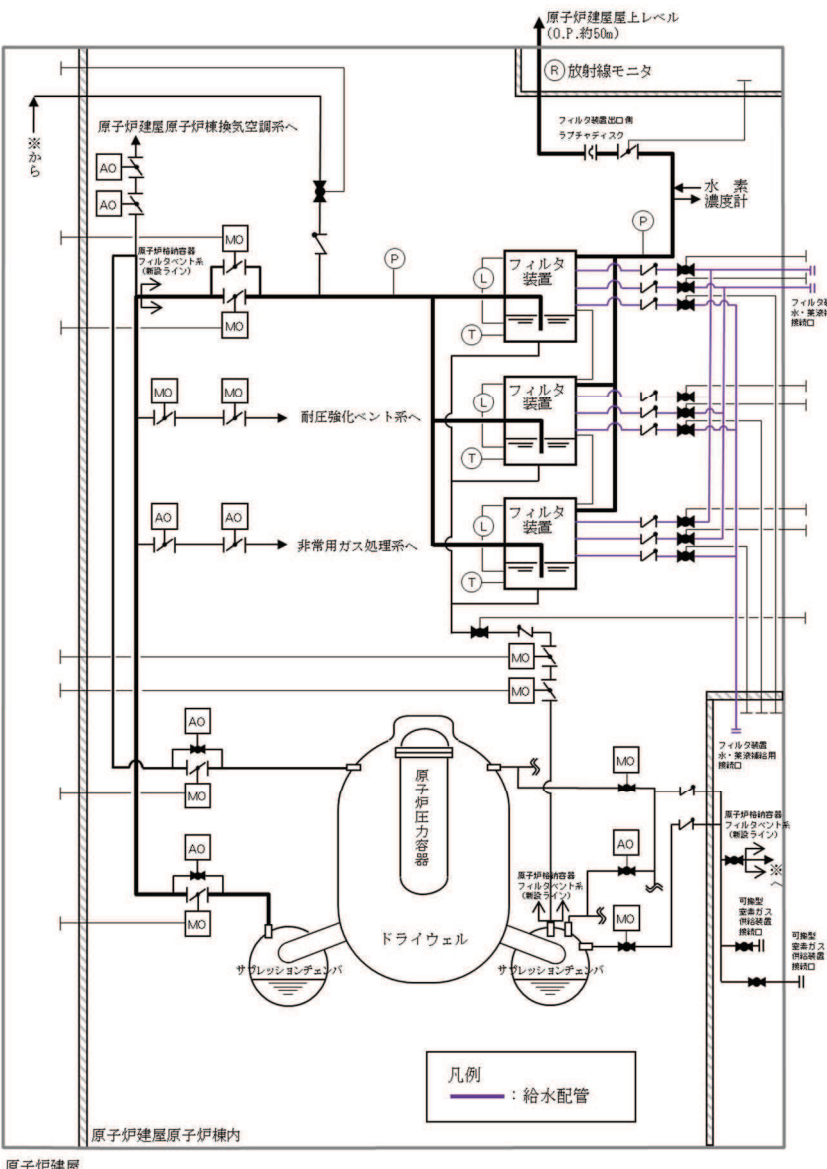
：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考				
		<p>2.4.3 給水設備</p> <p>系統待機状態において、フィルタ装置はスクラバ溶液を貯留している状態であるが、重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が蒸発し、水位が低下する。</p> <p>このような状況に備え、フィルタ装置には、屋外から給水できるよう接続口を設け、大容量送水ポンプ（タイプI）及び薬液補給装置（自主対策設備）からの水及び薬液の補給が可能な設計とする。</p> <p>給水配管の仕様を表2.4.3-1に、概要を図2.4.3-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2.4.3-1 給水配管仕様</p> <table border="1" data-bbox="1774 1125 2433 1220"><tr><td>呼び径</td><td>50A</td></tr><tr><td>材質</td><td>ステンレス鋼(SUS316LTP)</td></tr></table>	呼び径	50A	材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・女川のフィルタ装置は、待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるが、薬液補給装置を自主対策設備として設置する <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
呼び径	50A						
材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)						

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p style="text-align: center;">図 2.4.3-1 給水設備概要図</p> <p>2.4.4 可搬型窒素ガス供給装置 ベント開始後、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈、掃気するため及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違による系統構成の相違</p> <p>設備名称の相違 表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考														
		<p>窒素の供給は、可搬型窒素ガス供給装置により行う。原子炉建屋附属棟内及び屋外に接続口を設け、可搬型窒素ガス供給装置を可搬ホースにて接続する。</p> <p>なお、可搬型窒素ガス供給装置には発電機を搭載し、外部からの電源供給は不要な設計とする。</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置の仕様を表2.4.4-1に、窒素供給配管の仕様を表2.4.4-2に、可搬型窒素ガス供給装置の概要を図2.4.4-1に、可搬型窒素ガス供給装置の構成概略を図2.4.4-2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置仕様</p> <table border="1" data-bbox="1780 991 2421 1222"> <tr><td>種類</td><td>圧力変動吸着方式</td></tr> <tr><td>容量</td><td>220m³/h[normal]</td></tr> <tr><td>窒素純度</td><td>99.0vol%（不活性ガス）</td></tr> <tr><td>供給圧力</td><td>427kPa[gage]</td></tr> <tr><td>個数</td><td>1(予備1)</td></tr> </table> <p style="text-align: center;">表2.4.4-2 窒素供給配管仕様</p> <table border="1" data-bbox="1780 1312 2421 1404"> <tr><td>呼び径</td><td>50A</td></tr> <tr><td>材質</td><td>炭素鋼(STS410)</td></tr> </table>	種類	圧力変動吸着方式	容量	220m ³ /h[normal]	窒素純度	99.0vol%（不活性ガス）	供給圧力	427kPa[gage]	個数	1(予備1)	呼び径	50A	材質	炭素鋼(STS410)	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・接続口位置の相違 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二の窒素供給装置は電源車駆動であるが、女川の可搬型窒素ガス供給装置は発電機を駆動源としている。 <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
種類	圧力変動吸着方式																
容量	220m ³ /h[normal]																
窒素純度	99.0vol%（不活性ガス）																
供給圧力	427kPa[gage]																
個数	1(予備1)																
呼び径	50A																
材質	炭素鋼(STS410)																

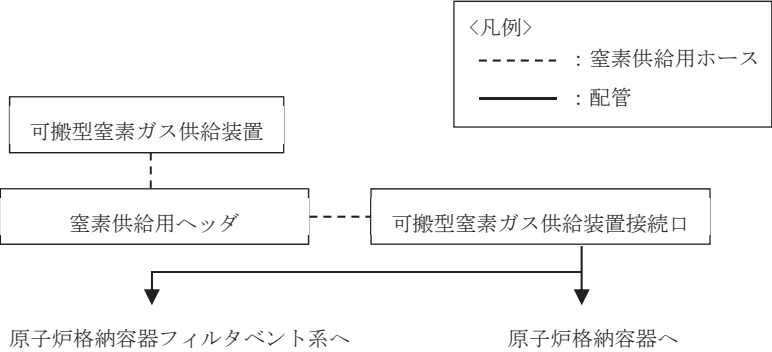
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 2.4.4-1 可搬型窒素ガス供給装置概要図</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違による系統構成の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図2.4.4-2 可搬型窒素ガス供給装置構成概略</p> <p>2.4.5 排水設備（自主対策設備）</p> <p>ベント終了後の放射性物質を含んだスクラバ溶液を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための配管，さらに，万一，放射性物質を含むスクラバ溶液がフィルタ装置室に漏えいした場合に，漏えい水を原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）に移送するための配管を設置する。</p> <p>フィルタ装置からの排水及び漏えい水の移送は，排水設備に設置する弁の操作により行い，フィルタ装置及びフィルタ装置室より低い位置にあるサプレッションチェンバへ排水する。</p> <p>排水設備の主要な仕様を表2.4.5-1に，排水設備の概要を図2.4.5-1に示す。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違による系統構成の相違 <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川はベント後にスクラバ溶液を移送しなくても，フィルタ装置の機能性能を維持できる設計としており，排水設備を自主対策設備としている。 <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では水位調整のために排水設備を使用しない。 <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由④及び⑤ <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由⑤ <p>表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

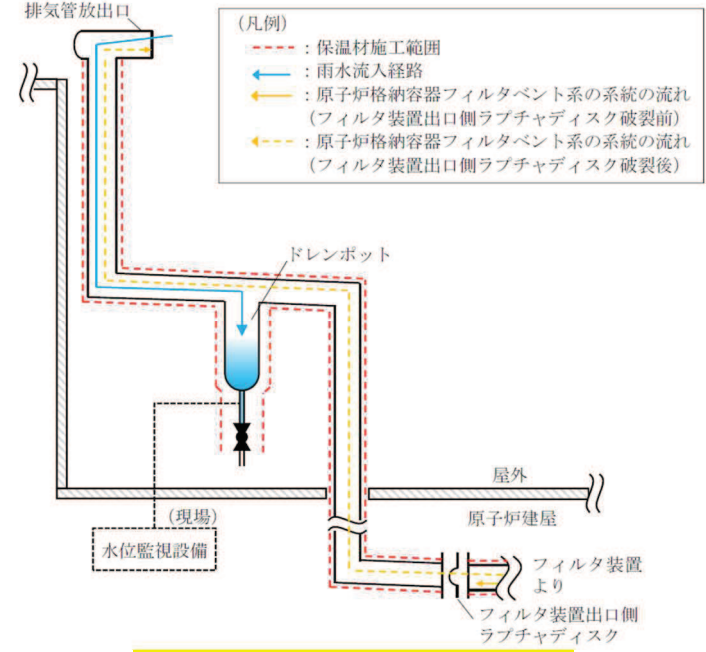
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考				
		<p style="text-align: center;">表2.4.5-1 排水設備仕様</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>呼び径</td> <td>50A</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td>ステンレス鋼(SUS316LTP)</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">図 2.4.5-1 排水設備概要図</p>	呼び径	50A	材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2.1 項の理由⑤ <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計方針の相違による系統構成の相違
呼び径	50A						
材質	ステンレス鋼(SUS316LTP)						

本資料のうち枠囲みの内容は、他社の機密事項を含む可能性があるため公開できません。

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2.4.6 排気管排水設備（自主対策設備）</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の排気管への雨水の滞留による配管腐食等を防止するため，排気管排水設備（自主対策設備）を設置する。</p> <p>排気管排水設備は，ドレンポット，配管，弁及び水位監視設備で構成する。ドレンポットには水位監視設備を設置することで原子炉建屋の現場盤でドレンポットの水位確認が可能な設計とし，現場盤において定期的に水位を確認し，必要に応じてドレンポット下端に設置する弁の操作によって排水を行う。</p> <p>ドレンポットの容量については，原子炉設置変更許可申請書添付書類六に示す石巻特別地域気象観測所において観測された降水量のうち，最も降水量が多い7月の平均降水量148.2mmに放出口の開口径面積約$1.89 \times 10^5 \text{ mm}^2$を乗じることで算出した流入量約28Lに対し，約50Lを確保し，1ヶ月分の降水量を考慮しても十分な容量を有する設計とする。ここで，放出口が鉛直上向きと仮定して雨水の流入量を算出しているが，実際の放出口は横向きであることから，流入量は更に少ない。</p> <p>また，凍結によるドレンポット等の機器損傷防止の観点より凍結防止対策を講じる。</p> <p>排気管排水設備の概要を図2.4.6-1に示す。</p>  <p>図 2.4.6-1 排気管排水設備概要図</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

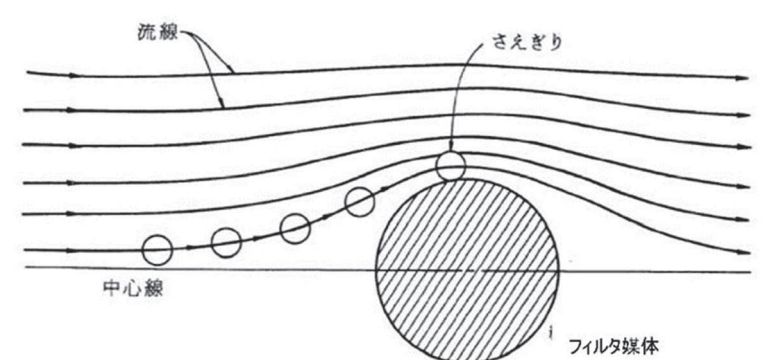
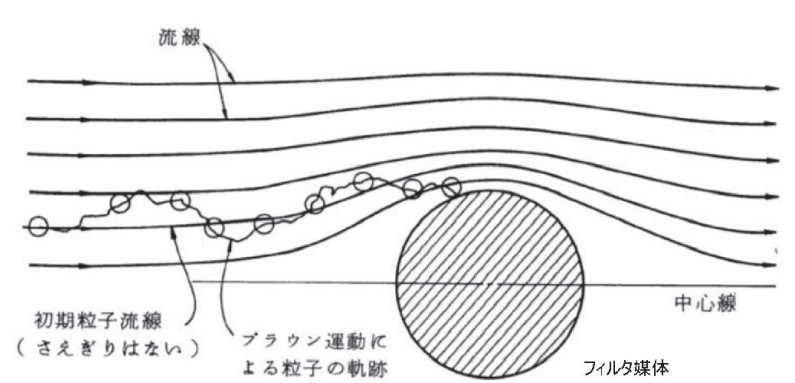
：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>3. フィルタ性能</p> <p>3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理</p> <p>3.1.1 エアロゾルの除去原理</p> <p>エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴、金属繊維フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず、主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。</p> <ul style="list-style-type: none">・さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効・拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合、粒径が小さい場合に有効・慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合、粒径が大きい場合に有効 <p>(1)～(3)に、それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径、流速の範囲が異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。</p> <p>(4)、(5)に、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。</p> <p>(1) さえぎり効果</p> <p>さえぎりによるエアロゾルの捕集は、図3.1.1-1に示すように、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。</p>	設備名称の相違

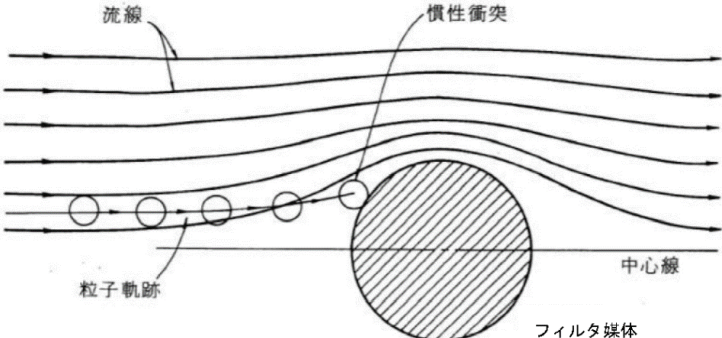
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(桐井上書院（1985）)</p> <p>図 3. 1. 1-1 さえぎりによる捕集</p> <p>(2) 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集は、図3. 1. 1-2に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。</p>  <p>引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(桐井上書院（1985）)</p> <p>図3. 1. 1-2 拡散による捕集</p>	

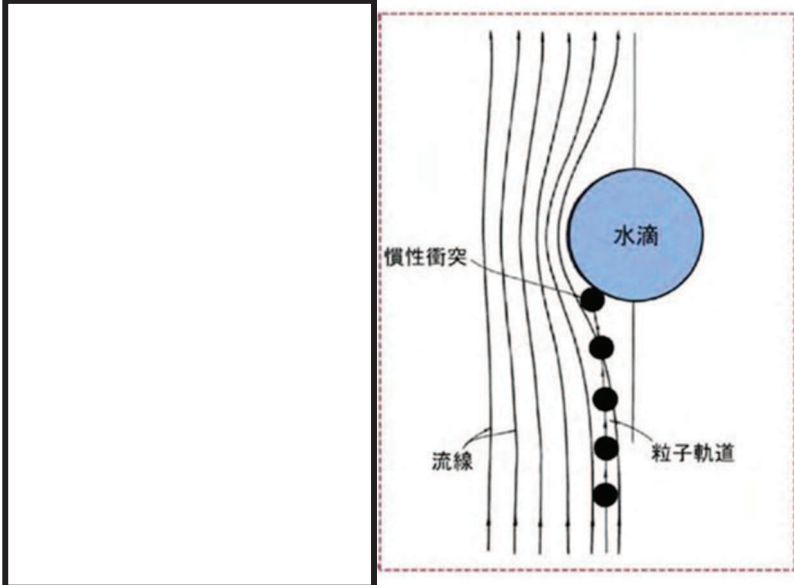
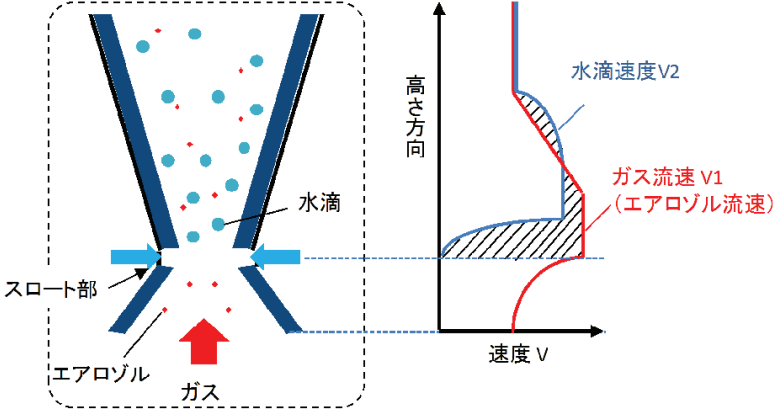
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(3) 慣性衝突効果</p> <p>慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、図3.1.1-3に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合又はエアロゾルの流れが早い場合にエアロゾルの慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果はエアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が速い程大きくなる傾向がある。</p>  <p>引用文献：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)上書院（1985）</p> <p>図3.1.1-3 慣性衝突による捕集</p> <p>(4) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理</p> <p>ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラバ溶液を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的にエアロゾルを水滴に捕集する。</p> <p>ベンチュリノズルにおける除去原理を図3.1.1-4に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3.1.1-5に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理</p>  <p>図3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図</p> <p>図 3.1.1-5 に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは、ガス流速、水滴速度、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴速度及び水滴の噴霧量はガス流速に依存するため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラ</p>	<p>図中の設備名称の相違</p>

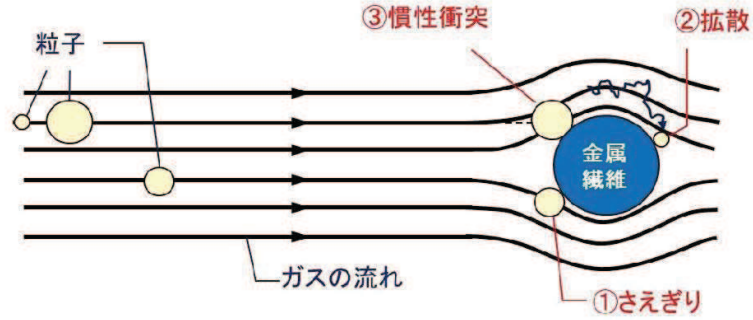
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>メータとなる。</p> <p>図 3.1.1-6 にベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図を示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。 ② ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。 ③ ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラバ溶液が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。 ④ 噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。 ⑤ ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラバ溶液に保持される。 ⑥ 吐出より噴出した気泡はスクラバ溶液中を浮上する。 <div data-bbox="1923 1108 2368 1665" style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 265px; margin: 20px auto;"></div> <p>図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の模式図</p> <p>(5) 金属繊維フィルタにおけるエアロゾルの除去原理 金属繊維フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、よ</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載方針の相違 ・記載の明確化であり、実質的な相違なし</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [黄色]：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>り粒径の小さいエアロゾルを除去する。</p> <p>金属繊維フィルタの除去原理は、図3.1.1-7に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。</p> <p>以上より、金属繊維フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。</p>  <p>図3.1.1-7 金属繊維フィルタにおける除去原理</p> <p>3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理</p> <p>重大事故等時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素（CsI：よう化セシウム等）と、ガス状よう素として無機よう素（I₂：元素状よう素）と有機よう素（CH₃I：よう化メチル等）の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として原子炉格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として原子炉格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は原子炉格納容器内の有機物（塗装等）と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属繊維フィルタで捕集する。</p> <p>無機よう素については、スクラバ溶液に添加された薬剤と化学反応させることによりベンチュリスクラバで捕集し、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、放射性よう素フィルタで捕集する。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ</p> <p>フィルタ装置内の下部にベンチュリスクラバ（ベンチュリノズル、スクラバ溶液等）、上部に金属繊維フィルタを設置し、金属繊維フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介して放射性よう素フィルタを設置する。</p> <p>ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。</p> <p>ベントガスは、流量制限オリフィスを通過する際、となる。オリフィス下流の排気配管は大気に接続されており、放射性よう素フィルタにおける圧力は大気圧に近い状態となることから、オリフィス上流の圧力が高いベント開始初期は、</p> <p>オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを図3.1.2-2に示す。</p> <div data-bbox="1709 1136 2496 1822" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>・フィルタ装置の各部の仕様は異なるが、ベントガスの流れに差異はない。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考						
		<div data-bbox="1736 384 2487 821" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1715 825 2496 898">図 3.1.2-2 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化（イメージ）</p> <p data-bbox="1715 955 2496 1123">(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去 ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラバ溶液中に効果的に捕集・保持するために、スクラバ溶液には表3.1.2-1に示す薬剤を添加する。</p> <p data-bbox="1872 1180 2338 1213">表3.1.2-1 スクラバ溶液への添加薬剤</p> <table border="1" data-bbox="1745 1220 2466 1346"><thead><tr><th>薬剤</th><th>化学式</th><th>目的</th></tr></thead><tbody><tr><td colspan="3" style="height: 50px;"></td></tr></tbody></table> <p data-bbox="1715 1402 2496 1528">ベンチュリスクラバを通過する際、揮発性の高い無機よう素は、添加薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化し、スクラバ溶液中に捕集・保持される。以下に化学反応式を示す。</p> <div data-bbox="1724 1570 2504 1766" style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1715 1808 2496 1881">の添加によって、スクラバ溶液はアルカリ性条件下となるため、式(2)により、無機よう素を捕集する。</p>	薬剤	化学式	目的				<p data-bbox="2516 1045 2703 1079">設備名称の相違</p> <p data-bbox="2516 1178 2703 1211">設備名称の相違</p> <p data-bbox="2516 1451 2703 1484">設備名称の相違</p> <p data-bbox="2516 1808 2703 1841">設備名称の相違</p>
薬剤	化学式	目的							

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	設備名称の相違
		<p>したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラバ溶液のpH」が挙げられる。</p> <p>なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。</p>	設備名称の相違
		<p>(3) 放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	設備名称の相違
		<p>吸着材は、[]ために[] []に[]を添加して粒状に成形したもので、これをフィルタ装置内の放射性よう素フィルタに充填することで、吸着ベッドを形成している。</p> <p>ベントガスの滞留時間は、ベントガスが吸着ベッドを通過するのに要する時間であり、長い程反応の効率が高まる。また、過熱度は吸着ベッドを通過するベントガスの温度と飽和温度との差であり、[]であれば、[]</p>	設備名称の相違
		<p>したがって、放射性よう素フィルタにおけるよう素の除去効率に影響を与える因子として「ベントガスの滞留時間」と「過熱度」が挙げられる。</p>	設備名称の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考														
		<p>3.2 運転範囲</p> <p>3.1.1項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。また、3.1.2項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラバ溶液のpH及びガスの過熱度について、ベント時に想定する運転範囲を表3.2-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3.2-1 ベント実施中における運転範囲</p> <table border="1" data-bbox="1715 772 2487 1459"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>想定運転範囲</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ガス流速</td> <td>ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 [] m/s*となる。なお、金属繊維フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル粒径</td> <td>サブプレッションチェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 [] μmとする。</td> </tr> <tr> <td>ガス温度</td> <td>ベントから原子炉格納容器温度がほぼ静定した状態の圧力は [] kPa[gage]となり、このときのベントガスの飽和温度の [] °Cを最低値とする。ベントガス圧力が最大値（2Pd）の場合の飽和温度は [] °Cであるが、限界温度が [] °Cであることから、包絡条件として [] °Cをベントガス温度の上限とする。</td> </tr> <tr> <td>ガス蒸気割合</td> <td>フィルタ装置に流入するガス蒸気割合はベント時の状態により異なるので、保守的に [] から [] とする。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ溶液のpH</td> <td>スクラバ溶液は高アルカリ性に保つために、 [] が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。</td> </tr> <tr> <td>ガス過熱度</td> <td>ベント開始圧力（2Pd）からほぼ静定した原子炉格納容器圧力（ [] kPa[gage]）に対応する、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの過熱度は、約 [] Kとなる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*： [] m/sはベントから静定した時の原子炉格納容器圧力 [] kPa[gage]における流速であり、最大圧力（2Pd）の時の流速を [] m/sとしている。</p> <p>3.3 性能検証試験結果</p> <p>3.3.1 性能検証試験の概要</p> <p>Framatome社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。</p>	パラメータ	想定運転範囲	ガス流速	ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 [] m/s*となる。なお、金属繊維フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。	エアロゾル粒径	サブプレッションチェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 [] μmとする。	ガス温度	ベントから原子炉格納容器温度がほぼ静定した状態の圧力は [] kPa[gage]となり、このときのベントガスの飽和温度の [] °Cを最低値とする。ベントガス圧力が最大値（2Pd）の場合の飽和温度は [] °Cであるが、限界温度が [] °Cであることから、包絡条件として [] °Cをベントガス温度の上限とする。	ガス蒸気割合	フィルタ装置に流入するガス蒸気割合はベント時の状態により異なるので、保守的に [] から [] とする。	スクラバ溶液のpH	スクラバ溶液は高アルカリ性に保つために、 [] が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。	ガス過熱度	ベント開始圧力（2Pd）からほぼ静定した原子炉格納容器圧力（ [] kPa[gage]）に対応する、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの過熱度は、約 [] Kとなる。	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設備設計の相違に伴う設備仕様の相違</p>
パラメータ	想定運転範囲																
ガス流速	ベント実施からほぼ静定した原子炉格納容器圧力に対応するベンチュリノズルのガス流速は、約 [] m/s*となる。なお、金属繊維フィルタにおけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属繊維フィルタの表面積を設定している。																
エアロゾル粒径	サブプレッションチェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を約 [] μmとする。																
ガス温度	ベントから原子炉格納容器温度がほぼ静定した状態の圧力は [] kPa[gage]となり、このときのベントガスの飽和温度の [] °Cを最低値とする。ベントガス圧力が最大値（2Pd）の場合の飽和温度は [] °Cであるが、限界温度が [] °Cであることから、包絡条件として [] °Cをベントガス温度の上限とする。																
ガス蒸気割合	フィルタ装置に流入するガス蒸気割合はベント時の状態により異なるので、保守的に [] から [] とする。																
スクラバ溶液のpH	スクラバ溶液は高アルカリ性に保つために、 [] が添加されていることから、運転範囲はアルカリ側で維持される。																
ガス過熱度	ベント開始圧力（2Pd）からほぼ静定した原子炉格納容器圧力（ [] kPa[gage]）に対応する、放射性よう素フィルタにおけるベントガスの過熱度は、約 [] Kとなる。																

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(1) エアロゾルの除去性能試験（JAVA試験）</p> <p>Framatome（当時Siemens）社は、1980年代から1990年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設（以下「JAVA」という。）にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会（RSK）及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。</p> <p>試験装置には、実機に設置するものと同一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属繊維フィルタを設置し、試験条件として、実機の想定事象における種々のパラメータ（圧力、温度、ガス流量等の熱水力条件及びエアロゾル粒径、濃度等のエアロゾル条件）について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。試験装置の概要を図3.3.1-1に、試験条件を表3.3.1-1に示す。</p> <p>試験にはエアロゾルを模擬するため、を使用している。図3.3.1-2に示すように、試験で使用したの質量中央径は約 μm、空気中の質量中央径は約 μm、蒸気中の質量中央径は約 μm、ウラニンの質量中央径は約 μmとなっている。</p>	設備名称の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [黄色]：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考												
		<div data-bbox="1768 342 2451 1493" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1917 1497 2288 1524">図 3.3.1-1 JAVA 試験装置概要</p> <p data-bbox="1783 1583 2407 1610">表3.3.1-1 JAVA試験条件（エアロゾル除去性能試験）</p> <table border="1" data-bbox="1718 1625 2490 1864"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>約 [] °C</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>約 [] m³/h</td> </tr> <tr> <td>蒸気割合</td> <td>[] %</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table>	試験条件		圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])	温度	約 [] °C	流量	約 [] m³/h	蒸気割合	[] %	エアロゾル	[]	記載方針の相違
試験条件															
圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])														
温度	約 [] °C														
流量	約 [] m³/h														
蒸気割合	[] %														
エアロゾル	[]														

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考											
		<div data-bbox="1730 323 2472 762" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1863 772 2347 804">図3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布</p> <p data-bbox="1715 863 2243 894">(2) 無機よう素の除去性能試験（JAVA 試験）</p> <p data-bbox="1715 909 2496 1031">Framatome社はJAVA試験装置を使用し，(1)に示したエアロゾルの除去性能試験と同時期に電力会社，RSK及びその他第三者機関立会の下，無機よう素の除去性能試験を実施している。</p> <p data-bbox="1715 1087 2496 1297">試験条件として，種々のパラメータ（圧力，温度，ガス流量等の熱水力条件，スクラバ溶液のpH等の化学条件）にて試験を行うことにより，フィルタ装置における無機よう素の除去性能について確認している。JAVA試験における無機よう素の試験条件を表3.3.1-2に示す。</p> <p data-bbox="1783 1356 2407 1388">表3.3.1-2 JAVA試験条件（無機よう素除去性能試験）</p> <table border="1" data-bbox="1739 1398 2451 1717"><thead><tr><th colspan="2">試験条件</th></tr></thead><tbody><tr><td>圧力</td><td>約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])</td></tr><tr><td>温度</td><td>約 [] °C</td></tr><tr><td>流量</td><td>約 [] m³/h</td></tr><tr><td>pH</td><td>約 []</td></tr><tr><td>物質</td><td>[]</td></tr></tbody></table>	試験条件		圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])	温度	約 [] °C	流量	約 [] m ³ /h	pH	約 []	物質	[]
試験条件														
圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])													
温度	約 [] °C													
流量	約 [] m ³ /h													
pH	約 []													
物質	[]													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考												
		<p>(3) 有機よう素の除去性能試験（JAVA PLUS試験）</p> <p>実機使用条件を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome社はJAVA試験装置に有機よう素フィルタを設けたJAVA PLUS試験装置を用いて、2013年より有機よう素の除去性能試験を実施している。</p> <p>試験装置には、実機に使用する吸着材を実機と同一の密度で充填し、試験条件として種々のパラメータ（圧力、温度、過熱度等の熱水力条件）にて試験を行うことにより、フィルタ装置における有機よう素の除去性能について確認している。</p> <p>試験装置の概要を図3.3.1-3に、試験条件を表3.3.1-3に示す。</p> <p>表3.3.1-3 JAVA PLUS試験条件（有機よう素除去性能試験）</p> <table border="1" data-bbox="1739 907 2451 1224"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>約 [] °C</td> </tr> <tr> <td>蒸気割合</td> <td>約 [] %</td> </tr> <tr> <td>過熱度</td> <td>約 [] K</td> </tr> <tr> <td>物質</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table>	試験条件		圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])	温度	約 [] °C	蒸気割合	約 [] %	過熱度	約 [] K	物質	[]	<p>設備名称の相違</p>
試験条件															
圧力	約 [] bar[abs] (約 [] kPa[abs])														
温度	約 [] °C														
蒸気割合	約 [] %														
過熱度	約 [] K														
物質	[]														

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1724 352 2481 1560" style="border: 2px solid black; height: 575px; width: 255px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1881 1583 2318 1612" style="text-align: center;">図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果</p> <p>JAVA試験における性能検証試験結果を表3.3.2-1～表3.3.2-3に示す。エアロゾルの除去原理では、3.1.1に示すとおり、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行った。さらに、その他の試験条件に用いたパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及びガス蒸気割合に対しての性能評価を行った。試験の結果、エアロゾルの除去能力がDF1000以上であることを確認した。</p> <p>(1) ガス流速</p> <p>図3.3.2-1及び図3.3.2-2にベンチュリノズル及び金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した性能検証試験結果を示す。DFについては、装置の入口と出口のエアロゾル濃度を測定することで算出している。</p> <p>ここで、ガス流速は、体積流量を、図3.3.2-3に示すベンチュリノズルの最小断面積であるスロート部の総断面積又は金属繊維フィルタの総断面積で割ることにより、ベンチュリノズルのガス流速と金属繊維フィルタのガス流速に換算して確認した。</p> <p>この結果から、ベンチュリスクラバにて想定する運転範囲（約■■■■■ m/s）と金属繊維フィルタにて想定する運転範囲全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。</p> <p>なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属繊維フィルタの組合せで、DF1000以上を満足しているため、フィルタ装置はガス流速によらず十分な性能を有していると言える。</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エアロゾルの除去性能試験結果の項のため、女川2号では無機よう素及び有機よう素については記載していない。 <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二は注記に記載 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 <p>記載箇所の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1709 898 2481 1419" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1709 1444 2481 1524">図 3.3.2-1 ベンチュリノズルにおけるガス流速に対する除去係数 (JAVA 試験)</p>	<p data-bbox="2516 415 2703 447">記載方針の相違</p> <p data-bbox="2516 1045 2867 1209">設備の相違 ・JAVA 試験結果は同一であるが、運転範囲がプラントにより異なる。</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1706 336 2490 856" style="border: 1px solid black; height: 248px; width: 264px;"></div> <div data-bbox="1706 863 2490 940" style="background-color: yellow; padding: 2px;"> 図 3.3.2-2 金属繊維フィルタにおけるガス流速に対する除去係数 (JAVA 試験) </div> <div data-bbox="1724 1010 2490 1577" style="border: 1px solid black; height: 270px; width: 258px;"></div> <div data-bbox="1706 1583 2490 1661" style="color: red;"> 図 3.3.2-3 ベンチュリノズルスロート部及び金属繊維フィルタの 断面積 </div> <div data-bbox="1706 1759 2490 1927"> (2) エアロゾル粒径 図 3.3.2-4 に試験用エアロゾル（エアロゾルの粒径）に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果からエアロゾル粒径（質量中央径：約 [] μm）の違いによって除去性能に影響が </div>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JAVA 試験結果は同一であるが，確認する運転範囲がプラントにより異なる。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計方針の相違に伴う設備設計の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）



緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p data-bbox="1786 865 2410 898">図 3.3.2-5 ガス温度に対する除去係数（JAVA 試験）</p> <p data-bbox="1715 955 1935 989">(4) ガス蒸気割合</p> <p data-bbox="1715 999 2496 1167">図3.3.2-6にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から，ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず，試験を実施した全域にわたって要求されるDF1000以上を満足していることがわかる。</p> <p data-bbox="1715 1178 2496 1304">ガス蒸気割合の運転範囲（0～100％）で性能検証試験が行われており，フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。</p>  <p data-bbox="1786 1852 2410 1885">図 3.3.2-6 蒸気割合に対する除去係数（JAVA 試験）</p>	<p data-bbox="2516 373 2665 407">設備の相違</p> <ul data-bbox="2516 420 2873 537" style="list-style-type: none">・ JAVA 試験結果は同一であるが，運転範囲がプラントにより異なる。

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 [Yellow Box]：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

		除去性能試験結果（JAVA 試験）										
Test-No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. ($^{\circ}\text{C}$)	GasFlow (m^3/h)	Gas Composition	Volumetric Steam fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m^3)	Venturi Velocity (m/s)	Norm.MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF

設備の相違
 ・Norm. MFF Velocityについては、プラント毎の運転範囲に応じてMFFでの最大速度を100%とするようにデータが規格化されているため、同じJAVA試験の結果であっても差異が生じる。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																										
		<p style="text-align: center;">表 3.3.2-2 エアロゾル () 除去性能試験結果 (JAVA 試験)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>Test No.</th> <th>Test Aerosol</th> <th>MMD (μm)</th> <th>Pressure (bar abs)</th> <th>Temp. (°C)</th> <th>Gasflow (m³/h)</th> <th>Gas Composition</th> <th>Volumetric Steam Fraction (%)</th> <th>Contaminated Gas Concentration (mg/m³)</th> <th>Venturi Velocity (m/s)</th> <th>Norm. MFF Velocity (%)</th> <th>Total Removal Efficiency (%)</th> <th>DF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="13" style="text-align: center;">[Empty Table]</td> </tr> </tbody> </table>	Test No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gasflow (m ³ /h)	Gas Composition	Volumetric Steam Fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF	[Empty Table]													<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> Norm. MFF Velocity については、プラント毎の運転範囲に応じて MFF での最大速度を 100% とするようにデータが規格化されているため、同じ JAVA 試験の結果であっても差異が生じる。
Test No.	Test Aerosol	MMD (μm)	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gasflow (m ³ /h)	Gas Composition	Volumetric Steam Fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF																	
[Empty Table]																													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																										
		<p style="text-align: center;">表 3.3.2-3 エアロゾル除去性能試験結果（JAVA 試験）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>Test No.</th> <th>Test Aerosol</th> <th>MMD (µm)</th> <th>Pressure (bar abs)</th> <th>Temp. (C)</th> <th>GasFlow (m³/h)</th> <th>Gas Com-position</th> <th>Volumetric Steam Fraction (%)</th> <th>Contaminated Gas Concentration (mg/m³)</th> <th>Venturi Velocity (m/s)</th> <th>Norm. MFF Velocity (%)</th> <th>Total Removal Efficiency (%)</th> <th>DF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="13" style="text-align: center;">[Redacted Data]</td> </tr> </tbody> </table>	Test No.	Test Aerosol	MMD (µm)	Pressure (bar abs)	Temp. (C)	GasFlow (m ³ /h)	Gas Com-position	Volumetric Steam Fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF	[Redacted Data]													<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> • Norm. MFF Velocityについては、プラント毎の運転範囲に応じて MFF での最大速度を100%とするようにデータが規格化されているため、同じ JAVA 試験の結果であっても差異が生じる。
Test No.	Test Aerosol	MMD (µm)	Pressure (bar abs)	Temp. (C)	GasFlow (m ³ /h)	Gas Com-position	Volumetric Steam Fraction (%)	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Venturi Velocity (m/s)	Norm. MFF Velocity (%)	Total Removal Efficiency (%)	DF																	
[Redacted Data]																													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果</p> <p>(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果</p> <p>JAVA試験における無機よう素の除去性能試験結果を表3.3.3-1に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラバ溶液のpH」である。図3.3.3-1に、スクラバ溶液のpHに対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。</p> <p>この結果から、スクラバ溶液がpH []の状態においても設計条件である除去効率99%（DF100）以上であることを確認した。</p> <p>フィルタ装置全体としての無機よう素の除去性能については、3.3.3 (3) 項に示す。</p> <div data-bbox="1733 999 2493 1486" style="border: 1px solid black; height: 232px; width: 256px; margin: 10px auto;"></div> <p>図3.3.3-1 pHに対する無機よう素除去係数</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1.2項の理由① <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1.2項の理由①


赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>表3.3.3-1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果（JAVA試験）</p>  <p>(2) 有機よう素除去性能試験結果 JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を表3.3.3-2に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを図3.3.3-2に示す。</p>  <p>図3.3.3-2 JAVA PLUS 試験結果</p> <p>ここで、JAVA PLUS試験装置と実機においては、ベッド厚さが異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
			設備の相違 ・運転範囲における過熱度の相違
		 <p data-bbox="1843 1583 2347 1612">図 3.3.3-3 JAVA PLUS 試験結果（補正後）</p>	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		表3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果（JAVA PLUS試験） <div data-bbox="1706 409 2496 1575" style="border: 1px solid black; height: 555px; width: 266px; margin: 10px auto;"></div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(3) 無機よう素除去性能試験結果</p> <p>一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ活性が高く、反応しやすいため、放射性よう素フィルタでも捕集されやすい。したがって、無機よう素に対しても有機よう素と同程度の DF500 以上が期待できる。</p> <p>また、前段のベンチュリスクラバでは、無機よう素の DF が 100 以上であるため、フィルタ装置全体として無機よう素に対して DF500 以上の性能が期待できる。</p> <p>なお、JAVA 試験においてスクラバ溶液の pH が ■ の時、DF500 以上の結果が得られているのに対し、女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置は、系統待機時の pH が 13 以上であるため、フィルタ装置全体の除去係数は DF500 以上が期待できる。</p> <p>3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響</p> <p>フィルタ装置を継続使用することにより、放射性物質の除去性能に影響する可能性のある因子について検討する。</p> <p>(1) エアロゾルの再浮遊</p> <p>a. ベンチュリスクラバ</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>フィルタ装置を継続使用すると、ベンチュリスクラバで捕集されたエアロゾルにより、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。スクラバ溶液の水面近傍には、水沸騰やベンチュリノズルを通るベントガスによる気流により、細かい飛沫（液滴）が発生するが、その飛沫にエアロゾルが含まれていると、エアロゾルがベンチュリスクラバの後段に移行することが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>ベンチュリスクラバの後段には、金属繊維フィルタが備えられており、この金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバからの飛沫（液滴）を除去するための機構（プレフィルタ及び湿分分離機構）と除去したドレン水をスクラバ溶液内に戻すためのドレン配管が設置されている。そのため、ベンチュリスクラバで発生した飛沫（液滴）は、メインフィルタに到達する前に除去される。また、飛沫（液滴）の微細化や蒸発によってエアロゾルが放出される可能性があるが、メインフィルタにて捕集される。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1.2 項の理由① <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>以上のとおり、フィルタ装置は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計となっている。</p> <p>b. 金属繊維フィルタ</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>金属繊維フィルタで捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱により金属繊維フィルタの温度が上昇し、放射性物質の融点/沸点を超えた場合に液体/気体となる。これらの液体/気体がベントガス流により下流に流された場合、フィルタ装置下流側にエアロゾルを放出することが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>金属繊維フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属繊維フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。</p> <p>(2) ガス状放射性よう素の再揮発</p> <p>a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>フィルタ装置を継続使用すると、スクラバ溶液の温度は上昇する。スクラバ溶液の温度上昇に伴い、スクラバ溶液中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラバ溶液の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラバ溶液の温度が上昇しても十分小さい値となる。</p> <p>JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>b. 放射性よう素フィルタにおける放射性よう素の再揮発</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。放射性よう素フィルタに充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。</p> <p>また、放射性よう素フィルタで捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、放射性よう素フィルタの温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃）に対して、十分低く抑えることができる。</p> <p>(3) フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属繊維フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>金属繊維フィルタには、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルが移行する。移行するエアロゾル量は、金属繊維フィルタの許容負荷量に対して十分小さく、金属繊維フィルタが閉塞することはない。</p> <p>(4) 薬剤の容量減少</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 [] との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>スクラバ溶液に含まれる [] の量は、原子炉格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。</p> <p>(5) 放射性よう素フィルタの容量減少</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>ガス状放射性よう素は、銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>放射性よう素フィルタで保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、原子炉格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから吸着容量に達することはない。</p> <p>(6) ベント時に生じるスウェリングによる放射性よう素フィルタへの影響</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>スクラバ溶液に蒸気が流入すると、スウェリングにより水位が上昇する。その結果、スクラバ溶液の水位は系統待機時に比べ上昇しており、放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液に接することとなり、スクラバ溶液の温度による除去性能に影響することが考えられる。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>b. 影響評価 ベントガスの温度はベンチュリスクラバ（スクラバ溶液）を通過することで、スクラバ溶液の水温と同じになっているものと考えられ、[] []こととなる。よって、スクラバ溶液と接する放射性よう素フィルタの外壁はスクラバ溶液から入熱されるため、放射性よう素フィルタで蒸気が凝縮することはなく、よう素の除去性能への悪影響はない。</p> <p>(7) 吸着材の変質 a. 想定する状態 放射性よう素フィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、放射線の照射環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価 フィルタ装置で想定される照射量以上の放射線を照射した銀ゼオライトの性能試験結果から捕集性能を確認しており、よう素の除去性能への悪影響はない。</p> <p>4. 設備の維持管理 (1) 点検方法 a. 機械設備 原子炉格納容器フィルタベント系の機械設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。 一方、女川原子力発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラバ溶液に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、まずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。 スクラバ溶液の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で[]間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 プラント名の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査ごとに実施することとする。</p> <p>また、放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラバ溶液による飽和蒸気環境下で 間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。</p> <p>女川原子力発電所第2号機のフィルタ装置では、銀ゼオライトのサンプリングが可能な設計としており、まずは初回定期検査時に性状の確認を行い、その結果を基にサンプリング周期を定めるものとする。</p> <p>機械設備の点検内容を表4-1に示す。</p> <p>なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。</p>	表現の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																	
		<p style="text-align: center;">表4-1 機械設備の点検内容</p> <table border="1" data-bbox="1715 359 2487 1260"> <thead> <tr> <th>設備名</th> <th>点検内容</th> <th>点検周期・時期（計画）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">フィルタ装置</td> <td>本体</td> <td>外観点検（内面） 初回定検（結果によりその後の周期を決定）</td> </tr> <tr> <td>機能確認</td> <td>漏えい確認 本体内部点検に合わせて実施</td> </tr> <tr> <td>スクラバ溶液</td> <td>水質確認 1定検毎</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属繊維フィルタ ・流量制限オリフィス ・放射性よう素フィルタ</td> <td>本体</td> <td>外観点検 初回定検（結果によりその後の周期を決定）</td> </tr> <tr> <td>機能確認（放射性よう素フィルタ）</td> <td>サンプル性状確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置出口側 ラプチャディスク</td> <td>本体</td> <td>外観点検 フランジ面手入れ 初回定検（結果によりその後の周期を決定）</td> </tr> <tr> <td>機能確認</td> <td>漏えい確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管</td> <td>本体</td> <td>外観点検 フランジ部点検 手入れ 10定検毎</td> </tr> <tr> <td>機能確認</td> <td>漏えい確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">弁</td> <td rowspan="4">本体</td> <td>弁箱内面点検 手入れ 2定検毎</td> </tr> <tr> <td>弁体，弁座，弁棒等点検 手入れ</td> </tr> <tr> <td>パッキン類交換</td> </tr> <tr> <td>外観目視点検</td> </tr> <tr> <td>機能確認</td> <td>漏えい確認 作動試験</td> </tr> </tbody> </table>	設備名	点検内容	点検周期・時期（計画）	フィルタ装置	本体	外観点検（内面） 初回定検（結果によりその後の周期を決定）	機能確認	漏えい確認 本体内部点検に合わせて実施	スクラバ溶液	水質確認 1定検毎	内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属繊維フィルタ ・流量制限オリフィス ・放射性よう素フィルタ	本体	外観点検 初回定検（結果によりその後の周期を決定）	機能確認（放射性よう素フィルタ）	サンプル性状確認	フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	本体	外観点検 フランジ面手入れ 初回定検（結果によりその後の周期を決定）	機能確認	漏えい確認	配管	本体	外観点検 フランジ部点検 手入れ 10定検毎	機能確認	漏えい確認	弁	本体	弁箱内面点検 手入れ 2定検毎	弁体，弁座，弁棒等点検 手入れ	パッキン類交換	外観目視点検	機能確認	漏えい確認 作動試験	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由⑤ ・各プラントの他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して点検周期を定めている。
設備名	点検内容	点検周期・時期（計画）																																		
フィルタ装置	本体	外観点検（内面） 初回定検（結果によりその後の周期を決定）																																		
	機能確認	漏えい確認 本体内部点検に合わせて実施																																		
	スクラバ溶液	水質確認 1定検毎																																		
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属繊維フィルタ ・流量制限オリフィス ・放射性よう素フィルタ	本体	外観点検 初回定検（結果によりその後の周期を決定）																																		
	機能確認（放射性よう素フィルタ）	サンプル性状確認																																		
フィルタ装置出口側 ラプチャディスク	本体	外観点検 フランジ面手入れ 初回定検（結果によりその後の周期を決定）																																		
	機能確認	漏えい確認																																		
配管	本体	外観点検 フランジ部点検 手入れ 10定検毎																																		
	機能確認	漏えい確認																																		
弁	本体	弁箱内面点検 手入れ 2定検毎																																		
		弁体，弁座，弁棒等点検 手入れ																																		
		パッキン類交換																																		
		外観目視点検																																		
	機能確認	漏えい確認 作動試験																																		
		<p>b. 電気設備</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の電気設備については，女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して，適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより，設備の健全性を確保する。</p> <p>電気設備の点検内容を表4-2に示す。</p> <p>なお，点検周期については，今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。</p>	<p>設備名称の相違 プラント名の相違</p> <p>表現の相違</p>																																	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																												
		<p style="text-align: center;">表4-2 電気設備の点検内容</p> <table border="1" data-bbox="1715 363 2487 863"> <thead> <tr> <th>設備名</th> <th>点検内容</th> <th>点検周期・時期（計画）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">電動機</td> <td>外観点検</td> <td>1定検毎</td> </tr> <tr> <td>分解点検</td> <td>5定検毎</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">トルクスイッチ</td> <td>動作確認</td> <td rowspan="2">1定検毎</td> </tr> <tr> <td>設定値確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">リミットスイッチ</td> <td>動作確認</td> <td rowspan="2">1定検毎</td> </tr> <tr> <td>取付状態確認</td> </tr> <tr> <td>電気室</td> <td>結線点検</td> <td>1定検毎</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">開度計</td> <td>外観点検</td> <td rowspan="2">1定検毎</td> </tr> <tr> <td>指示値確認</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">試験・測定</td> <td>絶縁抵抗測定</td> <td rowspan="3">1定検毎</td> </tr> <tr> <td>作動試験</td> </tr> <tr> <td>電流測定</td> </tr> </tbody> </table> <p>c. 計装設備</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の計装設備については、女川原子力発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。</p> <p>計装設備の点検内容を表4-3に示す。</p> <p>なお、点検周期については、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。</p>	設備名	点検内容	点検周期・時期（計画）	電動機	外観点検	1定検毎	分解点検	5定検毎	トルクスイッチ	動作確認	1定検毎	設定値確認	リミットスイッチ	動作確認	1定検毎	取付状態確認	電気室	結線点検	1定検毎	開度計	外観点検	1定検毎	指示値確認	試験・測定	絶縁抵抗測定	1定検毎	作動試験	電流測定	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2.1項の理由⑤ ・各プラントの他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して点検周期を定めている。 <p>設備名称の相違 プラント名の相違</p> <p>表現の相違</p>
設備名	点検内容	点検周期・時期（計画）																													
電動機	外観点検	1定検毎																													
	分解点検	5定検毎																													
トルクスイッチ	動作確認	1定検毎																													
	設定値確認																														
リミットスイッチ	動作確認	1定検毎																													
	取付状態確認																														
電気室	結線点検	1定検毎																													
開度計	外観点検	1定検毎																													
	指示値確認																														
試験・測定	絶縁抵抗測定	1定検毎																													
	作動試験																														
	電流測定																														

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																
		<p style="text-align: center;">表4-3 計装設備の点検内容</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">設備名</th> <th style="width: 20%;">特性試験</th> <th style="width: 45%;">点検内容</th> <th style="width: 20%;">点検周期・時期（計画）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">水位計</td> <td rowspan="2"></td> <td>外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力計</td> <td rowspan="2"></td> <td>外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">温度計</td> <td rowspan="2"></td> <td>外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">放射線モニタ</td> <td rowspan="3"></td> <td>外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td>線源校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">水素濃度計</td> <td rowspan="3"></td> <td>外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td>ガス校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">サンプリング機器</td> <td>外観検査</td> <td>外観点検</td> <td>1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>特性試験</td> <td>計器校正</td> <td>1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>機能・性能試験</td> <td>作動試験</td> <td>1 定検毎</td> </tr> <tr> <td>分解点検</td> <td>ポンプ分解点検</td> <td>4 定検毎</td> </tr> <tr> <td>制御盤</td> <td>外観検査</td> <td>外観点検</td> <td>1 定検毎</td> </tr> </tbody> </table>	設備名	特性試験	点検内容	点検周期・時期（計画）	水位計		外観点検	1 定検毎	単体・ループ校正	圧力計		外観点検	1 定検毎	単体・ループ校正	温度計		外観点検	1 定検毎	単体・ループ校正	放射線モニタ		外観点検	1 定検毎	単体・ループ校正	線源校正	水素濃度計		外観点検	1 定検毎	単体・ループ校正	ガス校正	サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎	特性試験	計器校正	1 定検毎	機能・性能試験	作動試験	1 定検毎	分解点検	ポンプ分解点検	4 定検毎	制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 各プラントの他設備の点検実績等を参考に，設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して点検周期を定めている。
設備名	特性試験	点検内容	点検周期・時期（計画）																																																
水位計		外観点検	1 定検毎																																																
		単体・ループ校正																																																	
圧力計		外観点検	1 定検毎																																																
		単体・ループ校正																																																	
温度計		外観点検	1 定検毎																																																
		単体・ループ校正																																																	
放射線モニタ		外観点検	1 定検毎																																																
		単体・ループ校正																																																	
		線源校正																																																	
水素濃度計		外観点検	1 定検毎																																																
		単体・ループ校正																																																	
		ガス校正																																																	
サンプリング機器	外観検査	外観点検	1 定検毎																																																
	特性試験	計器校正	1 定検毎																																																
	機能・性能試験	作動試験	1 定検毎																																																
	分解点検	ポンプ分解点検	4 定検毎																																																
制御盤	外観検査	外観点検	1 定検毎																																																
		<p>(2) 試験方法</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の機能検査として，「弁開閉試験」，「漏えい試験」，「スクラバ溶液水質確認試験」及び「放射性よう素フィルタ（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。</p> <p>a. 弁開閉試験</p> <p>系統が所定の機能を発揮することを確認するため，以下の弁について開閉試験を実施する。図4-1に対象弁を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験 遠隔手動弁操作設備による人力での弁開閉試験 	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 2.1 項の理由⑤ <p>設備名称の相違</p>																																																

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>b. 漏えい試験（主配管） 漏えい試験の試験条件・方法を表4-4に，試験概要図を図4-2に示す。 漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。</p> <p>(a) 加圧媒体 ベント開始時の系統内は窒素が支配的であること，また，ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素又は空気より分子量が大きいことから，窒素又は空気を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。</p> <p>なお，事故時に発生する水素については，フィルタ装置のフランジ部等から漏えい試験の検出限界値の水素が漏えいした場合においても，長期にわたってフィルタ装置室内が可燃限界に到達しないこと，系統内から水素が漏えいした場合においても，建屋内については静的触媒式水素再結合装置による処理が，建屋外については外気への拡散が期待できること，また，試験時の安全性確保の観点から，水素を加圧媒体とした漏えい試験は行わない。</p> <p>(b) 試験圧力 漏えい試験では，系統内が不活性状態で維持できることを確認するため窒素封入圧力□kPa[gage]以上を試験圧力とする。また，系統の使用時にバウンダリ機能を維持できることを確認するため最高使用圧力854kPa[gage]を試験圧力とする。</p>	<p>設備の相違 ・2.1項の理由⑤</p> <p>記載方針の相違 設計方針の相違 ・女川は加圧媒体を窒素又は空気とすることで計画</p> <p>設備の相違 ・2.1項の理由⑤</p> <p>設備の相違</p>

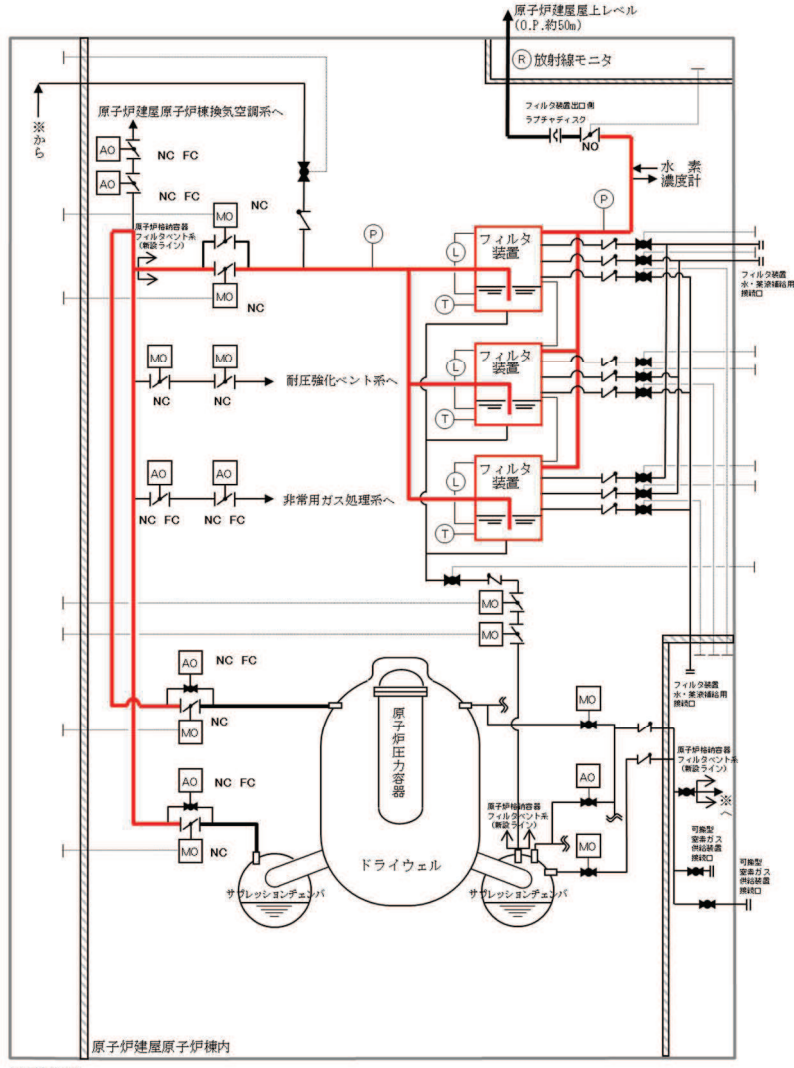
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考															
		<p>(c) 試験温度</p> <p>漏えい試験では，系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが，試験温度については，環境温度が高い場合，配管が熱膨張した状態となり，フランジ部パッキンに圧縮荷重が付加されることによりシール性が向上するものとなることから，常温での試験環境は，保守的となる。</p> <p style="text-align: center;">表4-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法</p> <table border="1" data-bbox="1712 766 2496 1094"> <thead> <tr> <th></th> <th>加圧媒体</th> <th>試験圧力</th> <th>試験温度</th> <th>試験目的・方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>簡易点検</td> <td>窒素</td> <td>□ kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)</td> <td>常温</td> <td>系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。</td> </tr> <tr> <td>本格点検</td> <td>窒素 又は 空気</td> <td>854kPa[gage]以上 (最高使用圧力)</td> <td>常温</td> <td>使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。</td> </tr> </tbody> </table>		加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法	簡易点検	窒素	□ kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。	本格点検	窒素 又は 空気	854kPa[gage]以上 (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。	<p>・2.2項の理由⑥</p> <p>設備の相違</p> <p>・2.2項の理由⑥</p>
	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法														
簡易点検	窒素	□ kPa[gage]以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に，系統全体を窒素封入圧力（待機状態）に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。														
本格点検	窒素 又は 空気	854kPa[gage]以上 (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために，系統全体を最高使用圧力に加圧し，著しい漏えいのないことを確認する。														

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p style="text-align: center;">図4-2 漏えい試験の試験概要図</p> <p>c. スクラバ溶液水質確認試験 スクラバ溶液水質確認試験は、サンプリングラインから水を採取・分析を実施し、スクラバ溶液が規定の濃度であることを確認する。</p> <p>d. 放射性よう素フィルタ(銀ゼオライト)性能確認試験 放射性よう素フィルタに充填される銀ゼオライトについては、原子炉停止期間中にフィルタ装置内の試験用銀ゼオライトを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違による系統構成の相違。 <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>可燃性ガスの爆発防止対策について</u></p> <p>1. 原子炉格納容器フィルタベント系 原子炉格納容器フィルタベント系の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、当該系統に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。</p> <p>(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策 炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる*。これらの反応によって原子炉格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である4vol%を大きく上回るが、原子炉格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。原子炉格納容器フィルタベント系については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、原子炉格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。</p> <p>なお、水素爆発の条件として、水素濃度4vol%かつ酸素濃度5vol%以上の条件に加えて、着火源又は500℃以上の発熱源が必要となるが、原子炉格納容器内における着火源又は500℃以上の発熱源の不確かさが大きいと、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。</p> <p>注記*：溶融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、有効性評</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」における評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」での一酸化炭素の発生量は1kg未満（0.1vol%未満）であり，また，一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において12.5vol%であることを踏まえると，考慮不要と考えられる。</p> <p>(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮 a. 系統待機状態①：プラント通常運転中 (a) 水素爆発防止対策 プラント通常運転中においては，原子炉格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設計とする。フィルタ装置から放出口へ至る配管上には，窒素置換時に大気と隔離するため，フィルタ装置出口側ラプチャディスクを設けている。このフィルタ装置出口側ラプチャディスクは，原子炉格納容器からの排気と比較して，十分低い圧力で開放する設計とする。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視 系統における水素濃度に関しては，水素の発生がないため，監視不要である。 この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-1に示す。</p>	<p>表現の相違</p> <p>表現の相違 設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-1 水素爆発防止対策（系統待機状態①）</p> <p>b. 系統待機状態②：重大事故等時，ベント前 (a) 水素爆発防止対策 炉心の著しい損傷を伴う重大事故等時の原子炉格納容器内雰囲気は，蒸気，窒素，水素及び酸素が混合した状態となるが，原子炉格納容器ベント実施前の系統は原子炉格納容器内からのガスの流入はないため，不活性状態が保たれる。 (b) 系統における水素濃度監視 系統における水素濃度に関しては，系統内に水素が持ち込まれないため，監視不要である。 この系統状態における水素爆発防止対策概要を図 1-2 に示す。</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違による系統構成の相違。</p> <p>表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-2 水素爆発防止対策（系統待機状態②）</p> <p>c. 系統運転状態①：ベント実施直後 (a) 水素爆発防止対策 ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合、酸素濃度が上昇することで、水素爆発が発生するおそれがあるが、ベント実施前から、原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で監視し、4.3vol%に到達した時点でベントを実施する判断基準を設定していること及び原子炉格納容器フィルタベント系は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気すべてがスクラバ溶液によって凝縮された場合においても水素爆発は</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違による系統構成の相違。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>発生しない。なお、このベント実施判断基準については、酸素濃度の可燃限界である5vol%に対し、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の測定誤差である±0.6vol%に0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、原子炉格納容器内の気体については、原子炉格納容器スプレイ及び温度差による自然対流効果によって均一に攪拌されており、濃度分布がないため、酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）により原子炉格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視 系統における水素濃度に関しては、原子炉格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、原子炉格納容器内の酸素を可燃限界未満で管理していることから監視不要である。</p> <p>(c) 対向流による空気の流入 フィルタ装置内が負圧に至るような状況下では、対向流が発生することにより、フィルタ装置内に空気が流入するおそれがある。しかしながら、原子炉格納容器ベント実施時におけるスクラバ溶液沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラバ溶液によって凝縮された場合においても、蒸気の供給が継続的に行われるためフィルタ装置内が負圧にならないこと及び非凝縮性ガスの排出は継続されることから、対向流は発生しない。</p> <p>(d) 枝管における水素及び酸素の蓄積について 原子炉格納容器内の酸素濃度については、ドライ条件に換算して、5vol%未満に管理することから、ベント実施中において、仮に枝管におけるベントガスの蓄積があった場合においても、枝管での水素爆発は発生しないと考えられるが、万が一、枝管内での成層化等によって混合ガスの濃度が変化した場合、枝管での水素爆発の脅威が存在する。そのため、枝管内での混合ガスの蓄積評価を実施する。枝管における水素及び酸素の混合ガスの蓄積の評価について「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(第3版)」(日本原子力技術協会)に基づき、上向きの枝管に対して評価を実施する。なお、ガイドラインでは、下向き及び水平の枝管に対しては、水封されることで混合ガスが蓄積しないと評価されているため対象外とした。</p>	<p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違 設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>表現の相違</p>

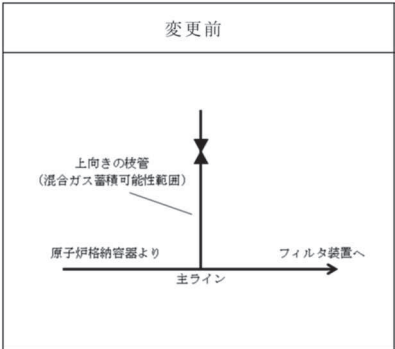
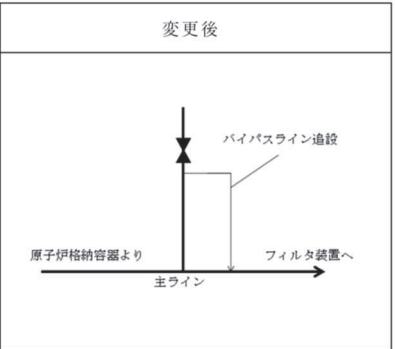
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>枝管長さ (L) を枝管内径 (D) で除することによって規格化した不燃限界長さ (L/D) の数値によって、枝管内に混合ガスが蓄積する可能性の有無を判断する。不燃限界長さ (L/D) が「BWR 配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン (第3版)」に規定される換気限界長さ以下であれば混合ガスの蓄積が発生しないとされている。</p> <p>主ラインから分岐する枝管の分岐方向及び評価結果を、表 1-1 に示す。</p> <p>表 1-1 より、非常用ガス処理系ライン及び耐圧強化ベント系ラインについては、混合ガスが蓄積する可能性がある結果となった。そのため、図 1-3～図 1-5 に示すように、バイパスラインを設置し、混合ガスが蓄積することのない設計とする。また、フィルタ装置に接続される枝管については、下向き又は水平に設置する設計とする。</p> <p>(e) フィルタ装置出口側ラプチャディスクの下流における水素爆発について</p> <p>原子炉格納容器からフィルタ装置出口側ラプチャディスクまでは不活性化されていること及び原子炉格納容器内の酸素濃度をドライ条件で可燃限界未満に維持することで、高濃度の水素雰囲気においても水素爆発は発生しないが、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降については、不活性化していない範囲であるため、高濃度の水素と空気が触れることで水素爆発のおそれがある。しかしながら、ベント実施直後は、原子炉格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、フィルタ装置出口側ラプチャディスク以降の空気が排出されることから、放出口までの範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる。また、放出口から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。なお、放出口は、逆火防止として金網を設置する。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では、運転範囲内で最も流速が遅い場合の換気限界長さをしきい値としている。 <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価結果によるバイパスライン設置個所の相違 <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川ではフィルタ装置に接続される枝管については、バイパスラインが不要な設計としている。 <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p>

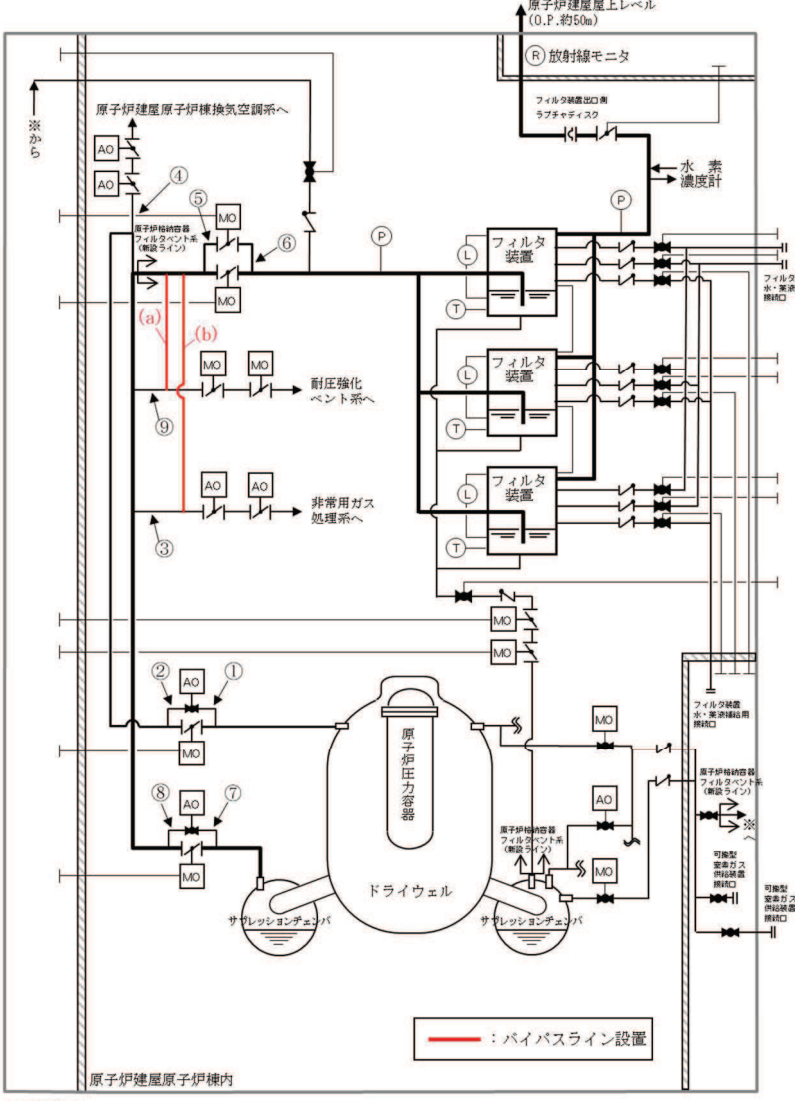
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																						
		<p>表 1-1 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとし口径等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分岐箇所^{*1}</th> <th>配管分岐方向</th> <th>枝管長さ L(m)</th> <th>枝管内径 D(m)</th> <th>L/D (-)</th> <th>換気限界 長さ^{*2}</th> <th>混合ガス 蓄積 可能性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）</td> <td>水平</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>評価対象外</td> <td>—</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>② ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）</td> <td>水平</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>評価対象外</td> <td>—</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>③ 非常用ガス処理系ライン</td> <td>上^{*3}</td> <td>7.653</td> <td>0.2979</td> <td>25.69</td> <td>5</td> <td>有</td> </tr> <tr> <td>④ 原子炉建屋原子炉棟換気空調系ライン</td> <td>水平</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>評価対象外</td> <td>—</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（上流側）</td> <td>斜上</td> <td>2.405</td> <td>0.3810</td> <td>6.32</td> <td>8</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>⑥ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（下流側）</td> <td>斜上</td> <td>2.910</td> <td>0.3810</td> <td>7.64</td> <td>8</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>⑦ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）</td> <td>水平</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>評価対象外</td> <td>—</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>⑧ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）</td> <td>水平</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>評価対象外</td> <td>—</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>⑨ 耐圧強化ベント系ライン</td> <td>上^{*3}</td> <td>27.952</td> <td>0.2979</td> <td>93.84</td> <td>5</td> <td>有</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：フィルタ装置に接続される枝管については，下向き又は水平に設置する設計とする。 *2：原子炉格納容器フィルタベント系の想定運転範囲のうち主ラインの流速が最も低くなる条件で求めた枝管 Re 数を用いて「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（第3版）」解説図 3.3-7 より算出した値。 *3：分岐方向は水平であるが，分岐直後に上向きとなる。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>変更前</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>変更後</p>  </div> </div> <p>図 1-3 枝管へのバイパスラインの追設（混合ガス蓄積防止）</p>	分岐箇所 ^{*1}	配管分岐方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	換気限界 長さ ^{*2}	混合ガス 蓄積 可能性	① ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無	② ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無	③ 非常用ガス処理系ライン	上 ^{*3}	7.653	0.2979	25.69	5	有	④ 原子炉建屋原子炉棟換気空調系ライン	水平	—	—	評価対象外	—	無	⑤ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（上流側）	斜上	2.405	0.3810	6.32	8	無	⑥ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（下流側）	斜上	2.910	0.3810	7.64	8	無	⑦ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無	⑧ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無	⑨ 耐圧強化ベント系ライン	上 ^{*3}	27.952	0.2979	93.84	5	有	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 <p>設備名称の相違</p>
分岐箇所 ^{*1}	配管分岐方向	枝管長さ L(m)	枝管内径 D(m)	L/D (-)	換気限界 長さ ^{*2}	混合ガス 蓄積 可能性																																																																			
① ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無																																																																			
② ドライウェルベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無																																																																			
③ 非常用ガス処理系ライン	上 ^{*3}	7.653	0.2979	25.69	5	有																																																																			
④ 原子炉建屋原子炉棟換気空調系ライン	水平	—	—	評価対象外	—	無																																																																			
⑤ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（上流側）	斜上	2.405	0.3810	6.32	8	無																																																																			
⑥ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B)（下流側）	斜上	2.910	0.3810	7.64	8	無																																																																			
⑦ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（上流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無																																																																			
⑧ サプレッションチェンバベント用出口隔離弁バイパスライン（下流側）	水平	—	—	評価対象外	—	無																																																																			
⑨ 耐圧強化ベント系ライン	上 ^{*3}	27.952	0.2979	93.84	5	有																																																																			

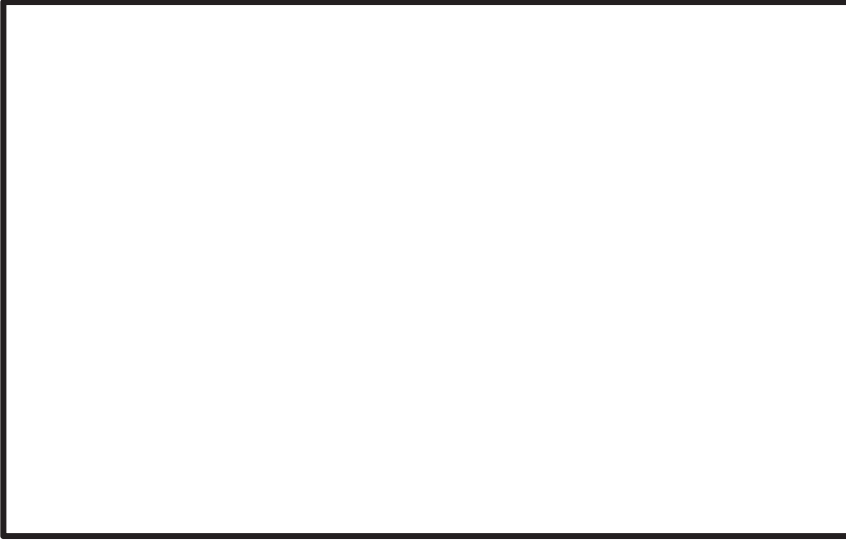
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p style="text-align: center;">図 1-4 バイパスライン設置概要図</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p data-bbox="1804 821 2398 850">図 1-5 枝管へのバイパスラインの追設配管鳥瞰図</p>	<p data-bbox="2516 325 2653 354">設備の相違</p> <ul data-bbox="2516 373 2867 445" style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-6に，酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）の概要図を図1-7に，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器の気相濃度の推移を図1-8及び図1-9に示す。なお，図に示す原子炉格納容器の水素及び酸素の気相濃度については，MAAP解析に基づく水-ジルコニウム反応により発生する水素に加え，MAAP解析で考慮していない水の放射線分解によって発生する水素及び酸素についても考慮している。</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

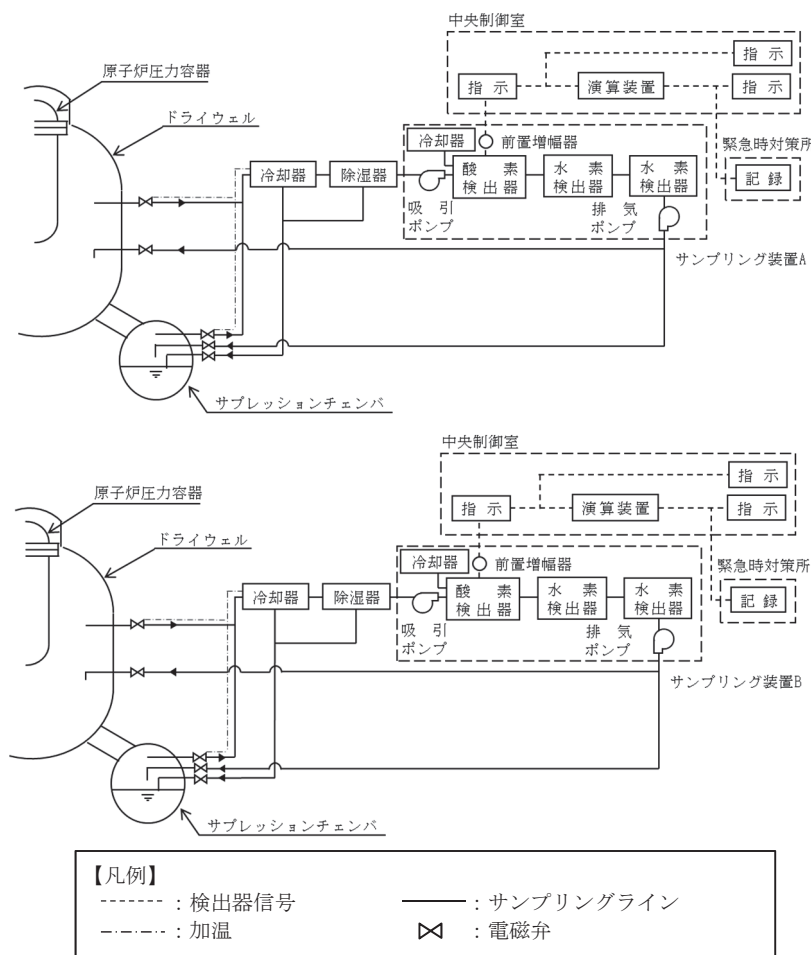
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-6 水素爆発防止対策（系統運転状態）</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違による系統構成の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>【凡例】 - - - - - : 検出器信号 - - - - - : 加温 ———— : サンプルングライン ⊗ : 電磁弁</p> <p>計測時間：サンプルングガスが，サンプルング点から水素検出器，酸素検出器に到達する時間は，ドライウエルA系で約4分後，B系で約6分後。サブプレッションチェンバA系で約15分後，B系で約11分後である。サンプルングガス到達後に補正演算を開始する。 中央制御室指示：ドライ条件及びウェット条件での濃度を表示する。</p> <p>図 1-7 酸素濃度監視設備（格納容器内雰囲気酸素濃度）に関する系統概要図</p>	<p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備構成の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-8 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>有効性評価結果の相違</p>
		<p>図 1-9 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>有効性評価結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>d. 系統運転状態②：非凝縮性ガス排出（ベント開始後1時間程度）後</p> <p>(a) 水素爆発防止対策 ベント実施に伴うサプレッションプール水の減圧沸騰により、可燃性ガスを含む非凝縮性ガスが排出された以降の原子炉格納容器は、ほぼ水蒸気で満たされた状態となり、系統へ流入するベントガスもほぼ水蒸気となることから、水素爆発は発生しない。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視 系統における水素濃度については、ベントガスがほぼ蒸気となっていることから、監視不要である。</p> <p>(c) 対向流による空気の流入 原子炉格納容器及び系統から非凝縮性ガスが排出された以降は、仮に対向流が発生した場合であっても、原子炉格納容器及び系統内はほぼ蒸気で満たされている状態となるため、水素爆発は発生しない。 この系統状態における水素爆発防止対策概要は図 1-6 と同様である。</p> <p>e. 原子炉格納容器ベント停止後</p> <p>(a) 水素爆発防止対策 原子炉格納容器ベント停止後、スクラバ溶液の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、原子炉格納容器第二隔離弁の下流から可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給を実施し、系統のパーージを継続することで、水素爆発を防止する。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視 系統における水素濃度に関しては、窒素供給による系統パーージ中において、水素が系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。</p> <p>(c) スクラバ溶液の放射線分解による酸素発生 ベント停止後において、スクラバ溶液の放射線分解によって発生する酸素については、スクラバ溶液中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が増加するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって増加する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は0.1vol%未満となるため</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・設計方針の相違による設備構成の相違。 設備名称の相違</p> <p>運用の相違 ・ベント停止後の運用の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>系統内で水素爆発することはない。</p> <p>酸素濃度の計算条件は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液は沸騰しているものと想定し、酸素発生量のG値は0.2（分子/100eV）とする。 ・スクラバ溶液の放射線吸収割合は1.0とする。 ・崩壊熱はQ（MW）とする。 ・1eV=1.602×10⁻¹⁹（J），アボガドロ数は6.022×10²³とする。 <p>○蒸気発生量= [崩壊熱（MW）] ×1000 /（[飽和蒸気比エンタルピ] - [飽和水比エンタルピ]） ×1000 /分子量×22.4×10⁻³×3600 = Q×1000 /（2675.53-418.99） ×1000 /18×22.4×10⁻³×3600 =1985.4×Q m³/h[normal]</p> <p>○酸素発生量= [崩壊熱（MW）] ×10⁶ × [G値] /100 /（1.602×10⁻¹⁹） /（6.022×10²³） ×22.4×10⁻³×3600 × [放射線吸収割合] = Q×10⁶ ×0.2 /100 /（1.602×10⁻¹⁹） /（6.022×10²³） ×22.4×10⁻³×3600×1.0 =1.68×Q m³/h[normal]</p> <p>○酸素濃度 =酸素発生量 /（蒸気発生量+酸素発生量） ×100 =0.085%</p> <p>(d) 排水配管使用時における原子炉格納容器内への空気流入の影響について</p> <p>原子炉格納容器ベント停止後は、図1-10に示すとおり、自重にてスクラバ溶液をサプレッションチェンバへ移送することとしている。スクラバ溶液を移送する際には、排水配管の一部に残留した空気がスクラバ溶液とともにサプレッションチェンバへ流入するが、ベント停止後の原子炉格納容器は窒素供給により不活性化されており、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界未満に維持するため、空気の流入による影響はない。</p> <p>この系統状態における水素爆発防止対策概要を図1-11示す。</p>	<p>表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設計条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は、日本機械学会「蒸気表<1999>の比エンタルピにより計算 <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・説明書本文2.1項の理由⑤ <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川はベント後の原子炉格納容器内の不活性化について、可燃性ガス濃度制御系に期待しない。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-10 排水設備概要図</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違による系統構成の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 1-11 水素爆発防止対策（ベント停止後）</p> <p>2. フィルタ装置室 フィルタ装置に設置するフランジ部に使用されるガスケットについては、耐圧試験における発泡法による試験を実施し、漏えいが検出されないことを確認するものの、検出限界未満の漏えいが生じている可能性は否定できない。このため、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合には、原子炉格納容器内又はフィルタ装置内で発生した水素が、フィルタ装置からフィルタ装置室に漏えいし、可燃限界に到達するおそれがある。しかしながら、以下に示すとおり、保守的な条件を仮定した評価によっても、フィルタ装</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計方針の相違による系統構成の相違 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 説明書本文 2.1 項の理由④ 女川はガスケットの漏えい確認を耐圧試験により確認する。 <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>置室内の水素濃度は、事象発生7日後において、約5.6×10^{-3}vol%程度であり、長期にわたり可燃限界である4vol%に到達することはない。さらに、事象発生7日後以降については、外部支援等によって、原子炉格納容器除熱機能を復旧させ、原子炉格納容器ベントの停止及びスクラバ溶液の移送によるフィルタ装置室への水素漏えい防止並びにフィルタ装置室の入口扉の開放によるフィルタ装置室の換気が実施できる。</p> <p>以上のことから、フィルタ装置室で水素爆発が発生することはない。</p> <p>(1) 評価シナリオ 評価シナリオは、炉心損傷を伴う有効性評価事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウェット条件における水素濃度が最も高いシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」とする。 また、当該シナリオでは、図1-12及び図1-13に示すとおり、原子炉格納容器ベント実施4時間程度で原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気100vol%雰囲気となるものの、保守的に高濃度の水素が7日間継続して通過することを仮定して評価を実施する。</p> <p>(2) 評価 評価条件を表1-2に示す。 a. 漏えい条件 漏えい条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」における原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度である25vol%（ウェット条件）とし、その他のガス組成については、水蒸気として取り扱う。また、漏えいした水蒸気については、保守的にすべて凝縮するものとして評価を実施する。なお、原子炉格納容器ベント実施時の水素濃度は、ドライ条件においても25vol%以下であり、漏えいした水蒸気の凝縮を考慮する場合、ウェット条件の方が保守的な評価となる。 漏えい率については、JIS Z 2330(2012)「表1-漏れ試験方法の種類、適用方法及び特徴」の「圧力変化法(加圧)」に基づき、保守的に854kPa[gage]、200℃の条件下において、検出限界</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>表現の相違 設備名称の相違 設備の相違 ・説明書本文2.1項の理由④</p> <p>表現の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p> <p>表現の相違 有効性評価結果の相違</p> <p>設計方針の相違 ・女川は、ガasketの試験結果よりも当該JISの検出限</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

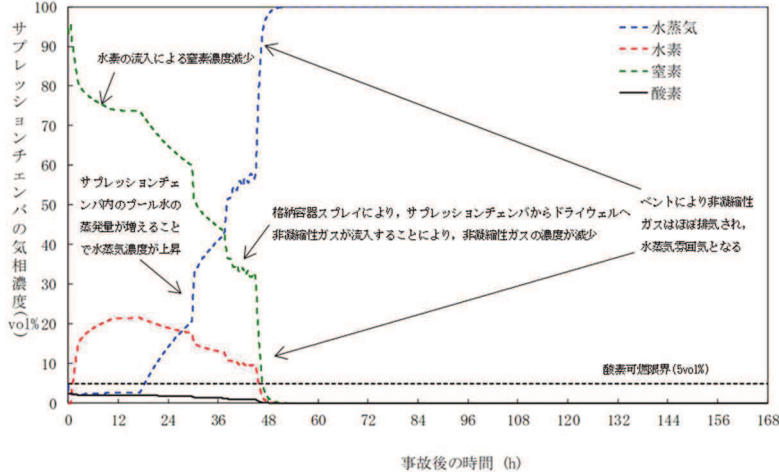
先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>値の水素漏えいがあるものと仮定する。</p> <p>スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素については，発生量が少なく，フィルタ装置を通過する水素濃度 25vol%の保守性に包絡されるため，考慮しない。</p> <p>b. フィルタ装置室の条件 フィルタ装置室の条件は，乾燥空気におけるガス組成とする。</p> <p>空間容積については，躯体図から算出した数値（フィルタ装置分を除く。）に対し，機器配管分の低減率として，0.7を乗じて算出する。</p>	<p>界値が保守的であるため，後者を使用</p> <p>設備名称の相違 記載表現の相違 有効性評価結果の相違</p> <p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由④</p> <p>記載表現の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p>

図 1-12 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 1-13 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>有効性評価結果の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																
		<p>表 1-2 フィルタ装置室の水素濃度評価における評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価シナリオ</td> <td>容器気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）</td> <td>炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウエット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">漏えい条件</td> <td>水素濃度</td> <td>25vol%</td> <td>原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度（漏えい時）</td> <td>75vol%</td> <td rowspan="4">保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定</td> </tr> <tr> <td>水蒸気濃度（漏えい後）</td> <td>0vol%</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度</td> <td>0vol%</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度</td> <td>0vol%</td> </tr> <tr> <td>漏えい時間</td> <td>168時間</td> <td>保守的に7日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定</td> </tr> <tr> <td>漏えい率</td> <td>$7.7 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{h}$</td> <td>JIS Z 2330 (2012)の可検リーク率（854kPa, 200℃、水素条件）を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フィルタ装置室の条件</td> <td>空間容積</td> <td>564m³</td> <td>躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率0.7を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>窒素濃度</td> <td>79vol%</td> <td rowspan="2">空気中のガス組成を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度</td> <td>21vol%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">濃度算出条件</td> <td>水素の密度</td> <td>0.0887kg/m³</td> <td rowspan="3">標準状態の条件として設定</td> </tr> <tr> <td>窒素の密度</td> <td>1.234kg/m³</td> </tr> <tr> <td>酸素の密度</td> <td>1.410kg/m³</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置室から大気への水素の漏えい</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的な条件として設定</td> </tr> <tr> <td>スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素</td> <td>考慮しない</td> <td>フィルタ装置を通過する水素濃度25vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	条件	備考	評価シナリオ	容器気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウエット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定	漏えい条件	水素濃度	25vol%	原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定	水蒸気濃度（漏えい時）	75vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定	水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%	酸素濃度	0vol%	窒素濃度	0vol%	漏えい時間	168時間	保守的に7日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定	漏えい率	$7.7 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{h}$	JIS Z 2330 (2012)の可検リーク率（854kPa, 200℃、水素条件）を踏まえて設定	フィルタ装置室の条件	空間容積	564m ³	躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率0.7を考慮して設定	窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定	酸素濃度	21vol%	濃度算出条件	水素の密度	0.0887kg/m ³	標準状態の条件として設定	窒素の密度	1.234kg/m ³	酸素の密度	1.410kg/m ³	フィルタ装置室から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定	スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	フィルタ装置を通過する水素濃度25vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定	<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価結果の相違
項目	条件	備考																																																	
評価シナリオ	容器気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）	炉心損傷を伴う事象のうち、原子炉格納容器ベント実施時のウエット条件における水素濃度が最も高いシナリオを選定																																																	
漏えい条件	水素濃度	25vol%	原子炉格納容器ベント実施前の最大水素濃度として設定																																																
	水蒸気濃度（漏えい時）	75vol%	保守的な条件として、フィルタ装置から漏えいする水素以外の気体は、すべて水蒸気として取扱い、漏えい後は水蒸気がすべて凝縮することを仮定して設定																																																
	水蒸気濃度（漏えい後）	0vol%																																																	
	酸素濃度	0vol%																																																	
	窒素濃度	0vol%																																																	
	漏えい時間	168時間	保守的に7日間継続して高濃度の水素が通過することを仮定して設定																																																
漏えい率	$7.7 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{h}$	JIS Z 2330 (2012)の可検リーク率（854kPa, 200℃、水素条件）を踏まえて設定																																																	
フィルタ装置室の条件	空間容積	564m ³	躯体図から算出した空間容積に対し、機器配管分の低減率0.7を考慮して設定																																																
	窒素濃度	79vol%	空気中のガス組成を踏まえて設定																																																
	酸素濃度	21vol%																																																	
濃度算出条件	水素の密度	0.0887kg/m ³	標準状態の条件として設定																																																
	窒素の密度	1.234kg/m ³																																																	
	酸素の密度	1.410kg/m ³																																																	
フィルタ装置室から大気への水素の漏えい	考慮しない	保守的な条件として設定																																																	
スクラバ溶液の放射線分解によって発生する水素	考慮しない	フィルタ装置を通過する水素濃度25vol%の保守性に包絡されることを踏まえて設定																																																	
		<p>c. フィルタ装置室への漏えい評価</p> <p>フィルタ装置からフィルタ装置室へ漏えいする水素量は、以下の式で算出する。</p> $\begin{aligned} \text{水素漏えい量} &= \text{漏えい率} \times \text{水素濃度} \times \text{漏えい時間} \cdots \text{式(1)} \\ &= 7.7 \times 10^{-4} \times 0.25 \times 168 \\ &= \text{約 } 3.2 \times 10^{-2} \text{ m}^3 \end{aligned}$	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 説明書本文 2.1 項の理由④ <p>表現の相違</p> <p>評価条件の相違</p>																																																

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>フィルタ装置室内での水素濃度を評価するため、式(1)で得た結果を mol 数に換算する。</p> $\begin{aligned} \text{水素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(2)} \\ &= 0.0887 \times 3.2 \times 10^{-2} \times 1 / (2 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.4 \text{ mol} \end{aligned}$ <p>次に、フィルタ装置室側の気体の物質質量を算出する。</p> $\begin{aligned} \text{酸素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(3)} \\ &= 1.410 \times 564 \times 0.21 / (32 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 5.219 \times 10^3 \text{ mol} \end{aligned}$ $\begin{aligned} \text{窒素の物質質量} &= \text{密度} \times \text{体積} \times \text{割合} / \text{分子量} \cdots \cdots \text{式(4)} \\ &= 1.234 \times 564 \times 0.79 / (28 \times 10^{-3}) \\ &= \text{約 } 1.964 \times 10^4 \text{ mol} \end{aligned}$ <p>式(1)～式(4)の結果を踏まえ、フィルタ装置室の水素濃度は以下のとおりとなる。</p> $\begin{aligned} \text{水素濃度} &= \text{水素の物質質量} / (\text{水素の物質質量} + \text{酸素の物質質量} \\ &\quad + \text{窒素の物質質量}) \times 100 \cdots \cdots \text{式(5)} \\ &= 1.4 / (1.4 + 5.219 \times 10^3 + 1.964 \times 10^4) \times 100 \\ &= \text{約 } 5.6 \times 10^{-3} \text{ vol\%} \end{aligned}$	<p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由④</p> <p>評価条件の相違</p> <p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由④</p> <p>評価条件の相違</p> <p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由④</p> <p>評価条件の相違</p>
		<p>3. 可搬型窒素ガス供給装置の容量 可搬型窒素ガス供給装置の容量は、下記のうち供給量が多くなる①を考慮して設定している。</p> <p>① ベント後、中長期的に除熱機能が復旧し、原子炉格納容器内の除熱を開始する前に窒素供給を開始し、除熱中の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持</p>	<p>設備名称の相違 記載方針の相違</p> <p>運用の相違 ・女川はベント停止前に原子炉格納容器窒素供給を開始 表現の相違 設計方針の相違 ・女川は、除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持でき</p>

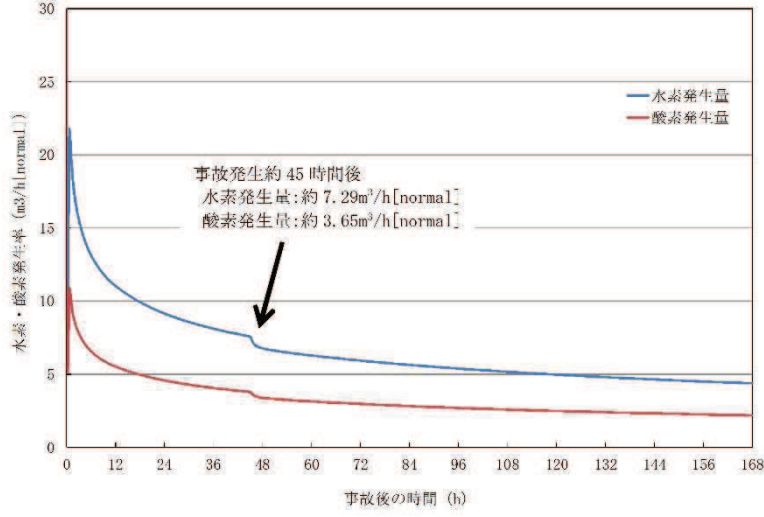
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考						
		<p>② ベント停止後の原子炉格納容器フィルタベント系の水素滞留防止のため，窒素の供給を行い，系統内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置の主要な仕様を表1-3に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1-3 可搬型窒素ガス供給装置の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1745 898 2460 1039"> <tr> <td>供給容量</td> <td>220m³/h[normal]</td> </tr> <tr> <td>純度</td> <td>99.0vol%（不活性ガス）</td> </tr> <tr> <td>供給圧力</td> <td>427kPa[gage]（可搬型窒素ガス供給装置出口にて）</td> </tr> </table> <p>以下に，可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量の設定について示す。</p> <p>ベント開始後に原子炉格納容器内で発生する水素は，サプレッションチェンバに移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。</p> <p>このため，水素発生量は，サプレッションチェンバへの放射性物質の移行量大きい事象である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」時において，ベント開始後，ドライウエル圧力が427kPa[gage]まで低下した時点（事故発生約45時間後）の水の放射線分解による発生を想定する。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」時における，事故発生後約45時間経過時点の水素発生量及び酸素発生量を図1-14に示す。</p>	供給容量	220m ³ /h[normal]	純度	99.0vol%（不活性ガス）	供給圧力	427kPa[gage]（可搬型窒素ガス供給装置出口にて）	<p>るように窒素供給容量を設定</p> <p>設備名称の相違 表現の相違 設計方針の相違 ・女川は，除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように窒素供給容量を設定</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設備名称の相違 表現の相違 設計方針の相違 設備名称の相違 表現の相違 設計方針の相違 ・女川は事故発生約45時間後の水の放射線分解による水素の発生量を想定するが，東二は表1-4に記載のとおり，事象発生7日後の水素発生量を想定している。</p>
供給容量	220m ³ /h[normal]								
純度	99.0vol%（不活性ガス）								
供給圧力	427kPa[gage]（可搬型窒素ガス供給装置出口にて）								

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 1-14 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」時における水素発生量及び酸素発生量</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置の窒素供給容量は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」時における水素発生量及び酸素発生量に対して、原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように、180m³/h [normal] 以上と設定している。</p> <p>窒素供給量は以下の式を用いて算出する。</p>	<p>表現の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・女川は、除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持でき</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>水素発生量 = $Q \times 10^6 \times G \text{ 値 (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) *1$ $/ (6.022 \times 10^{23}) *2 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ $\times \text{放射線吸収割合} \dots\dots\dots \text{式(6)}$</p> <p>窒素供給容量 = (水素発生量 - 水素発生量 $\times 0.04$ $- \text{酸素発生量} \times 0.04$) $/ 0.04 \dots\dots\dots \text{式(7)}$</p> <p>酸素発生量 = (水素発生量) $/ 2\text{m}^3/\text{h}$ [normal] $\dots\dots\dots \text{式(8)}$ Q : 崩壊熱 (MW) 注記*1 : 1eV = 1.602×10^{-19} (J) *2 : アボガドロ数 6.022×10^{23}</p> <p>水素発生量の計算には以下の条件及びMAAP解析結果を適用する。 ・除熱機能の復旧により原子炉格納容器内は冷却されており、水は非沸騰状態となっていることを想定し水素発生量のG値は0.25 (分子/100eV) とする。 ・放射線吸収割合は炉心部では0.1, 原子炉格納容器では1.0とする。 ・放射線分解に寄与する発熱量は、MAAP解析結果より炉心部では約8.71MW, 原子炉格納容器では約2.61MWとする。</p> <p>炉心部水素発生量 = $8.71 \times 10^6 \times 0.25 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$ $/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 0.1$ $= 1.83\text{m}^3/\text{h}$ [normal]</p> <p>原子炉格納容器水素発生量 = $2.61 \times 10^6 \times 0.25 / 100$ $/ (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23})$ $\times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times 1.0$ $= 5.46\text{m}^3/\text{h}$ [normal]</p> <p>合計水素発生量 = $1.83 + 5.46$ $= 7.29\text{m}^3/\text{h}$ [normal]</p> <p>酸素発生量 = $7.29 / 2$ $= 3.65\text{m}^3/\text{h}$ [normal]</p>	<p>るように窒素供給容量を設定</p> <p>表現の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		窒素供給容量 = $(7.29 - 7.29 \times 0.04 - 3.65 \times 0.04) / 0.04$ = 171.31 m ³ /h [normal]	設計方針の相違 ・女川は、除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように窒素供給容量を設定 解析結果の相違 設計方針の相違 ・女川は、除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように窒素供給容量を設定

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			設計方針の相違 ・女川は、除熱復旧後の原子炉格納容器内の水素濃度を可燃限界（4vol%）未満に維持できるように窒素供給容量を設定

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																								
		<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について</p> <p>1. 系統設計条件 原子炉格納容器フィルタベント系については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表2-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2-1 原子炉格納容器フィルタベント系の系統設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1706 829 2496 1528"> <thead> <tr> <th colspan="2">設計条件</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>854kPa[gage]</td> <td>原子炉格納容の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>200℃</td> <td>原子炉格納容の限界温度を考慮し、200℃とする。</td> </tr> <tr> <td>設計流量</td> <td>10.0kg/s (原子炉格納容圧力427kPa[gage]において)</td> <td>原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置内発熱量</td> <td>370kW</td> <td>想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル移行量</td> <td>150kg</td> <td>想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。</td> </tr> <tr> <td>よう素の炉内内蔵量</td> <td>□ kg</td> <td>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。</td> </tr> <tr> <td>耐震条件</td> <td>基準地震動 S sにて機能維持</td> <td>基準地震動 S sにて機能を維持する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：炉心熱出力が高いほど炉心内蔵量が大きくなることから、炉心熱出力が高いABWRを代表させている。また、ORIGEN2コードでは、保守的に1サイクル13か月（395日）に対して、1サイクル10000時間（416日）の燃焼期間を仮定している。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の各設計条件の考え方を以下に示す。</p>	設計条件		設定根拠	最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。	最高使用温度	200℃	原子炉格納容の限界温度を考慮し、200℃とする。	設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容圧力427kPa[gage]において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。	フィルタ装置内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。	エアロゾル移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。	よう素の炉内内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。	耐震条件	基準地震動 S sにて機能維持	基準地震動 S sにて機能を維持する。	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器型式が、東二：Mark II（1Pd:0.31MPa）に対し、女川：Mark-I改良型（1Pd:0.427MPa）（理由⑥） ・原子炉格納容器型式の相違に伴う設計条件の相違 ・よう素の炉内内蔵量について、女川はより熱出力が大きい代表炉心の評価結果をそのまま適用している。 <p>設備名称の相違</p>
設計条件		設定根拠																									
最高使用圧力	854kPa[gage]	原子炉格納容の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力427kPa[gage]の2倍）とする。																									
最高使用温度	200℃	原子炉格納容の限界温度を考慮し、200℃とする。																									
設計流量	10.0kg/s (原子炉格納容圧力427kPa[gage]において)	原子炉定格熱出力1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合（427kPa[gage]）であっても排出可能な流量とする。																									
フィルタ装置内発熱量	370kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する発熱量とする。																									
エアロゾル移行量	150kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（28kg）に対して十分な余裕を見込み、150kgとする。																									
よう素の炉内内蔵量	□ kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果*から、□ kgとする。																									
耐震条件	基準地震動 S sにて機能維持	基準地震動 S sにて機能を維持する。																									

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2. 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、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ガスを排気することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 854kPa[gage]（2Pd：最高使用圧力の2倍）に到達するまでにベント操作を実施することとしている。</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移から、ベント時に原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度は限界圧力 854kPa[gage]及び限界温度 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。</p> <p>有効性評価のうち格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の推移を図 2-1 及び図 2-2 に示す。</p> <p>原子炉格納容器圧力の最大値は約 640kPa[gage]、原子炉格納容器の最高温度は約 178℃であり、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設計条件の相違</p> <p>・説明書本文 2.2 項の理由⑥</p> <p>表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p> <p>・女川の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度の最大値は、それぞれ原子炉格納容器限界圧力及び原子炉格納容器限界温度を下回る。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 2-1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>有効性評価結果の相違</p>
		<p>図 2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器温度の推移</p>	<p>有効性評価結果の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>3. 系統流量（ベントガス流量）</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系の系統流量は，原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。</p> <p>(1) 蒸気流量の設定</p> <p>重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが，保守的に原子炉停止後2時間～3時間後に原子炉格納容器フィルタベント系が使用されると考え，その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し，それに相当する蒸気流量とする。</p> <p>(2) 原子炉格納容器圧力の設定</p> <p>有効性評価において原子炉格納容器フィルタベント系のベント開始圧力を1Pd～2Pdとしており，原子炉格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため，原子炉格納容器圧力は1Pdとする。</p> <p>(3) 系統流量の算出</p> <p>(1)及び(2)の組合せにより，系統流量を設定する。系統流量は式(1)により算出する。崩壊熱は，保守的に注水された水を蒸発させるエネルギーに全て寄与する評価とし，サプレッションプール等への熱の移行は考慮しない。さらに，原子炉圧力容器に注水された水の蒸発によって発生した蒸気についても，保守的にサプレッションプール等による凝縮を考慮せず，系統流量として取り扱う。</p> $W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \times 3600 / 1000 \dots \dots \dots \text{式(1)}$ <p>ここで，</p> <p>W_{Vent} : 系統流量 (t/h)</p> <p>Q_R : 定格熱出力 (2436×10³kW)</p> <p>h_s : 1Pdにおける飽和蒸気の比エンタルピ (2750kJ/kg)</p> <p>h_w : 1Pd, 60℃*における水の比エンタルピ (252kJ/kg)</p> <p>注記*：原子炉圧力容器に注水する水温を保守的に高めに設定した温度</p> <p>(重大事故等対処設備として期待する水源の運転時最高温度 60℃)</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違 設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・原子炉定格熱出力の相違 ・定格圧力が異なることによる，比エンタルピの相違</p> <p>設備の相違 ・女川は復水貯蔵タンクの運</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>以上より、系統流量は35t/hとなることから、35t/hをkg/sへ単位換算し、保守的に切り上げた10.0kg/sを原子炉格納容器圧力1Pdの時の系統流量とする。系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用する。</p> <p>なお、原子炉格納容器圧力が1Pdより高い圧力でベントする場合には、その時の原子炉格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、原子炉格納容器圧力が1Pd以上になれば系統流量も10.0kg/s以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。</p> <p>4. フィルタ装置内発熱量</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置内発熱量は、原子炉定格熱出力の0.015%に相当する崩壊熱である370kWに設定している。</p> <p>NUREG-1465における原子炉格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するFPによる崩壊熱を評価する。</p> <p>フィルタ装置内発熱量は以下の式で表される。</p> <p>【フィルタ装置内発熱量】</p> $= \text{【①ベント時の原子炉の崩壊熱】} \times \text{【②FPの原子炉格納容器への放出割合】} \div \text{【③原子炉格納容器内のDF】} \times \text{【④フィルタ装置に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合】}$ <p>① ベント時の原子炉の崩壊熱</p> <p>重大事故等発生後の数時間で原子炉格納容器フィルタベント系が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約2時間～3時間後に原子炉格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の1%とする。</p> <p>② FPの原子炉格納容器への放出割合</p> <p>NUREG-1465に基づき、揮発性核種のうち原子炉格納容器への放出割合が最も大きいHalogen(I)の放出割合である61%で代表させる。(表2-2)</p> <p>③ 原子炉格納容器内のDF</p> <p>海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する試験(NSPP</p>	<p>転時最高温度として設定</p> <p>設備の相違</p> <p>・式(1)より算出した系統流量の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・原子炉定格熱出力の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>試験等)では，原子炉格納容器のエアロゾルは数時間程度で1/10程度まで減少している結果が得られており，原子炉格納容器内のエアロゾルに対する除去効果として，ドライウェルベント時は DF:10*とする。</p> <p>注記*：事象発生から約 45 時間（有効性評価におけるベント開始時間）後の MAAP 解析結果から，DF は 10000 程度であることを確認しており，DF:10 としている発熱量評価の設定は保守的である。</p> <p>④ フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合 NUREG-1465に基づき，揮発性が比較的高く，炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり，フィルタ装置に蓄積する核種として，Halogen (I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し，これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする。（表2-3）</p> <p>したがって，定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。</p> <p>ドライウェルベント：$0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$</p> <p>以上より，フィルタ装置内発熱量は，上記割合を包絡する条件とし，原子炉定格熱出力の 0.015%である 370kW (2436MW×0.015%)と設定する。</p> <p>フィルタ装置内発熱量は，スクラバ溶液の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>設備の相違 ・原子炉定格熱出力の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																																												
		<p>表 2-2 NUREG-1465における原子炉格納容器内への放出割合</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>元素グループ</th> <th>Gap Release</th> <th>Early-In-vessel</th> <th>Ex-vessel</th> <th>Late-In-vessel</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Noble gases*1</td> <td>0.05</td> <td>0.95</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>Halogens (I)</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.30</td> <td>0.01</td> <td>0.61</td> </tr> <tr> <td>Alkali metal (Cs)</td> <td>0.05</td> <td>0.20</td> <td>0.35</td> <td>0.01</td> <td>0.61</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0</td> <td>0.05</td> <td>0.25</td> <td>0.005</td> <td>0.305</td> </tr> <tr> <td>Ba, Sr</td> <td>0</td> <td>0.02</td> <td>0.1</td> <td>0</td> <td>0.12</td> </tr> <tr> <td>Noble metals (Mo, Ru, Sb)</td> <td>0</td> <td>0.0025</td> <td>0.0025</td> <td>0</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.0005</td> <td>0.005</td> <td>0</td> <td>0.0055</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>0</td> <td>0.0002</td> <td>0.005</td> <td>0</td> <td>0.0052</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。</p> <p>表 2-3 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>元素グループ*2</th> <th>放出割合</th> <th>①放出割合 (ハロゲン比)</th> <th>②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)</th> <th>崩壊熱寄与割合 ①×②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Halogens (I)</td> <td>0.61</td> <td>1.0</td> <td>0.18</td> <td>0.18</td> </tr> <tr> <td>Alkali metal (Cs)</td> <td>0.61</td> <td>1.0</td> <td>0.02</td> <td>0.02</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.305</td> <td>0.5</td> <td>0.02</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td>Ba, Sr</td> <td>0.12</td> <td>0.2</td> <td>0.06</td> <td>0.01</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>合計</td> <td>0.22</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*2：希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。</p> <p>5. エアロゾル移行量</p> <p>有効性評価シナリオのうち、エアロゾル移行量の最も厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を表 2-4 に示す(参考)。</p> <p>表 2-4 原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">シーケンス（事象）</th> <th colspan="2">エアロゾル重量</th> </tr> <tr> <th>ウェットウェルベント</th> <th>ドライウェルベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）</td> <td>2.6g</td> <td>1200g</td> </tr> </tbody> </table>	元素グループ	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計	Noble gases*1	0.05	0.95	0	0	1.00	Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61	Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61	Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12	Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005	Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055	La	0	0.0002	0.005	0	0.0052	元素グループ*2	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②	Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18	Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02	Te	0.305	0.5	0.02	0.01	Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01				合計	0.22	シーケンス（事象）	エアロゾル重量		ウェットウェルベント	ドライウェルベント	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2.6g	1200g	<p>表現の相違</p> <p>有効性評価結果の相違</p>
元素グループ	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計																																																																																										
Noble gases*1	0.05	0.95	0	0	1.00																																																																																										
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61																																																																																										
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61																																																																																										
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305																																																																																										
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12																																																																																										
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005																																																																																										
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055																																																																																										
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052																																																																																										
元素グループ*2	放出割合	①放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②																																																																																											
Halogens (I)	0.61	1.0	0.18	0.18																																																																																											
Alkali metal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02																																																																																											
Te	0.305	0.5	0.02	0.01																																																																																											
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01																																																																																											
			合計	0.22																																																																																											
シーケンス（事象）	エアロゾル重量																																																																																														
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント																																																																																													
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2.6g	1200g																																																																																													

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>一方、原子炉格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッションプールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の原子炉格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約28kgとなるが、エアロゾルに係る海外規制の規定を踏まえ、150kgとして設計する。</p> <p>想定するエアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を以下に示す。</p> <p>(1) 核分裂生成物の炉内内蔵量 各核種グループのFPの炉内内蔵量を表2-5に示す。</p> <p>(2) 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出割合 NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する(表2-2)。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内のDF 保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF:10とする。</p> <p>以上より、想定するエアロゾル量を計算した結果、約28kgとなる。</p> <p>評価式を以下に示す。</p> <p>【エアロゾル量】＝</p> $\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの原子炉格納容器への放出割合})/10]$ <p>(4) 海外規制におけるエアロゾル移行量 ドイツRSKの勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60kg、BWRについては30kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150kgと規定されている。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計条件の相違にともなうエアロゾル量の相違 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> エアロゾル量の設定について、女川は150kgで保守的であると整理、詳細は後述の(参考)1.項に記載 <p>表現の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																	
		<p style="text-align: center;">表 2-5 核分裂生成物の炉内内蔵量</p> <table border="1" data-bbox="1715 426 2496 758"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>代表化学形態</th> <th>炉内内蔵量(kg)</th> <th>原子炉格納容器への放出割合(-)</th> <th>エアロゾル移行量(kg)*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Halogens</td> <td>CsI</td> <td rowspan="7" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>0.61</td> <td rowspan="7" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>Alkali metal</td> <td>CsOH</td> <td>0.61</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>TeO₂, Sb</td> <td>0.305</td> </tr> <tr> <td>Ba, Sr</td> <td>BaO, SrO</td> <td>0.12</td> </tr> <tr> <td>Noble metals</td> <td>MoO₂</td> <td>0.005</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>CeO₂</td> <td>0.0055</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>La₂O₃</td> <td>0.0052</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>合計</td> <td>2.8E+01</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*：エアロゾル移行量は、金属繊維フィルタの総面積の設定に使用される。</p> <p>6. 引用文献</p> <p>(1) NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995</p> <p>(2) “Aerosol Release and Transport Program Semiannual Progress Report For October 1983-March 1984”, NUREG/CR-3830 Vol. 1, ORNL/TM-9217/V1</p> <p>(参考)</p> <p>1. エアロゾルの保守性について</p> <p>(1) 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件について 原子炉格納容器フィルタベント系の設計条件としては、エアロゾル移行量を 150kg に設定している。</p> <p>(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について</p> <p>a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして原子炉格納容器フィルタベント系に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示す MAAP 解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度によ</p>	核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量(kg)	原子炉格納容器への放出割合(-)	エアロゾル移行量(kg)*	Halogens	CsI		0.61		Alkali metal	CsOH	0.61	Te	TeO ₂ , Sb	0.305	Ba, Sr	BaO, SrO	0.12	Noble metals	MoO ₂	0.005	Ce	CeO ₂	0.0055	La	La ₂ O ₃	0.0052				合計	2.8E+01	<p>解析結果の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量(kg)	原子炉格納容器への放出割合(-)	エアロゾル移行量(kg)*																																
Halogens	CsI		0.61																																	
Alkali metal	CsOH		0.61																																	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305																																	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12																																	
Noble metals	MoO ₂		0.005																																	
Ce	CeO ₂		0.0055																																	
La	La ₂ O ₃		0.0052																																	
			合計	2.8E+01																																

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>る静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を選定している。</p> <p>(a) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、熔融炉心中心部は熔融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で熔融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は熔融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合は、熔融炉心冠水時において熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、熔融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、熔融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」シーケンスにおける原子炉格納容器フィルタベント系へ流入するエアロゾル移行量を表2-6に示す。本シーケンスの有効性評価ではウェットウェルベントを優先して実施することとしているが、ここではドライウェルベントを実施した場合のエアロゾル移行量も併せて示している。表2-6より、エアロゾル移行量はウェットウェルベント時よりドライウェルベント時の方が多く1.2kgであるが、原子炉格納容器フィルタベント系で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る150kgである。</p>	<p>設備の相違</p> <p>・女川は原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内にコリウムシールドを設置（自主対策設備）しており、ペDESTAL全面に設置するものではないため、コリウムシールドについては記載していない。</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考						
		<p>表 2-6 静的負荷シーケンスにおける FP エアロゾル移行量</p> <table border="1" data-bbox="1757 409 2448 535"> <thead> <tr> <th>放出する系統</th> <th>FP エアロゾル移行量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ウェットウェルベント</td> <td>0.0026</td> </tr> <tr> <td>ドライウェルベント</td> <td>1.2</td> </tr> </tbody> </table>	放出する系統	FP エアロゾル移行量 (kg)	ウェットウェルベント	0.0026	ドライウェルベント	1.2	
放出する系統	FP エアロゾル移行量 (kg)								
ウェットウェルベント	0.0026								
ドライウェルベント	1.2								

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;"><u>流量制限オリフィスの設定方法について</u></p> <p>1. 流量制限オリフィスの設定方法</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。</p> <p>一方、原子炉格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズルの流速を適正な条件に保持するため、フィルタ装置の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。</p> <p>ベント操作は原子炉格納容器圧力が 1Pd～2Pd（427kPa[gage]～854kPa[gage]）の時に開始する運用としており、流量制限オリフィスの設計に当たっては、ベント時において原子炉格納容器圧力が低い状態（原子炉格納容器と大気の差圧が低い状態）を考慮し、原子炉格納容器圧力 1Pd の時に原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるよう、以下のとおり設定する。</p> <p>なお、原子炉格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる原子炉格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。</p> <p>① 流量制限オリフィス上流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス上流の圧力を算出する。</p> <p>② 流量制限オリフィス下流の流路の圧力損失を計算し、流量制限オリフィス下流の圧力を算出する。</p> <p>③ ①及び②で算出した流量制限オリフィスの上流及び下流の圧力条件下で、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出できるような流出断面積を算出する。</p>	<p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由⑥ 表現の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>オリフィスの流出断面積は，以下の式に基づき計算する。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	
		<p>ここで V：体積流量 m：質量流量 σ：比体積</p>	<p>表現の相違</p>
		<div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	<p>表現の相違</p> <p>設備の相違 ・説明書本文 2.1 項の理由⑥</p>
		<p>概算評価結果を表 3-1 及び図 3-1 に，原子炉格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を図 3-2 に示す。</p>	<p>設備の相違 ・女川は原子炉格納容器圧力 1Pd 時においてベントを実施した場合に，設計流量のベントガスが臨界流となるように設計している。</p> <p>表現の相違</p>


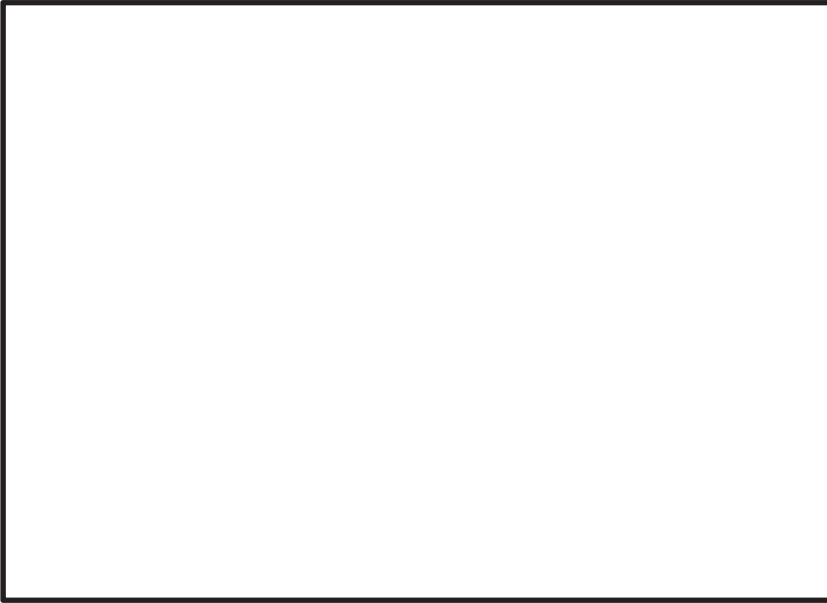
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div>	設備名称の相違
		<p>2. オリフィス以外の圧力損失 オリフィス以外の圧力損失については，以下に示す。</p> <p>(1) 入口配管，出口配管 配管の圧損は，損失係数に実機を想定して直管部，エルボ，ティ ー及び弁等を考慮して以下の式に基づき計算する。</p>	
		<div style="border: 1px solid black; height: 30px; width: 100%;"></div>	
		<p>ここで</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	表現の相違
		<p>(2) フィルタ装置 フィルタ装置内圧力損失は JAVA 試験の結果から導出した以下の 実験式に基づき計算する。</p>	設備名称の相違
		<div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div>	<p>設備の相違</p> <p>・ JAVA 試験結果を実機に適用 するための実験式であるた め，各項の係数はプラントに よって異なる。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																	
		<p>ここで</p>  <p>(3) 放射性よう素フィルタ 放射性よう素フィルタの圧力損失は、試験結果に基づき約 <input type="text" value=""/> kPa (1Pd時) とする。</p> <p>表 3-1 原子炉格納容器圧力に対する体積流量（概算評価）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉格納容器圧力 kPa [gage]</th> <th>入口配管 圧力損失 kPa</th> <th>フィルタ装置内 圧力損失 kPa</th> <th>オリフィス 圧力損失 kPa</th> <th>放射性 よう素フィルタ 圧力損失 kPa</th> <th>出口配管 圧力損失 kPa</th> <th>質量流量 kg/s (相対比) *1</th> <th>体積流量 m³/s (相対比) *1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>854 (2Pd)</td> <td colspan="7" rowspan="2" style="background-color: #cccccc;"></td> </tr> <tr> <td>427 (1Pd)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*1：原子炉格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載 *2：ベント実施後、原子炉格納容器圧力が十分低下した時点の圧力</p>  <p>図 3-1 圧力勾配図</p>	原子炉格納容器圧力 kPa [gage]	入口配管 圧力損失 kPa	フィルタ装置内 圧力損失 kPa	オリフィス 圧力損失 kPa	放射性 よう素フィルタ 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) *1	体積流量 m ³ /s (相対比) *1	854 (2Pd)								427 (1Pd)	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計条件の相違により、フィルタ装置上流でのガス流速及びフィルタ装置入口の密度が異なる。 <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計条件の相違により、各圧力損失の値が異なる。 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・表 3-1 の圧力損失の評価結果をプロットしており、圧力勾配が異なる。
原子炉格納容器圧力 kPa [gage]	入口配管 圧力損失 kPa	フィルタ装置内 圧力損失 kPa	オリフィス 圧力損失 kPa	放射性 よう素フィルタ 圧力損失 kPa	出口配管 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) *1	体積流量 m ³ /s (相対比) *1													
854 (2Pd)																				
427 (1Pd)																				

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1706 331 2496 800" style="border: 2px solid black; height: 223px; width: 266px;"></div> <p data-bbox="1792 821 2415 848">図 3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の流量特性</p>	<p data-bbox="2516 373 2653 401">設備の相違</p> <ul data-bbox="2516 422 2867 533" style="list-style-type: none"> ・表 3-1 の圧力損失及び流量評価結果をプロットしており，流量特性が異なる。

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p><u>スクラバ溶液の保有水量の設定根拠及び健全性について</u></p> <p>ベンチュリスクラバのスクラバ溶液について、その保有水量の設定根拠を示すとともに、その健全性が維持されることを確認する。</p> <p>1. 保有水量の設定根拠</p> <p>スクラバ溶液の保有水量は、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量（以下「最小水量」という。）から、ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において、金属繊維フィルタが水没しない水量（以下「最大水量」という。）を考慮して、約 [] t と設定している。なお、初期水量（系統待機時）は上記を考慮し、補給期間の確保の観点から水量を大きく、かつ、上限水位にも余裕を持った値として、約 [] t と設定している。</p> <p>スクラバ溶液の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を図4-1に示す。</p> <p>(1) 最大水量について</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>・女川は、上限水位及び下限水位の評価を踏まえ、初期水位を設定</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			<p>仕様の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・以下①～③の値の合計による。</p> <p>表現の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>表現の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設計方針の相違 ・女川は，水量の評価を精緻化するため，蒸気の凝縮に寄与する構造材として配管を考慮</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様及び各パラメータの相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様及び各パラメータの相違 <p>表現の相違</p>
			<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
		(2) 最小水量について	
			<p>設備名称の相違</p>
			<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違 <p>設備名称の相違</p>
			<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以下①～③の値の合計による。
			<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違
			<p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			<p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・女川は、水量の評価を精緻化するため、蒸気の凝縮に寄与する構造材として配管を考慮</p> <div data-bbox="2502 625 2873 898" style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 125px;"></div> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・女川は水量の評価を精緻化するため、放射性物質の発熱量を24時間一定とせず、24時間分の積算値で評価</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様及び各パラメータの相違 <p>表現の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p data-bbox="1893 1087 2309 1119">図4-1 フィルタ装置水位の概略図</p>	<p data-bbox="2516 373 2873 489">設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p data-bbox="1914 325 2300 357">表 4-1 ベント時における物性値</p> <div data-bbox="1715 367 2493 1276" style="border: 1px solid black; height: 433px; width: 262px;"></div> <p data-bbox="1715 1402 2181 1434">(3) スクラバ溶液の補給期間について</p> <p data-bbox="1715 1449 2493 1795">フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラバ溶液の初期保有水量（フィルタ装置の寸法）は、他の設計条件と同様に、大きな保守性を確保し設定（設計）している。一方、スクラバ溶液の補給期間は、運用に係るものであり、有効性評価に基づく運用を考慮して評価することとし、有効性評価のうちベント時間を厳しく評価する大破断 LOCA を想定した「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラバ溶液の水位挙動より評価する（表 4-2）。</p> <p data-bbox="1736 1806 2478 1837">スクラバ溶液の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。</p>	<p data-bbox="2516 325 2715 357">設計方針の相違</p> <ul data-bbox="2516 367 2878 535" style="list-style-type: none">・女川は水量の評価を精緻化するため、放射性物質の発熱量を 24 時間一定とせず、24 時間分の積算値で評価 <p data-bbox="2516 1402 2715 1434">設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>a. 評価条件</p> <p>(a) 初期水量：<input type="text"/> kg</p> <p>(b) 室温：25℃*1</p> <p>(c) ベント時の原子炉格納容器圧力：図4-2のとおり</p> <p>(d) フィルタ装置内発熱量：<input type="text"/> kW*2</p> <p>注記*1：ベント実施前のスクラバ溶液の初期水温としても使用。 系統待機時の原子炉建屋原子炉棟内の平均温度として 設定した値</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・女川は、上限水位及び下限水位の評価を踏まえ、初期水位を設定 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・女川では、フィルタ装置の水量計算ではすべて室温25℃を条件として評価している。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・女川はウェットウェルベント及びドライウェルベントの両方において、フィルタ装置内発熱量は一定として評価している。 <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none">・説明書本文2.1項の理由④

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考									
		<p>*2: 45時間後のベントを想定し、炉心の放射性物質の内蔵量から算出したフィルタ装置へ流入するエアロゾル及び無機よう素の発熱量の最大値（約■kW）に余裕を考慮した値</p> <p>b. 評価結果 スクラバ溶液の水量挙動を図4-3に示す。ベント時のスクラバ溶液の水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間（168時間）運転員による水の補給操作は不要となる。</p> <p>表4-2 設備設計と運用の主な条件設定の差異</p> <table border="1" data-bbox="1715 1352 2487 1549"> <thead> <tr> <th></th> <th>設計条件 【フィルタ装置寸法】</th> <th>運用 【水補給の運用の評価】</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベント時間</td> <td>2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1%相当の時間】</td> <td>45時間後*3 【有効性評価結果より】</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置内発熱量</td> <td>370kW 【ベント時間：2時間～3時間ベース】</td> <td>■kW 【ベント時間：45時間ベース】</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記*3：水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間45時間ベース</p>		設計条件 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】	ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1%相当の時間】	45時間後*3 【有効性評価結果より】	フィルタ装置内発熱量	370kW 【ベント時間：2時間～3時間ベース】	■kW 【ベント時間：45時間ベース】	<p>設備の相違 ・説明書本文2.1項の理由④</p> <p>解析条件の相違</p> <p>設備名称の相違 設計方針の相違 ・女川はウェットウェルベント及びドライウェルベントの両方において、フィルタ装置内発熱量は一定として評価</p> <p>解析条件の相違</p>
	設計条件 【フィルタ装置寸法】	運用 【水補給の運用の評価】										
ベント時間	2時間～3時間後 【原子炉定格熱出力の1%相当の時間】	45時間後*3 【有効性評価結果より】										
フィルタ装置内発熱量	370kW 【ベント時間：2時間～3時間ベース】	■kW 【ベント時間：45時間ベース】										


赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1715 346 2484 1402" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1923 1451 2279 1478" style="text-align: center;">図 4-2 ベント時の圧力推移図</p>	<p data-bbox="2516 373 2703 401">設計方針の相違</p> <ul data-bbox="2516 422 2867 583" style="list-style-type: none"> ・女川は水量の評価を精緻化するため、原子炉格納容器圧力について、MAAPによる解析結果を適用

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p data-bbox="1709 1493 2493 1612">図 4-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるベント時のスクラバ溶液の水量変動</p>	<p data-bbox="2516 369 2703 401">解析条件の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>2. スクラバ溶液の健全性</p> <p>2.1 スクラバ溶液の pH</p> <p>スクラバ溶液は、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（pH7 以上）に維持する必要があるが、重大事故等発生時においては、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素（HCl）等の酸が放出され、ベント実施により原子炉格納容器からフィルタ装置（スクラバ溶液）に移行するため、pH が低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラバ溶液は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の pH 監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>なお、スクラバ溶液の pH については、定検時にサンプリングを実施し、性状を確認する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950において検討が実施されており、その発生源として燃料（核分裂生成物）、原子炉水、サブプレッションプール水溶存窒素、原子炉格納容器内ケーブル、原子炉格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、原子炉格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源ごとに表 4-3 に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>


赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																												
		<p style="text-align: center;">表 4-3 主な酸性物質と塩基性物質</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">発生源</th> <th style="width: 25%;">酸性物質</th> <th style="width: 25%;">塩基性物質</th> <th style="width: 25%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料（核分裂生成物）</td> <td>よう化水素 (HI)</td> <td>水酸化セシウム (CsOH) 等</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉水</td> <td>—</td> <td>五ほう酸ナトリウム (Na₂B₁₀O₁₆)</td> <td>ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水溶存窒素</td> <td>硝酸 (HNO₃)</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内ケーブル</td> <td>塩化水素 (HCl)</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）</td> <td>二酸化炭素 (CO₂)</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内塗料</td> <td>硝酸 (HNO₃)</td> <td>アンモニア (NH₃)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	発生源	酸性物質	塩基性物質	備考	燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等		原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合	サブプレッションプール水溶存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—		原子炉格納容器内ケーブル	塩化水素 (HCl)	—		原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素 (CO ₂)	—		原子炉格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)		
発生源	酸性物質	塩基性物質	備考																												
燃料（核分裂生成物）	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等																													
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合																												
サブプレッションプール水溶存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—																													
原子炉格納容器内ケーブル	塩化水素 (HCl)	—																													
原子炉格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素 (CO ₂)	—																													
原子炉格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)																													
		<p>これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサブプレッションプール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合に MCCI により発生する二酸化炭素に加え、pH への寄与が大きいと考えられる原子炉格納容器内ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラバ溶液中で分解する際に塩基を消費する [] が、スクラバ溶液の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。</p> <p>a. 原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸の発生量</p> <p>原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、約 [] mol の酸性物質が原子炉格納容器内で生成されると評価した。調査した結果を図 4-4 に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出される仮定で酸の発生量を評価 																												

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
			<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は酸の起因となり得る元素の量を調査し，ベント前に全て原子炉格納容器内に放出される仮定で酸の発生量を評価
		<p>b. サプレッションプール水での放射線分解により発生する硝酸の量</p> <p>重大事故等時において，サプレッションプール水中ではサプレッションプール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。</p> <p>なお，原子炉格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラバ溶液に移行し，フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが，ここでは，原子炉格納容器内に放出された放射性イオンを全てエアロゾル（CsI）とし，サプレッションプール内に全てのエアロゾルが移行するものとして，硝酸の発生量を評価した上で，発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し，スクラバ溶液の塩基と反応するものとして評価している。このため，ラジオリシスによるスクラバ溶液のpHの影響は保守的に評価されている。</p>	<p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
		<p>NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183 及び NUREG/CR-5950 に基づき，サプレッションプール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果，事象発生7日後に約 <input type="text" value=""/> mol となる。</p>	<p>設備名称の相違 設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東二においては，薬液の補給設備を設置しないため，ベント後60日後までの評価を実施しているが，女川は自主対策設備として薬液補給装置を設置するため，7日後までの評価

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																						
		<p style="text-align: center;">$HN0_3 = G_w \times D \times V_s$</p> <p>ここで、 $HN0_3$：積算硝酸生成量（mol） G_w：水の硝酸生成G値に相当する換算係数（mol/L/Mrad(Water)） D：サプレッションプール水の積算吸収線量（Mrad(Water)） V_s：サプレッションプール水体積（L）</p> <p>c. MCCIにより発生する二酸化炭素の量 原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリート*1を使用していることから、MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価での重大事故等時のコンクリート侵食量約□cmに対して保守的に約□cmのコンクリート侵食を見込み評価する。</p> <p>MCCIにより発生する二酸化炭素は、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は約□mol*2となる。</p> <p>注記*1：コンクリートの組成例は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1825 1465 2418 1749"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>玄武岩系コンクリート（重量%）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>54.84</td></tr> <tr><td>TiO₂, MnO, MgO</td><td>7.21</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>8.82</td></tr> <tr><td>Na₂O</td><td>1.80</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>5.39</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>6.26</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>8.32</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</td><td>0.00</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>1.50</td></tr> <tr><td>H₂O（自由水、結合水）</td><td>5.86</td></tr> </tbody> </table> <p>*2：二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。</p>	成分	玄武岩系コンクリート（重量%）	SiO ₂	54.84	TiO ₂ , MnO, MgO	7.21	CaO	8.82	Na ₂ O	1.80	K ₂ O	5.39	Fe ₂ O ₃	6.26	Al ₂ O ₃	8.32	Cr ₂ O ₃	0.00	CO ₂	1.50	H ₂ O（自由水、結合水）	5.86	<p>としている。（理由⑧）</p> <p>記載方針の相違 ・単位換算方法の相違</p> <p>設備の相違 ・東二は、コリウムシールドをMCCI対策としてペダスタル全面に設置するが、女川は、コリウムシールド(自主対策設備)を原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置するため、有効性評価上コンクリート侵食が生じる。</p> <p>解析条件の相違 ・女川は、発生する一酸化炭素をすべて二酸化炭素とし、2倍の物質質量として評価することで保守的な評価としている。</p>
成分	玄武岩系コンクリート（重量%）																								
SiO ₂	54.84																								
TiO ₂ , MnO, MgO	7.21																								
CaO	8.82																								
Na ₂ O	1.80																								
K ₂ O	5.39																								
Fe ₂ O ₃	6.26																								
Al ₂ O ₃	8.32																								
Cr ₂ O ₃	0.00																								
CO ₂	1.50																								
H ₂ O（自由水、結合水）	5.86																								

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラバ溶液に溶解することはない、また弱酸のため、酸性物質としてスクラバ溶液に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラバ溶液のpHに影響を与える酸性物質として評価する。</p> <p>d. ■の分解により消費される塩基の量 スクラバ溶液に含まれる■は、酸素が存在する場</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・女川は、無機よう素の捕集により消費される塩基量が微小であること及び当該消費量がスクラバ溶液の初期濃度の設計余裕の中に収まることから、全体の消費量に見込んでいない。</p> <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[]の量は、スクラバ溶液の積算吸収線量の増加に伴って増加する。</p> <p>[]</p> <p>ここでは、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、スクラバ溶液に含まれる[]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[]の分解により消費される塩基の量は約[]molとなる。</p> <p>(スクラバ溶液に含まれる[]の量)</p> <p>[]</p> <p>[]の分解により消費される塩基の量)</p> <p>[]</p> <p>(2) フィルタ装置での塩基の消費量</p> <p>(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッションプールに移行し、ベント時にはサプレッションプールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラバ溶液の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。</p> <p>【フィルタ装置での塩基の消費量（約[]mol）】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内ケーブルに起因する酸で消費される塩基の量 約[]mol サプレッションプール水から発生する硝酸で消費される塩基の量 約[]mol MCCIで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 約[]mol []の分解により消費される塩基の量 約[]mol 	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 表現の相違</p> <p>設計方針の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p> <p>設備名称の相違 設計方針の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・別紙4 2.1(1)b. の理由⑧ 解析結果の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・別紙4 2.1(1)b. の理由⑧</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(3) スクラバ溶液の pH 評価結果</p> <p>フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持する必要がある、スクラバ溶液には塩基の消費量 (約 [] mol) を考慮する。</p> <p>消費される約 [] mol の塩基に相当する [] の濃度は、待機時水量 (約 [] t) 時に約 [] wt% (= []) となることから、これに余裕を考慮して、スクラバ溶液の待機時 [] 濃度は [] wt% 以上とする。</p> <p>[]</p> <p>この場合、初期のスクラバ溶液の pH は約 []、事象発生 7 日後のスクラバ溶液の pH は約 [] であり、スクラバ溶液はアルカリ性の状態を維持できる。</p> <p>(4) 薬液の劣化・濃度均一性</p> <p>フィルタ装置スクラバ溶液に添加する [] の水系の相平衡については、「工業用水便覧」より、図 4-5 のとおり示されている。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設計方針の相違 ・別紙 4 2.1(1)b. の理由⑧</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備設計の相違</p> <p>解析結果の相違 設計方針の相違 ・別紙 4 2.1(1)b. の理由⑧</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 出典図書の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 4-5 より、フィルタ装置スクラバ溶液の添加濃度である <input type="text"/> では、水温が 0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内のフィルタ装置室に設置することとしており、スクラバ溶液は 10℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に <input type="text"/> が析出することはない。</p> <p>また、<input type="text"/> は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置はフィルタ装置出口側ラプチャディスクにより外界と隔離され、窒素雰囲気になされることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。</p> <p>また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、<input type="text"/> は均一に拡散されると考えられる。</p> <div data-bbox="1804 953 2466 1843" style="border: 1px solid black; height: 400px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 4-5 <input type="text"/> の水系相平衡図</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・説明書本文 2.1 項の理由④</p> <p>設備名称の相違</p> <p>出典図書の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(5) スクラバ溶液の管理について</p> <p>(3)に記載したとおり、スクラバ溶液は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に原子炉格納容器から酸が移行した場合においても、スクラバ溶液はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラバ溶液の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。</p> <p>a. 系統待機時の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査時に■■■■の濃度が■ wt%以上であること及びpHが13以上であることを確認する。 ・スクラバ溶液が通常水位の範囲内であることを確認する。 <p>b. ベント中の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ溶液の水位を監視し、下限水位に至る場合においては、水及び薬液を補給する。 <p>c. ベント停止後（隔離弁閉止後）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント停止後において、フィルタ装置に異常がないことを確認するため、フィルタ装置水位計にて、スクラバ溶液の水位が確保されていることを確認する。 <p>2.2 スクラバ溶液の粘性</p> <p>ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行すると、スクラバ溶液の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラバ溶液に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DFへの影響がないことを確認した。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本項(3)に記載のとおり <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・別紙4 2.1(1)b. の理由⑧ <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は、ベント後にフィルタ装置のスクラバ溶液を移送した後に水補給を実施し、移送後にも水位を確認する。 <p>設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																	
		<p>(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている原子炉格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラバ溶液への影響を評価する。なお、NUREG-1465では原子炉格納容器への放出過程（Early In-Vessel, Late In-Vessel等）ごとに原子炉格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラバ溶液への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。</p> <p>ベント後のスクラバ溶液には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を表4-4に示す。</p> <p style="text-align: center;">表4-4 エアロゾル（設計条件）の種類と溶解の可否</p> <table border="1" data-bbox="1715 1003 2487 1339"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>代表化学形態</th> <th>FPエアロゾル移行量 (kg)</th> <th>溶解の可否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Halogens</td> <td>CsI</td> <td rowspan="10" style="text-align: center; vertical-align: middle;">150</td> <td>可溶性</td> </tr> <tr> <td>Alkali metal</td> <td>CsOH</td> <td>可溶性</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>TeO₂, Sb</td> <td>不溶性</td> </tr> <tr> <td>Ba, Sr</td> <td>BaO, SrO</td> <td>可溶性</td> </tr> <tr> <td>Noble metals</td> <td>MoO₂</td> <td>不溶性</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>CeO₂</td> <td>不溶性</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>La₂O₃</td> <td>不溶性</td> </tr> <tr> <td>構造材</td> <td>SiO₂等</td> <td>大半は不溶性</td> </tr> <tr> <td></td> <td>合計</td> <td>150</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラバ溶液の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。</p> <p>なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率η [mPa・s] で表され、水の粘性率は水温10℃の場合は約1.3mPa・s、80℃の場合は約0.3mPa・sである。（引用文献(8)）</p> <p>a. 可溶性エアロゾルの影響</p> <p>エアロゾルがスクラバ溶液に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性</p>	核種グループ	代表化学形態	FPエアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否	Halogens	CsI	150	可溶性	Alkali metal	CsOH	可溶性	Te	TeO ₂ , Sb	不溶性	Ba, Sr	BaO, SrO	可溶性	Noble metals	MoO ₂	不溶性	Ce	CeO ₂	不溶性	La	La ₂ O ₃	不溶性	構造材	SiO ₂ 等	大半は不溶性		合計	150	—	<p>設備名称の相違</p> <p>設計条件の相違</p> <p>・設備仕様の相違に伴う設計条件の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>引用文献の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
核種グループ	代表化学形態	FPエアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否																																	
Halogens	CsI	150	可溶性																																	
Alkali metal	CsOH		可溶性																																	
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性																																	
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性																																	
Noble metals	MoO ₂		不溶性																																	
Ce	CeO ₂		不溶性																																	
La	La ₂ O ₃		不溶性																																	
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性																																	
	合計		150	—																																

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる。（引用文献(4)）</p> <p>ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには [] K^+、Cs^+があり、陰イオンには OH^-、Cl^-、Br^-、I^-、CO_3^{2-}、HCO_3^-、SO_4^{2-}がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは []、陰イオンは OH^-であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+、陰イオンは I^-であると考えられる。（引用文献(3)、(5)）</p> <p>このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を [] として評価したとき最も大きく、よう化セシウム (CsI) として評価したときには小さくなる。</p> <p>スクラバ溶液として低温（粘性率が高い）の $25^\circ C$ における [] [] とう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を図4-6に示す。</p> <div data-bbox="1715 1066 2487 1570" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 260px; margin: 10px 0;"></div> <p>図4-6 [] と CsI が水に溶解した場合の粘性率の変化 ($25^\circ C$) ([]: 引用文献(6), CsI: 引用文献(7))</p> <p>スクラバ溶液に添加している化学薬剤は [] [] [] であり、このスクラバ溶液の粘性率は、化学薬剤を全て [] として評価すると、図4-6より約 [] $mPa \cdot s$ とな</p>	<p>備考</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

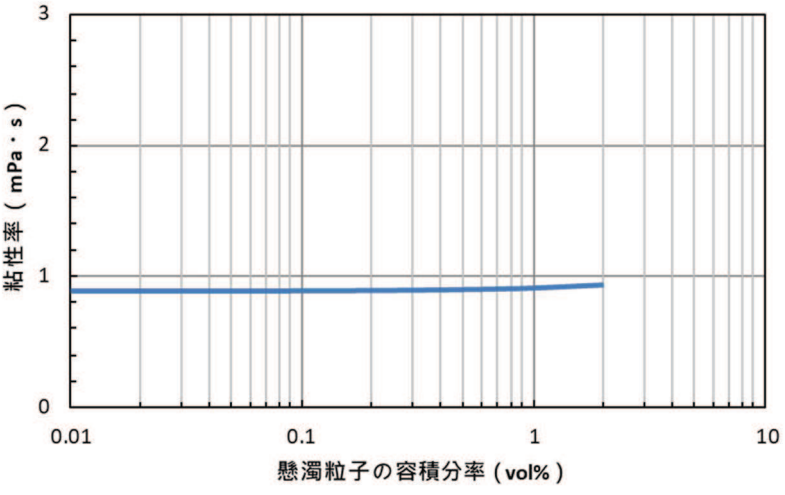
02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>る。</p> <p>また、スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て [] (150kg=3750mol) と想定とすると、その溶液のモル濃度は約 [] mol/L 上昇し、約 [] mol/L (= []) となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラバ溶液の粘性率は、図 4-6 より約 [] mPa・s となる。</p> <p>以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラバ溶液の粘性率に比べて、わずかに (約 [] mPa・s) 大きくなると評価できる。</p> <p>b. 不溶性エアロゾルの影響</p> <p>エアロゾルが不溶性の場合、スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる（引用文献(3)）。</p> $\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$ <p>ここで、η：懸濁粒子溶液の粘性、η_0：分散溶媒の粘性、ϕ：懸濁粒子の容積分率を示す。上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図 4-7 に示す（アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率 2vol% までを記載）。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

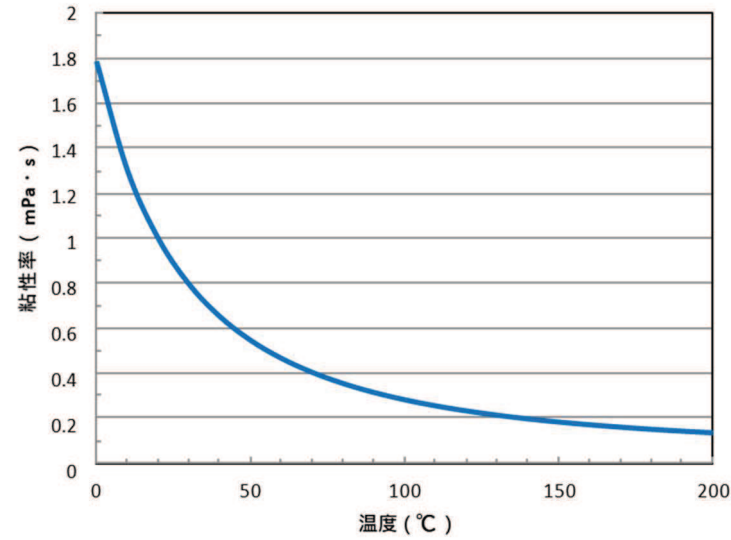
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図4-7 不溶成分が共存した場合の粘性率の変化（25℃）</p> <p>スクラバ溶液の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル（密度 [] g/cm³）とし、下限水位時の水量の [] t に加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、約 [] vol%（≒ []）となる。図4-7によると懸濁粒子の容積分率2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラバ溶液の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。</p> <p>なお、上記の密度 [] g/cm³は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂（密度約5.7g/cm³）等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。</p> <p>(2) 評価結果</p> <p>粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、図4-8に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラバ溶液の粘性のDFへの影響はないと考えられる。</p> <p>・可溶性エアロゾル（ [] 150kg）が溶解した場合のスクラバ溶液の粘性率の変化は、溶解前のスクラバ溶液と比べた場合に約 [] mPa·s 大きくなる。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・本項(1)で設定したエアロゾル量の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 4-8 水の粘性率に及ぼす温度の影響</p> <p>なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。</p> <p>2.3 スクラバ溶液の逆流防止</p> <p>金属繊維フィルタのプレフィルタにおける圧損が大きい場合、金属繊維フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入する可能性がある。</p> <p>フィルタ装置の設計では、プレフィルタの圧損を考慮しており、想定される圧損に対して余裕のある値として <input type="text"/> kPa の圧損を考慮している。具体的には、ドレン配管から金属繊維フィルタにスクラバ溶液が流入しないよう、金属繊維フィルタ下端から下方約 <input type="text"/> m の位置にスクラバ溶液の水位上限を設定している。</p> <p>実機ではプレフィルタの圧損は <input type="text"/> 程度であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラバ溶液が金属繊維フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>・女川は、系統待機時及び運転中にフィルタ装置の水位が上限水位となることはなく、排水は考慮していない。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 []：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>また、金属繊維フィルタのドレン配管の内径は約 [] mmであり、金属繊維フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [] ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。</p> <p>フィルタ装置のスクラバ溶液水位の概要を図4-9に示す。</p> <div data-bbox="1727 604 2475 1396" style="border: 1px solid black; height: 377px; width: 252px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図4-9 フィルタ装置のスクラバ溶液水位</p> <p>3. 引用文献</p> <p>(1) NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec. 1992</p> <p>(2) NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO₂ With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr. 1992</p> <p>(3) 化学便覧第5版</p> <p>(4) 上平恒, 「水の分子工学」</p>	<p>設備名称の相違 設備の相違 ・設計方針の相違に伴う設備仕様の相違</p> <p>引用文献の相違 ・版の相違であり、引用した内容に相違はない。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		(5) 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」 (6) Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions ($M^+ = Na^+, K^+, Li^+, Cs^+, (CH_3)_4N^+$) at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617(2000) (7) Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58(4), 619-625(1936) (8) 日本機械学会 蒸気表<1999>	引用文献の相違 ・女川では本図書を引用していない。

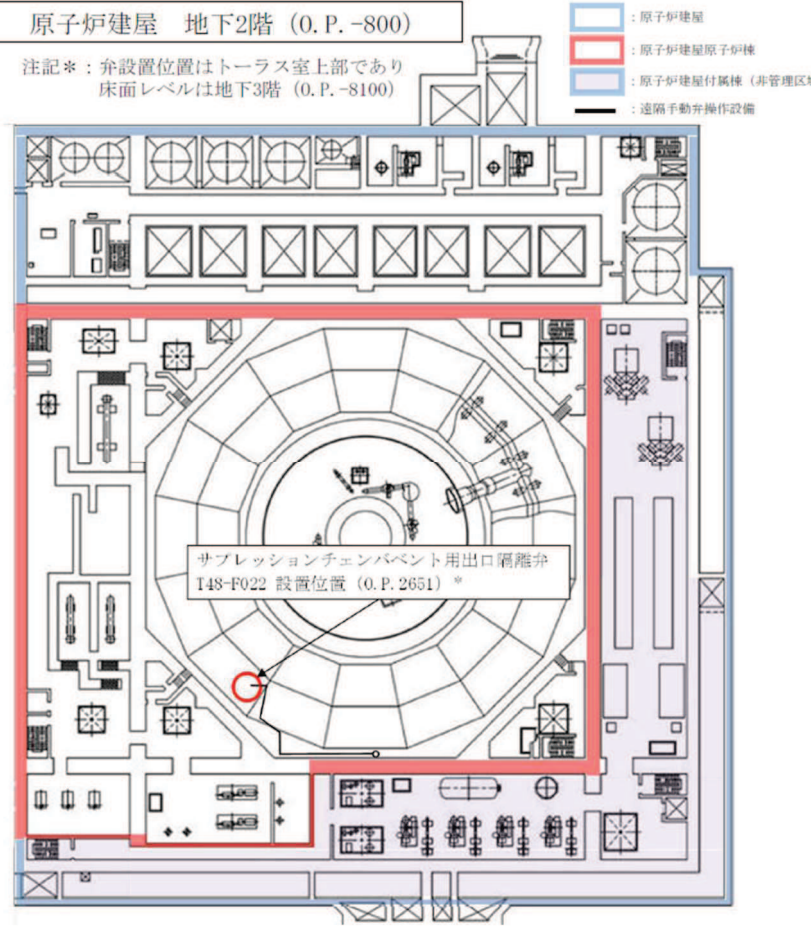
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について</u></p> <p>1. 原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作 原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作設備を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図5-1～図5-4に示す。</p> <p>ベントは、ベント準備作業として、原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁を「全開」したのちにサプレッションチェンパベント用出口隔離弁又はドライウエルベント用出口隔離弁を開操作し、開始する。</p> <p>操作場所は、原子炉建屋付属棟内（非管理区域）であり、弁操作時の放射線防護対策として遠隔手動弁操作設備遮蔽を設置する。遠隔手動弁操作設備遮蔽は、躯体面を除き鉛厚さ2mmの遮蔽厚さを有する遮蔽板、出入口の鉛毛マットによって囲われた小屋型の遮蔽とし、架台には炭素鋼を使用する。</p> <p>また、基準地震動Ssにて機能維持する設計とし、耐震評価については、添付書類「VI-2-9-4-6-1-4 遠隔手動弁操作設備遮蔽の耐震性についての計算書」に示す。</p> <p>実際の操作にあたっては、現場へのアクセス時間及び必要な操作時間を考慮し、緊急時の線量限度である100mSvを超えることがないように管理を行う。</p> <p>遠隔手動弁操作設備遮蔽の概要図を図5-5及び図5-6に示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は最初に第二隔離弁、次に第一隔離弁を開操作することにより、ベントを開始するまで、原子炉格納容器内の放射性物質を含むガスを原子炉格納容器内に閉じ込めておく運用としている。 <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁の遠隔操作場所、遮蔽設計の相違。なお、女川では操作場所の陽圧化設備は不要としている。

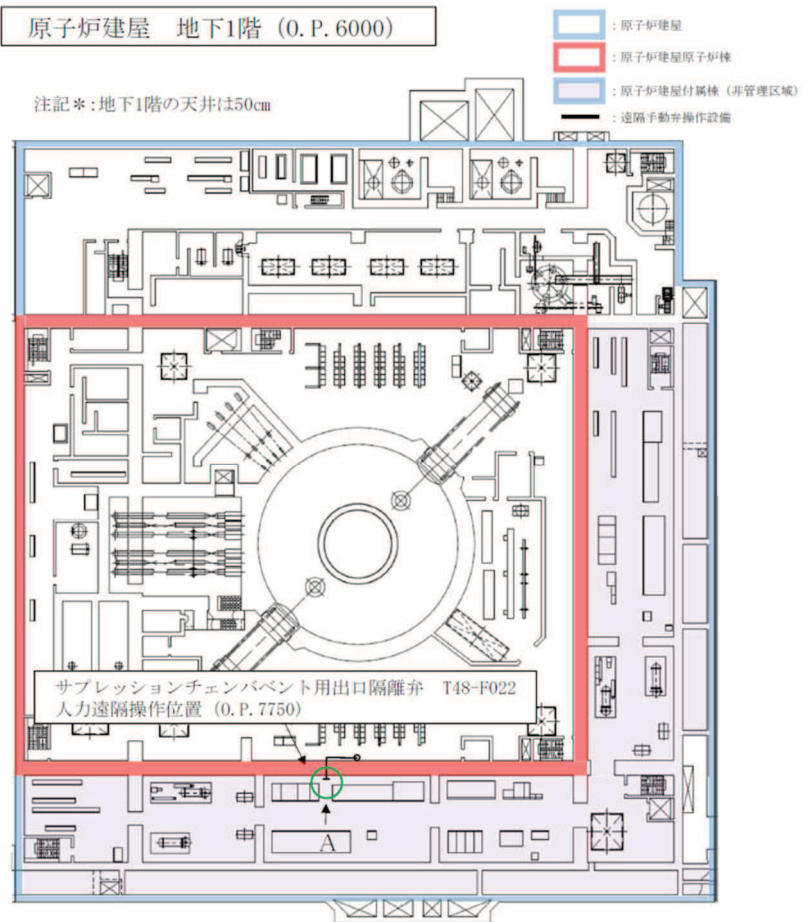
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>原子炉建屋 地下2階 (O.P. -800)</p> <p>注記*: 弁設置位置はトラス室上部であり床面レベルは地下3階 (O.P. -8100)</p> <p>サブレッションチェンバベント用出口隔離弁 I48-F022 設置位置 (O.P. 2651) *</p> <p>■：原子炉建屋 ■：原子炉建屋原子炉棟 ■：原子炉建屋付属棟（非管理区域） —：遠隔手動弁操作設備</p> <p>図 5-1 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下2階)</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 各設備の設置場所の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>原子炉建屋 地下1階 (O.P. 6000)</p> <p>注記*: 地下1階の天井は50cm</p> <p>サブプレッションチェンバメント用出口隔離弁 T48-F022 人力遠隔操作位置 (O.P. 7750)</p> <p>図 5-2 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所 (原子炉建屋地下1階)</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 各設備の設置場所の相違

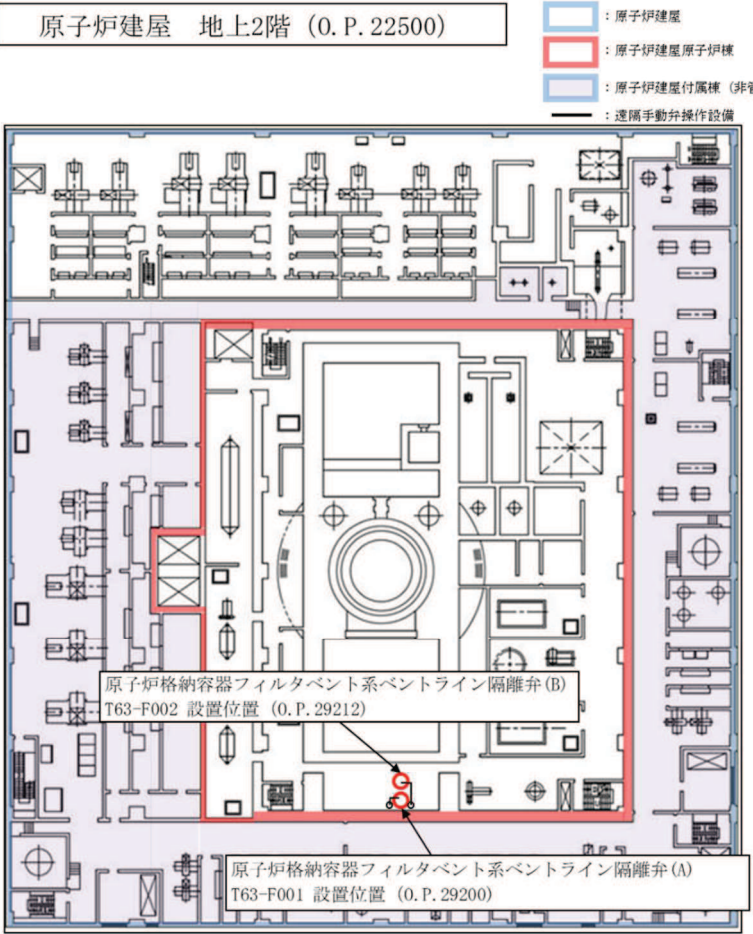
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>原子炉建屋 地上1階 (O.P. 15000)</p> <p>注記*:弁設置位置の床面レベルは 地下中1階(O.P.11500)</p> <p>■：原子炉建屋 ■：原子炉建屋原子炉棟 ■：原子炉建屋付属棟（非管理区域） ■：遠隔手動分操作設備</p> <p>ドライウェルベント用出口隔離弁 T48-F019 設置位置 (O.P. 17800) *</p> <p>ドライウェルベント用出口隔離弁 T48-F019 人力遠隔操作位置 (O.P. 21000) 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A) T63-F001 人力遠隔操作位置 (O.P. 20230) 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B) T63-F002 人力遠隔操作位置 (O.P. 20230)</p> <p>図 5-3 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所（原子炉建屋地上1階）</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 各設備の設置場所の相違

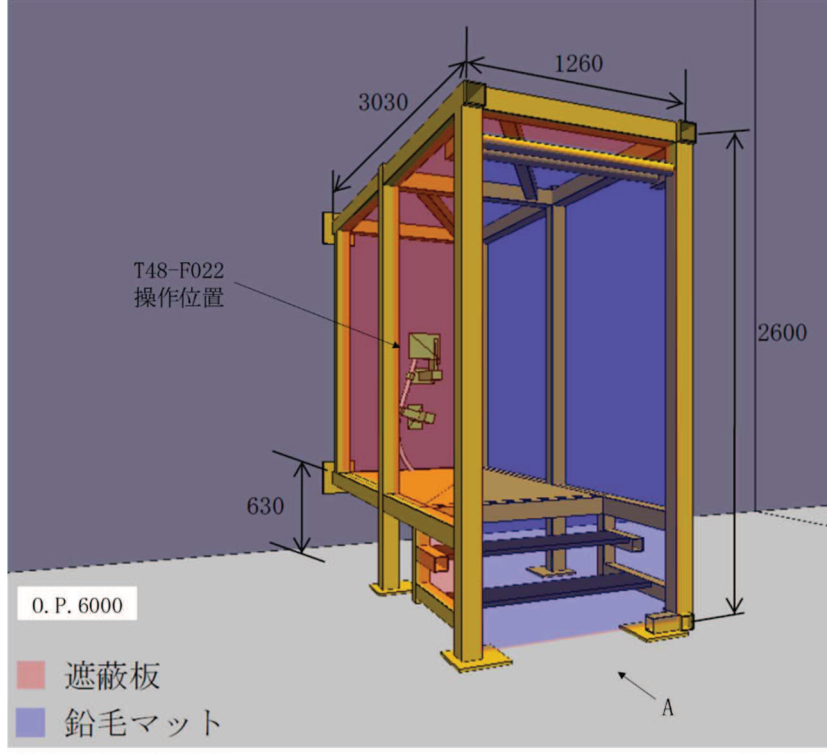
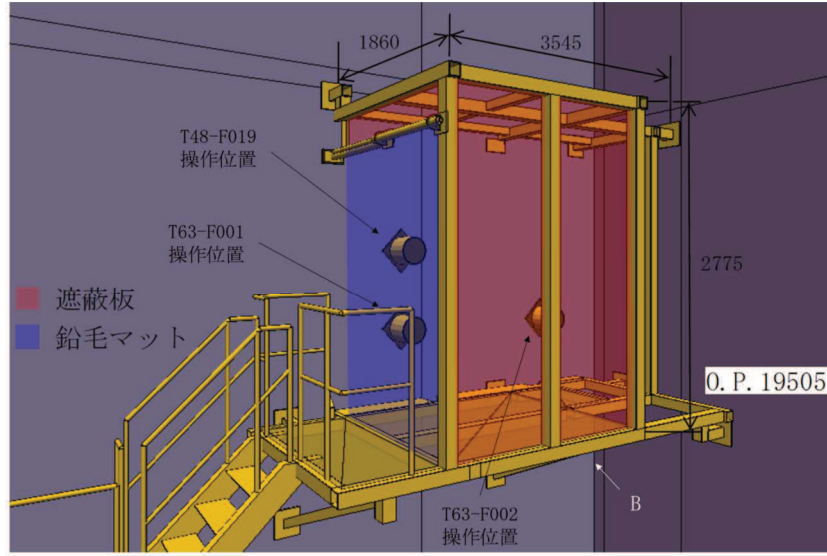
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>原子炉建屋 地上2階 (O.P. 22500)</p>  <p>原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(B) T63-F002 設置位置 (O.P. 29212)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A) T63-F001 設置位置 (O.P. 29200)</p> <p>図 5-4 隔離弁設置位置及び現場における人力遠隔操作場所（原子炉建屋地上2階）</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 各設備の設置場所の相違

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（VI-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 5-5 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図 (原子炉建屋地下1階)</p>	<p>設計の相違 ・弁の遠隔操作場所，遮蔽設計の相違。</p>
		 <p>図 5-6 遠隔手動弁操作設備遮蔽 概要図 (原子炉建屋地上1階)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;"><u>ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価</u></p> <p>1. ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁の操作ができるよう、放射線防護対策として原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）作業場所には鉛厚さ 2mm の遮蔽厚さを有する遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、鉛 2mm 相当のタングステンベストを着用して作業することで放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を行い、遠隔手動弁操作設備遮蔽は作業員を防護するために必要な遮蔽厚さ等を有しており、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下となることを確認した。</p> <p>ベント操作としてサブプレッションチェンバからのベントを行う場合及びドライウェルからのベントを行う場合のそれぞれにおける原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウェルベント用出口隔離弁）及び原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の開操作時の被ばく評価を行った。</p> <p>(1) 評価条件 a. 放出量評価条件 格納容器破損防止対策の有効性評価で想定している炉心損傷を前提とした事象のうち、炉心損傷時間が早く、格納容器ベントを実施する「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の代替循環冷却系を使用できない場合が最も放射性物質の放出量が多くなるため、この事象をベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で想定する事象として選定する。</p> <p>また、放出量評価条件を表 6-1、大気中への放出過程及び概略図を図 6-1～図 6-4 に示す。大気中への放出経路については図 6-5 に示すとおりであり、非常用ガス処理系等が起動し原子炉建屋原子炉棟の負圧達成するまで（事象発生から 70 分間）は原子炉建屋から</p>	<p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>放射線防護対策の相違 （以下、同様の差異は記載を省略）</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>事故シーケンス名称の相違 （以下、同様の差異は記載を省略）</p> <p>表現の相違</p> <p>評価条件の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>の漏えいを想定し地上放出するとし、原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成した以降（事象発生から70分間以降）は排気筒からの放出を想定する。また、ベント実施時は原子炉格納容器フィルタベント系からの放出を想定し原子炉建屋屋上の原子炉格納容器フィルタベント系排気管放出とする。</p> <p>b. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路は、図6-6及び図6-7に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。</p> <p>大気中へ放出される放射性物質については、表6-2及び表6-3に示すように、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して外部被ばく及び内部被ばくの評価を行った。</p> <p>外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、外部被ばくについては、表6-4に示すとおり作業場所の空間体積と等価な半球状とし、半球の中心の線量で行い、内部被ばくについては、表6-5に示す線量換算係数、呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。なお、原子炉格納容器第一隔離弁の操作については、作業場所に遠隔手動弁操作設備遮蔽を設け、タングステンベスト及び自給式呼吸器を着用して作業することを考慮し評価を行った。</p> <p>大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後、表6-5に示す地表面への沈着速度を考慮し評価を行った。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系配管、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置、原子炉建屋原子炉棟等からの直接ガンマ線による被ばくについては、表6-6～表6-8に示す原子炉建屋壁、作業場所に設置する遠隔手動弁操作設備遮蔽の遮蔽効果を考慮し評価を行った。なお、評価で考慮するコンクリート遮蔽は、建築工事標準仕様書 JASS5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事、日本建築学会）に準拠して施工しているため、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用し、その密度は2.15g/cm³とする。</p>	<p>・非常用ガス処理系の起動時間の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <p>・東二は屋外移動時及び屋外作業時の被ばく経路を考慮</p> <p>表現の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>放射線防護対策の相違</p> <p>（以下、同様の差異は記載を省略）</p> <p>設備名称の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <p>・女川はフィルタ装置からの線量影響を考慮しているが、東二は考慮していない（以下、同様の差異は記載を省略）</p> <p>表現の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>・東二は表中にのみ記載</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>c. アクセスルート 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，図6-8～図6-11に示すとおりである。原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，図6-12～図6-14に示すとおりである。原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作を行う場合のアクセスルートは図6-12～図6-14に示すとおりである。</p> <p>d. 評価点 評価点は，図6-15に示すとおりであり，ベント操作の作業場所を評価点とする。 アクセスルートの評価点は，作業場所と同じ評価点とする。作業場所は原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）のベント操作時は地下1階非常用電気品室(B)，原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウエルベント用出口隔離弁）では地上1階DG(B)室，原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）のベント操作時は地上1階DG(B)室である。なお，作業及び移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとし，被ばく評価を行った。</p> <p>e. 作業時間 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）の開操作は，ベント実施前に行うものとし，サブプレッションチェンバ側及びドライウエル側共通で原子炉格納容器第二隔離弁の作業時間は66分（移動時間（往復）12分＋作業時間54分）とする。また，原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁）の開操作は，作業時間は96分（移動時間（往復）12分＋作業時間（原子炉格納容器第一隔離弁作業場所滞在）84分）とする。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>表現の相違</p> <p>評価条件の相違 （以下，同様の差異は記載を省略）</p> <p>設備名称の相違 評価条件の相違 ・作業時間の差異（以下，同様の差異は記載を省略）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>(2) 評価結果</p> <p>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を表6-9～表6-11に示す。</p> <p>a. サプレッションチェンバからのベント操作時の作業員の実効線量</p> <p>作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁）で約78mSvとなった。</p> <p>b. ドライウェルからのベント操作時の作業員の実効線量</p> <p>作業員の実効線量は原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）で約0.012mSv、原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作時で約71mSvとなった。</p>	<p>設備名称の相違 評価結果の相違 （以下、同様の差異は記載を省略）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																					
		<p style="text-align: center;">表 6-1 放出量評価条件（1/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」（代替循環冷却系を使用できない場合）</td> <td>格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2436 MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクルあたり 10000時間(約416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内内蔵量</td> <td>希ガス類：1.6×10¹⁹ Bq よう素類：2.1×10¹⁹ Bq Cs類：8.4×10¹⁷ Bq Te類：8.0×10¹⁸ Bq Ba類：1.8×10¹⁹ Bq Ru類：1.8×10¹⁹ Bq Ce類：5.5×10¹⁹ Bq La類：4.1×10¹⁹ Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW) × 「2436MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>原子炉格納容器漏えい：事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後 非常用ガス処理系による放出：事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：事故発生から約45時間後</td> <td>原子炉格納容器漏えい：MAAP解析結果 原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：MAAP解析結果</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定	炉心熱出力	2436 MW	定格熱出力	運転時間	1サイクルあたり 10000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内内蔵量	希ガス類：1.6×10 ¹⁹ Bq よう素類：2.1×10 ¹⁹ Bq Cs類：8.4×10 ¹⁷ Bq Te類：8.0×10 ¹⁸ Bq Ba類：1.8×10 ¹⁹ Bq Ru類：1.8×10 ¹⁹ Bq Ce類：5.5×10 ¹⁹ Bq La類：4.1×10 ¹⁹ Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW) × 「2436MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	原子炉格納容器漏えい：事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後 非常用ガス処理系による放出：事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：事故発生から約45時間後	原子炉格納容器漏えい：MAAP解析結果 原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：MAAP解析結果	<p>評価条件の相違</p> <p>・熱出力、炉内内蔵量等に差異はあるが評価方法は同等（以下、同様の差異は記載を省略）</p>
項目	評価条件	選定理由																						
評価事象	「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定																						
炉心熱出力	2436 MW	定格熱出力																						
運転時間	1サイクルあたり 10000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月 (395日)を考慮して設定																						
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																						
炉内内蔵量	希ガス類：1.6×10 ¹⁹ Bq よう素類：2.1×10 ¹⁹ Bq Cs類：8.4×10 ¹⁷ Bq Te類：8.0×10 ¹⁸ Bq Ba類：1.8×10 ¹⁹ Bq Ru類：1.8×10 ¹⁹ Bq Ce類：5.5×10 ¹⁹ Bq La類：4.1×10 ¹⁹ Bq (核種毎の炉内内蔵量を核種グループ毎に集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW) × 「2436MW(定格熱出力)」(単位熱出力当たりの炉内内蔵量(Bq/MW)は、BWR 共通条件として、女川2号機と同じ装荷燃料(9×9燃料)、運転時間(10000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																						
放出開始時間	原子炉格納容器漏えい：事故発生直後(なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい) 原子炉建屋原子炉棟漏えい：事故発生直後 非常用ガス処理系による放出：事故発生から70分後 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：事故発生から約45時間後	原子炉格納容器漏えい：MAAP解析結果 原子炉建屋原子炉棟漏えい：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成までの期間 非常用ガス処理系による放出：原子炉建屋原子炉棟の負圧達成時刻 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：MAAP解析結果																						

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																													
		<p style="text-align: center;">表 6-1 放出量評価条件（2/4）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器pH調整系の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉格納容器pH調整系は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>よう素の形態</td> <td>粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%</td> <td>R.G.1.195に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、粒子状放射性物質及び有機よう素）</td> <td>1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日</td> <td>MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）及びA.E.Cの式等に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）</td> <td>1Pd以下：0.9%/日（一定） 1～1.5Pd：1.1%/日（一定） 1.5～2Pd：1.3%/日（一定）</td> <td>原子炉格納容器の設計漏えい率、A.E.Cの式等に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（除去係数）</td> <td>希ガス：1 粒子状放射性物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1</td> <td>粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内での除去効果（粒子状放射性物質）</td> <td>MAAP解析に基づく（沈着、サブプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ）</td> <td>MAAPのFP挙動モデル</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）</td> <td>自然沈着率：9.0×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の積算放出量の1/200まで）</td> <td>CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果：5（ウェットウェルベントのみ）</td> <td>Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	原子炉格納容器pH調整系の効果	考慮しない	原子炉格納容器pH調整系は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R.G.1.195に基づき設定	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、粒子状放射性物質及び有機よう素）	1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）及びA.E.Cの式等に基づき設定	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1Pd以下：0.9%/日（一定） 1～1.5Pd：1.1%/日（一定） 1.5～2Pd：1.3%/日（一定）	原子炉格納容器の設計漏えい率、A.E.Cの式等に基づき設定	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（除去係数）	希ガス：1 粒子状放射性物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮	原子炉格納容器内での除去効果（粒子状放射性物質）	MAAP解析に基づく（沈着、サブプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ）	MAAPのFP挙動モデル	原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9.0×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の積算放出量の1/200まで）	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2に基づき設定	サブプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果：5（ウェットウェルベントのみ）	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定	
項目	評価条件	選定理由																														
原子炉格納容器pH調整系の効果	考慮しない	原子炉格納容器pH調整系は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定																														
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	R.G.1.195に基づき設定																														
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、粒子状放射性物質及び有機よう素）	1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日	MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率（0.9Pdで0.5%/日）及びA.E.Cの式等に基づき設定																														
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	1Pd以下：0.9%/日（一定） 1～1.5Pd：1.1%/日（一定） 1.5～2Pd：1.3%/日（一定）	原子炉格納容器の設計漏えい率、A.E.Cの式等に基づき設定																														
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（除去係数）	希ガス：1 粒子状放射性物質：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮																														
原子炉格納容器内での除去効果（粒子状放射性物質）	MAAP解析に基づく（沈着、サブプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング及び格納容器スプレイ）	MAAPのFP挙動モデル																														
原子炉格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定																														
原子炉格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9.0×10^{-4} (1/s) （原子炉格納容器内の積算放出量の1/200まで）	CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2に基づき設定																														
	サブプレッションチェンバ内のプール水のスクラビングによる除去効果：5（ウェットウェルベントのみ）	Standard Review Plan 6.5.5に基づき設定																														

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																														
		<p style="text-align: center;">表 6-1 放出量評価条件 (3/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">評価条件</th> <th rowspan="2">選定理由</th> </tr> <tr> <th>ウェットウェルベント</th> <th>ドライウェルベント</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td> <td> 希ガス類：約2.2×10^{-2} 陽素類：約8.3×10^{-4} Cs 類：約3.1×10^{-6} Te 類：約6.3×10^{-7} Ba 類：約2.5×10^{-7} Ru 類：約3.1×10^{-8} La 類：約2.5×10^{-9} Ce 類：約6.3×10^{-9} </td> <td> 約2.2×10^{-2} 約8.3×10^{-4} 約3.1×10^{-6} 約6.3×10^{-7} 約2.5×10^{-7} 約3.1×10^{-8} 約2.5×10^{-9} 約6.3×10^{-9} </td> <td>MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系の起動前）</td> <td colspan="2">無限大(回/日)（地上放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系の起動後）</td> <td colspan="2">0.5(回/日)（排気筒放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間）</td> <td>設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系の起動時間</td> <td colspan="2">事故発生から 70 分後</td> <td>起動操作時間（60 分） + 負圧達成時間（10 分）（保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系のフィルタ除去効率</td> <td colspan="2">考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td colspan="2">閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件		選定理由	ウェットウェルベント	ドライウェルベント	原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類：約 2.2×10^{-2} 陽素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9}	約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定	原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系の起動前）	無限大(回/日)（地上放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）		保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系の起動後）	0.5(回/日)（排気筒放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間）		設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）	非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 70 分後		起動操作時間（60 分） + 負圧達成時間（10 分）（保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）	非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定	原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため	
項目	評価条件			選定理由																													
	ウェットウェルベント	ドライウェルベント																															
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類：約 2.2×10^{-2} 陽素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9}	約 2.2×10^{-2} 約 8.3×10^{-4} 約 3.1×10^{-6} 約 6.3×10^{-7} 約 2.5×10^{-7} 約 3.1×10^{-8} 約 2.5×10^{-9} 約 6.3×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 に基づき設定																														
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系の起動前）	無限大(回/日)（地上放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間以外は、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）		保守的に設定																														
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系の起動後）	0.5(回/日)（排気筒放出） （原子炉建屋原子炉棟負圧維持期間）		設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）																														
非常用ガス処理系の起動時間	事故発生から 70 分後		起動操作時間（60 分） + 負圧達成時間（10 分）（保守的に負圧達成時間として 10 分を想定）																														
非常用ガス処理系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定																														
原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放がないため																														

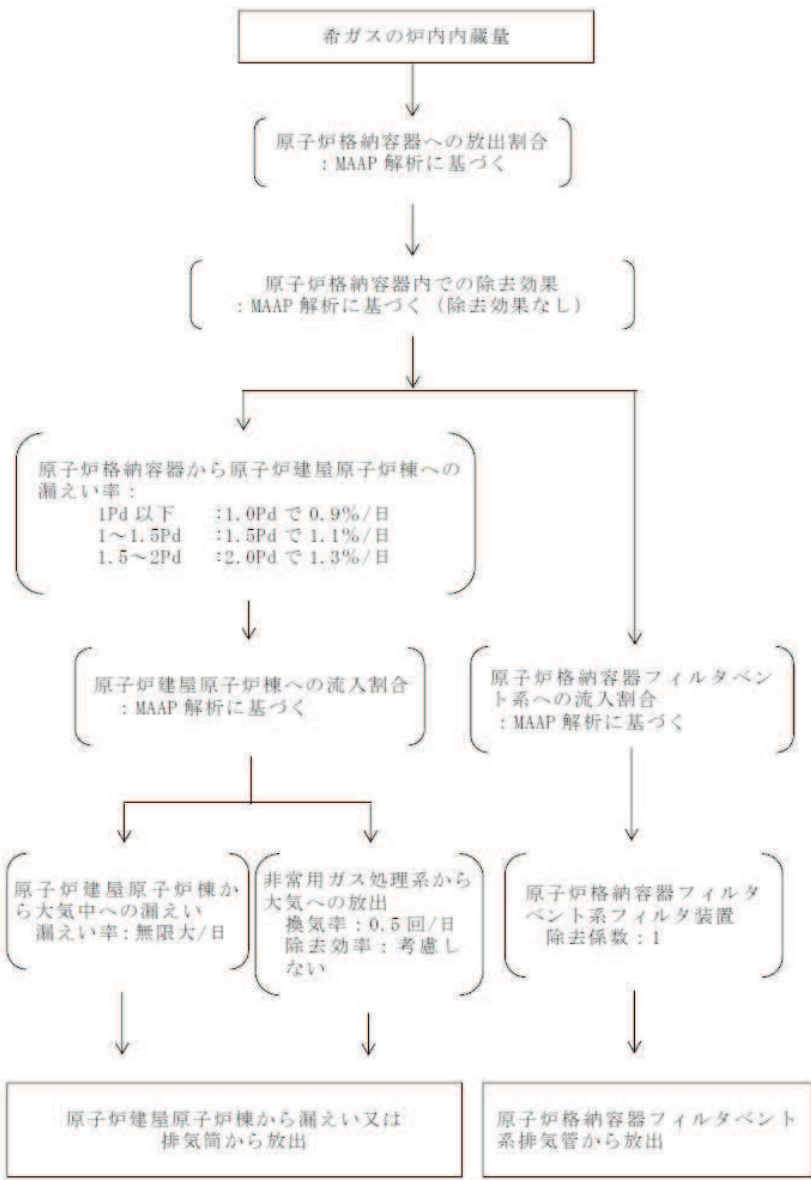
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																						
		<p style="text-align: center;">表 6-1 放出量評価条件（4/4）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th colspan="2" style="width: 60%;">評価条件</th> <th style="width: 25%;">選定理由</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td style="text-align: center;">ウェットウェルベント</td> <td style="text-align: center;">ドライウェルベント</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">原子炉格納容器からベントラインへの放出割合</td> <td>希ガス類：</td> <td style="text-align: center;">約9.5×10^{-1}</td> <td style="text-align: center;">約9.5×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>よう素類：</td> <td style="text-align: center;">約3.6×10^{-2}</td> <td style="text-align: center;">約3.3×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>Cs 類：</td> <td style="text-align: center;">約1.2×10^{-6}</td> <td style="text-align: center;">約3.2×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Te 類：</td> <td style="text-align: center;">約2.4×10^{-7}</td> <td style="text-align: center;">約6.4×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ba 類：</td> <td style="text-align: center;">約9.4×10^{-8}</td> <td style="text-align: center;">約2.6×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ru 類：</td> <td style="text-align: center;">約1.2×10^{-8}</td> <td style="text-align: center;">約3.2×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>La 類：</td> <td style="text-align: center;">約9.4×10^{-10}</td> <td style="text-align: center;">約2.6×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td></td> <td>Ce 類：</td> <td style="text-align: center;">約2.4×10^{-9}</td> <td style="text-align: center;">約6.4×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数</td> <td>希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000</td> <td></td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件		選定理由			ウェットウェルベント	ドライウェルベント	原子炉格納容器からベントラインへの放出割合	希ガス類：	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}	よう素類：	約 3.6×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}	Cs 類：	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-4}	Te 類：	約 2.4×10^{-7}	約 6.4×10^{-5}	Ba 類：	約 9.4×10^{-8}	約 2.6×10^{-5}	Ru 類：	約 1.2×10^{-8}	約 3.2×10^{-6}	La 類：	約 9.4×10^{-10}	約 2.6×10^{-7}		Ce 類：	約 2.4×10^{-9}	約 6.4×10^{-7}	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000		設計値に基づき設定	
項目	評価条件		選定理由																																						
		ウェットウェルベント	ドライウェルベント																																						
原子炉格納容器からベントラインへの放出割合	希ガス類：	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}																																						
	よう素類：	約 3.6×10^{-2}	約 3.3×10^{-2}																																						
	Cs 類：	約 1.2×10^{-6}	約 3.2×10^{-4}																																						
	Te 類：	約 2.4×10^{-7}	約 6.4×10^{-5}																																						
	Ba 類：	約 9.4×10^{-8}	約 2.6×10^{-5}																																						
	Ru 類：	約 1.2×10^{-8}	約 3.2×10^{-6}																																						
	La 類：	約 9.4×10^{-10}	約 2.6×10^{-7}																																						
	Ce 類：	約 2.4×10^{-9}	約 6.4×10^{-7}																																						
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質：1000		設計値に基づき設定																																						

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p style="text-align: center;">図 6-1 希ガスの大気放出過程</p>	<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋への漏えい率等の相違はあるが，評価手法は同等）（以下，同様の差異は記載を省略）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: center;">図 6-2 よう素の大気放出過程</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>・女川は粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF10) を考慮(女川原子力発電所2号炉発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十追補 2. IV) (以下、同様の差異は記載を省略)</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p style="text-align: center;">図 6-3 セシウムの大気放出過程</p>	

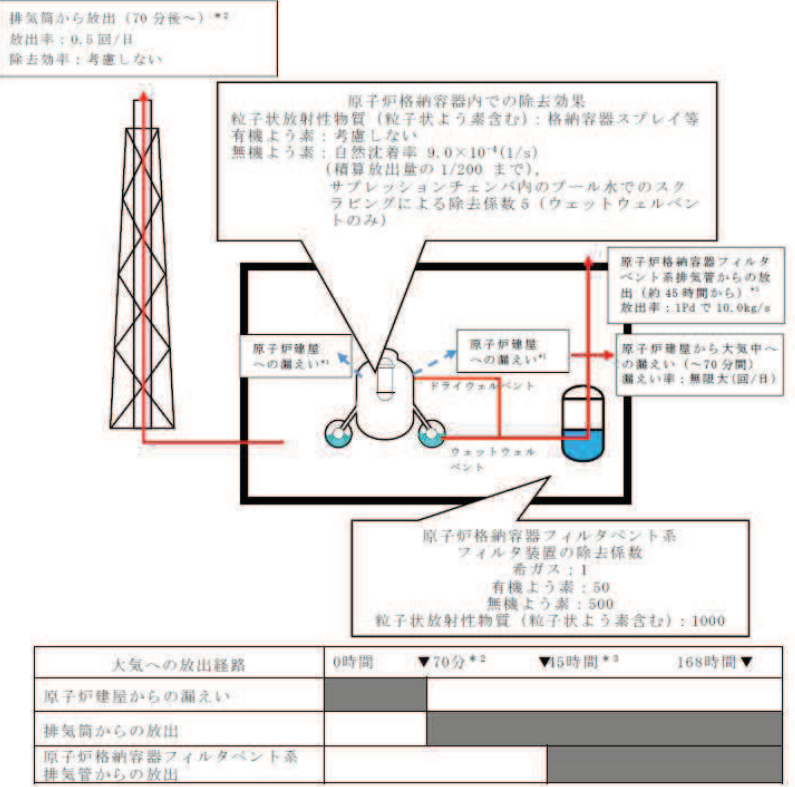
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 6-4 その他核種の大気放出過程</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																				
		 <p>原子炉格納容器内での除去効果 粒子状放射性物質（粒子状放射性物質）：格納容器スプレイ等 有機よう素：考慮しない 無機よう素：自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) （積算放出量の 1/200 まで） サプレッションチェンバ内のプール水でのスタラビングによる除去係数 5（ウェットウェルベントのみ）</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出（約45時間から）^{※3} 放出率：1Pdで10.0kg/s</p> <p>原子炉建屋から大気中への漏えい（～70分間） 漏えい率：無視大（日/日）</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置の除去係数 希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：500 粒子状放射性物質（粒子状放射性物質）：1000</p> <table border="1" data-bbox="1765 945 2463 1081"> <thead> <tr> <th>大気への放出経路</th> <th>0時間</th> <th>▼70分^{※2}</th> <th>▼15時間^{※3}</th> <th>168時間▼</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋からの漏えい</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>排気筒からの放出</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 ※1：原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 【希ガス、粒子状放射性物質（粒子状放射性物質）、有機よう素】 1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日、1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日、1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 【無機よう素】 1Pd以下：0.9%/日（一定）、1～1.5Pd：1.1%/日（一定）、1.5～2Pd：1.3%/日（一定） ※2：非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生70分以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。 ※3：事象発生後約45時間以降は、「排気筒からの放出」及び「原子炉格納容器フィルタベント系」</p> <p>図 6-5 大気放出過程概略図（イメージ）</p>	大気への放出経路	0時間	▼70分 ^{※2}	▼15時間 ^{※3}	168時間▼	原子炉建屋からの漏えい					排気筒からの放出					原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出					<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋への漏えい率や設置場所等の相違はあるが、評価手法は同等（以下、同様の差異は記載を省略）
大気への放出経路	0時間	▼70分 ^{※2}	▼15時間 ^{※3}	168時間▼																			
原子炉建屋からの漏えい																							
排気筒からの放出																							
原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出																							

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

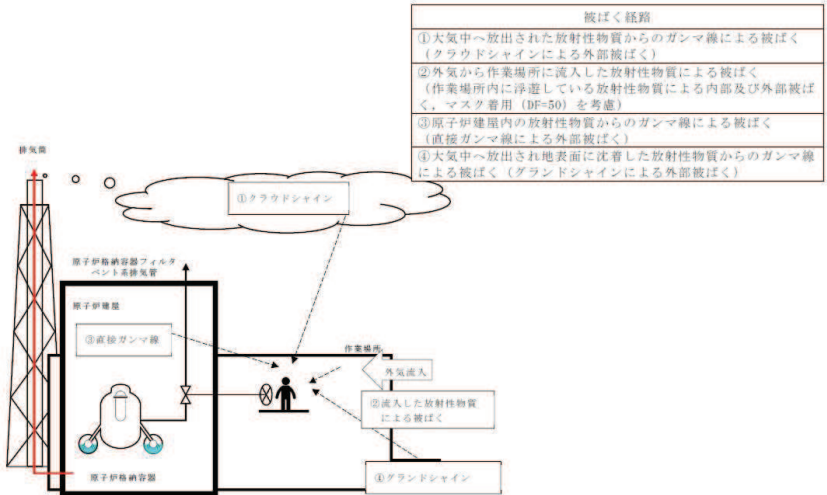
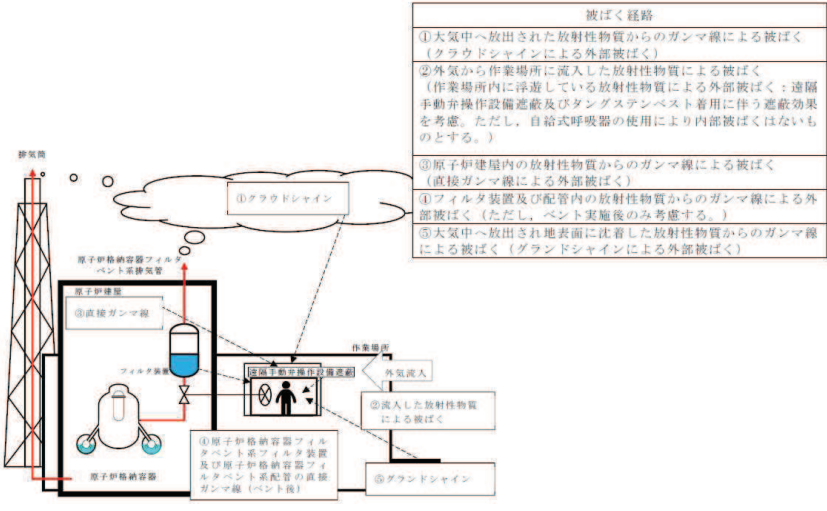
《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>被ばく経路</p> <p>①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく） ②外気から作業場所へ流入した放射性物質による被ばく（作業場所内に浮遊している放射性物質による内部及び外部被ばく。マスク着用（BF=50）を考慮） ③原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく） ④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）</p>	<p>設備名称の相違</p>

図 6-6 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び原子炉格納容器第二隔離弁開操作時）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>被ばく経路</p> <p>①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）</p> <p>②外気から作業場所へ流入した放射性物質による被ばく（作業場所内に滞留している放射性物質による外部被ばく；遠隔手動弁操作設備遮蔽及びタンクステンベスト着用に伴う遮蔽効果を考慮。ただし、自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。）</p> <p>③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（直接ガンマ線による外部被ばく）</p> <p>④フィルタ装置及び配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（ただし、ベント実施後のみ考慮する。）</p> <p>⑤大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインによる外部被ばく）</p> <p>図 6-7 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び原子炉格納容器第一隔離弁開操作時）</p>	<p>設備名称の相違</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																				
		<p style="text-align: center;">表 6-2 大気拡散評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大気拡散評価モデル</td> <td>ガウスブルームモデル</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価</td> </tr> <tr> <td>気象データ</td> <td>女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風：地上約10m 排気筒風：地上71m</td> <td>原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用</td> </tr> <tr> <td>放出源及び放出源高さ(有効高さ)</td> <td>原子炉建屋漏えい：地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：地上36m 排気筒からの放出：地上90m</td> <td>原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用</td> </tr> <tr> <td>実効放出継続時間</td> <td>1時間</td> <td>保守的に最も短い実効放出継続時間を設定</td> </tr> <tr> <td>累積出現頻度</td> <td>小さい方から97%</td> <td>気象指針に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>建屋の影響</td> <td>原子炉建屋漏えい：考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：考慮する 排気筒からの放出：考慮しない</td> <td>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 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない</td> </tr> <tr> <td>巻き込みを生じる代表建屋</td> <td>原子炉建屋</td> <td>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定</td> </tr> <tr> <td>大気拡散評価点</td> <td>図6-15参照</td> <td>屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする</td> </tr> <tr> <td>着目方位</td> <td>排気筒：1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管：9方位</td> <td>排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする</td> </tr> <tr> <td>建屋影響</td> <td>2050m²</td> <td>原子炉建屋の最小投影面積を設定</td> </tr> <tr> <td>形状係数</td> <td>0.5</td> <td>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価	気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風：地上約10m 排気筒風：地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用	放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい：地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：地上36m 排気筒からの放出：地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用	実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定	建屋の影響	原子炉建屋漏えい：考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：考慮する 排気筒からの放出：考慮しない	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 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない	巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定	大気拡散評価点	図6-15参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする	着目方位	排気筒：1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管：9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする	建屋影響	2050m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定	形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定	<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・気象データ等の相違はあるが、評価手法は同等（以下、同様の差異は記載を省略）
項目	評価条件	選定理由																																					
大気拡散評価モデル	ガウスブルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき評価																																					
気象データ	女川原子力発電所における1年間の気象データ(2012年1月～2012年12月) 地上風：地上約10m 排気筒風：地上71m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用。排気筒からの放出は排気筒風(地上71m)の気象データを使用																																					
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい：地上0m 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：地上36m 排気筒からの放出：地上90m	原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 なお、建屋巻き込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは、敷地境界における有効高さを使用																																					
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定																																					
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定																																					
建屋の影響	原子炉建屋漏えい：考慮する 原子炉格納容器フィルタベント系排気管からの放出：考慮する 排気筒からの放出：考慮しない	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 排気筒については高さが周囲の建屋2.5倍以上あるため巻き込みの影響を受けない																																					
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定																																					
大気拡散評価点	図6-15参照	屋内移動時の評価点は作業場所と同一とする																																					
着目方位	排気筒：1方位 原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管：9方位	排気筒については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする																																					
建屋影響	2050m ²	原子炉建屋の最小投影面積を設定																																					
形状係数	0.5	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に基づき設定																																					

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																															
		<p>表 6-3 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>作業内容</th> <th>放出源</th> <th colspan="2">相対濃度及び相対線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）開操作</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器フィルタベント系排気管</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約9.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約6.7×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋ブローアウトパネル</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約1.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約7.0×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">排気筒</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約2.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約1.2×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器フィルタベント系排気管</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約9.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約6.7×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建屋ブローアウトパネル</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約1.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約7.0×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">排気筒</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約2.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約1.2×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作</td> <td rowspan="2">原子炉建屋ブローアウトパネル</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約1.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約7.0×10^{-18}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">排気筒</td> <td>χ/Q (s/m³)</td> <td>約2.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>D/Q (Gy/Bq)</td> <td>約1.2×10^{-18}</td> </tr> </tbody> </table>	作業内容	放出源	相対濃度及び相対線量		原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）開操作	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	χ/Q (s/m ³)	約 9.5×10^{-4}	D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}	D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}	D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}	原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	χ/Q (s/m ³)	約 9.5×10^{-4}	D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}	D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}	D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}	原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}	D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}	D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}	
作業内容	放出源	相対濃度及び相対線量																																																
原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）開操作	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	χ/Q (s/m ³)	約 9.5×10^{-4}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}																																															
	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}																																															
	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}																																															
原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	χ/Q (s/m ³)	約 9.5×10^{-4}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 6.7×10^{-18}																																															
	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}																																															
	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}																																															
原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作	原子炉建屋ブローアウトパネル	χ/Q (s/m ³)	約 1.9×10^{-3}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 7.0×10^{-18}																																															
	排気筒	χ/Q (s/m ³)	約 2.9×10^{-6}																																															
		D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-18}																																															

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考									
		<p>表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1715 422 1834 457">項目</th> <th data-bbox="1834 422 2309 457">評価条件</th> <th data-bbox="2309 422 2490 457">選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1715 457 1834 779">評価式</td> <td data-bbox="1834 457 2309 779"> $D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_y \cdot X / Q \cdot E_y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D：放射線量率 (Sv/h) Q_y：大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_y：ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ：空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R：作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径(m)</p> $R = \sqrt{\frac{2V_R}{2\pi}}$ <p>V_R：作業エリア等の空間体積 (m³)</p> </td> <td data-bbox="2309 457 2490 779">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1715 779 1834 1241">作業場所等の空間体積 (V_R)</td> <td data-bbox="1834 779 2309 1241"> <p><サブプレッションチェンバからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所：1540m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ <ドライウエルからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・ドライウエルベント用出口隔離弁 操作場所：1860m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³</p> </td> <td data-bbox="2309 779 2490 1241"> <p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_y \cdot X / Q \cdot E_y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D：放射線量率 (Sv/h) Q_y：大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_y：ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ：空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R：作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径(m)</p> $R = \sqrt{\frac{2V_R}{2\pi}}$ <p>V_R：作業エリア等の空間体積 (m³)</p>	—	作業場所等の空間体積 (V _R)	<p><サブプレッションチェンバからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所：1540m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ <ドライウエルからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・ドライウエルベント用出口隔離弁 操作場所：1860m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³</p>	<p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p>	<p>評価条件の相違 ・作業場所の空間体積, 放射線防護対策等の相違はあるが, 評価手法は同等 (以下, 同様の差異は記載を省略)</p>
項目	評価条件	選定理由										
評価式	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_y \cdot X / Q \cdot E_y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D：放射線量率 (Sv/h) Q_y：大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_y：ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ：空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R：作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径(m)</p> $R = \sqrt{\frac{2V_R}{2\pi}}$ <p>V_R：作業エリア等の空間体積 (m³)</p>	—										
作業場所等の空間体積 (V _R)	<p><サブプレッションチェンバからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁 操作場所：1540m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ <ドライウエルからのベントを行う場合> ・原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 操作場所：1860m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³ ・ドライウエルベント用出口隔離弁 操作場所：1860m³ 操作場所（遠隔手動弁操作設備遮蔽内部）：20m³ 屋内移動アクセスルート：4760m³</p>	<p>アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定</p>										

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考												
		<p>表 6-4 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1715 426 2487 1241"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>屋内作業場所流入率の考慮</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に外気濃度と同一濃度とする</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁操作箇所の遮蔽</td> <td>鉛2mm</td> <td>設計値に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>タングステンベットの考慮</td> <td>鉛2mm相当のタングステンベットの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価 【不均等被ばくの評価式】 $H_{ex}=0.11H_a+0.89H_b$ H_{ex}：外部被ばくの実効線量 H_a：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量</td> <td>炉心損傷後のサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする	サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁操作箇所の遮蔽	鉛2mm	設計値に基づき設定	タングステンベットの考慮	鉛2mm相当のタングステンベットの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価 【不均等被ばくの評価式】 $H_{ex}=0.11H_a+0.89H_b$ H_{ex} ：外部被ばくの実効線量 H_a ：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b ：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量	炉心損傷後のサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。	
項目	評価条件	選定理由													
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする													
サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁操作箇所の遮蔽	鉛2mm	設計値に基づき設定													
タングステンベットの考慮	鉛2mm相当のタングステンベットの着用による遮蔽効果及び不均等被ばくを考慮して評価 【不均等被ばくの評価式】 $H_{ex}=0.11H_a+0.89H_b$ H_{ex} ：外部被ばくの実効線量 H_a ：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮しない実効線量 H_b ：タングステンベットの着用による遮蔽効果を考慮した実効線量	炉心損傷後のサブプレッションチェンバベント用出口隔離弁及びドライウエルベント用出口隔離弁の開操作時に着用する運用に合わせて設定。また、不均等被ばくの評価式は「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針（平成11年4月）」より設定。													

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																		
		<p style="text-align: center;">表 6-5 線量換算係数，呼吸率等</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく</td> <td>ICRP Publication 71, 72に基づく</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定</td> </tr> <tr> <td>マスクの除染係数</td> <td>DF50</td> <td>性能上期待できる値から設定</td> </tr> <tr> <td>自給式呼吸器の考慮</td> <td>原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)</td> <td>現場での隔離弁操作時に着用する運用に合わせて設定</td> </tr> <tr> <td>地表面への沈着速度</td> <td>粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s</td> <td>女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	評価条件	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく	呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定	マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定	自給式呼吸器の考慮	原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁操作時に着用する運用に合わせて設定	地表面への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定	
項目	評価条件	選定理由																			
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく																			
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定																			
マスクの除染係数	DF50	性能上期待できる値から設定																			
自給式呼吸器の考慮	原子炉格納容器第一隔離弁操作時に着用 (内部被ばくの影響を受けない)	現場での隔離弁操作時に着用する運用に合わせて設定																			
地表面への沈着速度	粒子状放射性物質 : 0.4 cm/s 無機よう素 : 0.4 cm/s 有機よう素 : 1.4×10^{-3} cm/s	女川原子力発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定																			

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																																						
		<p>表 6-6 原子炉格納容器フィルタベント系配管からの直接ガンマ線</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">作業場所における評価条件</th> <th rowspan="2">選定理由</th> </tr> <tr> <th>配管位置</th> <th>配管向き*1</th> <th>遮蔽厚さ及び距離</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">遮蔽厚さ</td> <td rowspan="4">地下1階 非常用 電気品室 (B)</td> <td>地下1階</td> <td>上下方向</td> <td>■ cm*2</td> <td rowspan="8">ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8~図6-14参照)</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>南北方向</td> <td>■ cm*3</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>東西方向</td> <td>■ cm*3</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>上下方向</td> <td>■ cm*3</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">地上1階 DG(B)室</td> <td>地上1階</td> <td>南北方向</td> <td>■ cm*2</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>東西方向</td> <td>■ cm*2</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>上下方向</td> <td>■ cm*2</td> </tr> <tr> <td>地上2階</td> <td>南北方向</td> <td>■ cm*2</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>地上2階</td> <td>東西方向</td> <td>■ cm*2</td> <td></td> </tr> <tr> <td>許容差</td> <td colspan="3">評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート密度</td> <td colspan="3">2.15g/cm³</td> <td>建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">配管中心から評価点までの距離</td> <td rowspan="4">地下1階 非常用 電気品室 (B)</td> <td>地下1階</td> <td>上下方向</td> <td>2.7m</td> <td rowspan="10">-</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>南北方向</td> <td>8.8m</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>東西方向</td> <td>2.7m</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>上下方向</td> <td>2.7m</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">地上1階 DG(B)室</td> <td>地上1階</td> <td>南北方向</td> <td>8.8m</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>東西方向</td> <td>2.7m</td> </tr> <tr> <td>地上1階</td> <td>上下方向</td> <td>2.7m</td> </tr> <tr> <td>地上2階</td> <td>南北方向</td> <td>1.8m</td> </tr> <tr> <td>地上2階</td> <td>東西方向</td> <td>1.8m</td> </tr> <tr> <td>地上2階</td> <td>東西方向</td> <td>1.8m</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1: 原子炉格納容器フィルタベント系配管は方向毎に評価 *2: 原子炉建屋原子炉棟躯体1枚に対してマイナス側許容差を考慮 *3: 原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮</p>	項目	作業場所における評価条件			選定理由	配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ及び距離	遮蔽厚さ	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	■ cm*2	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8~図6-14参照)	地上1階	南北方向	■ cm*3	地上1階	東西方向	■ cm*3	地上1階	上下方向	■ cm*3	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	■ cm*2	地上1階	東西方向	■ cm*2	地上1階	上下方向	■ cm*2	地上2階	南北方向	■ cm*2			地上2階	東西方向	■ cm*2		許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用			建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	コンクリート密度	2.15g/cm³			建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定	配管中心から評価点までの距離	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	2.7m	-	地上1階	南北方向	8.8m	地上1階	東西方向	2.7m	地上1階	上下方向	2.7m	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	8.8m	地上1階	東西方向	2.7m	地上1階	上下方向	2.7m	地上2階	南北方向	1.8m	地上2階	東西方向	1.8m	地上2階	東西方向	1.8m	<p>評価条件の相違</p> <p>・遮蔽厚さ等の相違はあるが、評価手法は同等(以下、同様の差異は記載を省略)</p>
項目	作業場所における評価条件			選定理由																																																																																					
	配管位置	配管向き*1	遮蔽厚さ及び距離																																																																																						
遮蔽厚さ	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	■ cm*2	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮(図6-8~図6-14参照)																																																																																				
		地上1階	南北方向	■ cm*3																																																																																					
		地上1階	東西方向	■ cm*3																																																																																					
		地上1階	上下方向	■ cm*3																																																																																					
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	■ cm*2																																																																																					
		地上1階	東西方向	■ cm*2																																																																																					
		地上1階	上下方向	■ cm*2																																																																																					
		地上2階	南北方向	■ cm*2																																																																																					
		地上2階	東西方向	■ cm*2																																																																																					
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用			建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定																																																																																					
コンクリート密度	2.15g/cm³			建築工事標準仕様書 JASS5M・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定																																																																																					
配管中心から評価点までの距離	地下1階 非常用 電気品室 (B)	地下1階	上下方向	2.7m	-																																																																																				
		地上1階	南北方向	8.8m																																																																																					
		地上1階	東西方向	2.7m																																																																																					
		地上1階	上下方向	2.7m																																																																																					
	地上1階 DG(B)室	地上1階	南北方向	8.8m																																																																																					
		地上1階	東西方向	2.7m																																																																																					
		地上1階	上下方向	2.7m																																																																																					
		地上2階	南北方向	1.8m																																																																																					
		地上2階	東西方向	1.8m																																																																																					
		地上2階	東西方向	1.8m																																																																																					


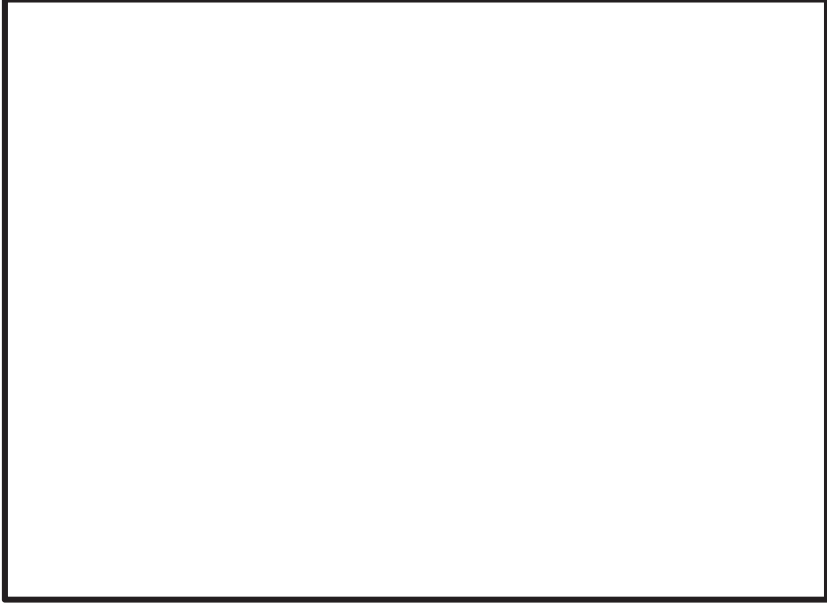
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																										
		<p>表 6-7 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置からの直接ガンマ線</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価点</th> <th>遮蔽厚さ*1</th> <th>線源からの距離</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>地下1階 非常用電気品室(B)</td> <td>■cm*2</td> <td>46.0m</td> <td rowspan="2">ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮（図 6-8～図 6-14 参照）</td> </tr> <tr> <td>地上1階 DG(B)室</td> <td>■cm*3</td> <td>45.3m</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用 *2：原子炉建屋原子炉棟躯体3枚に対してマイナス側許容差を考慮 *3：原子炉建屋原子炉棟躯体2枚に対してマイナス側許容差を考慮</p> <p>表 6-8 原子炉建屋からの直接ガンマ線</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>遮蔽厚さ</td> <td>■cm～■cm*4</td> <td>原子炉建屋原子炉棟外壁（2次しゃへい壁）の厚さを設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布</td> <td>原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布</td> <td>審査ガイドに示されたとおり設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟のモデル</td> <td>原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化</td> <td>原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図 6-16及び図 6-17に示す</td> </tr> <tr> <td>直接ガンマ線評価コード</td> <td>直接ガンマ線評価：QAD-CGGP2R</td> <td>現行許認可（添十）に同じ</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *4：評価で考慮するコンクリート遮蔽は，公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用</p>	評価点	遮蔽厚さ*1	線源からの距離	選定理由	地下1階 非常用電気品室(B)	■cm*2	46.0m	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮（図 6-8～図 6-14 参照）	地上1階 DG(B)室	■cm*3	45.3m	項目	評価条件	選定理由	遮蔽厚さ	■cm～■cm*4	原子炉建屋原子炉棟外壁（2次しゃへい壁）の厚さを設定	原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定	原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図 6-16及び図 6-17に示す	直接ガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価：QAD-CGGP2R	現行許認可（添十）に同じ	
評価点	遮蔽厚さ*1	線源からの距離	選定理由																										
地下1階 非常用電気品室(B)	■cm*2	46.0m	ベント操作エリアにおける原子炉建屋原子炉棟壁等を考慮（図 6-8～図 6-14 参照）																										
地上1階 DG(B)室	■cm*3	45.3m																											
項目	評価条件	選定理由																											
遮蔽厚さ	■cm～■cm*4	原子炉建屋原子炉棟外壁（2次しゃへい壁）の厚さを設定																											
原子炉建屋原子炉棟内線源強度分布	原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定																											
原子炉建屋原子炉棟のモデル	原子炉建屋原子炉棟の幾何形状をモデル化	原子炉建屋原子炉棟外壁を遮蔽体として考慮 原子炉建屋の評価モデルを図 6-16及び図 6-17に示す																											
直接ガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価：QAD-CGGP2R	現行許認可（添十）に同じ																											


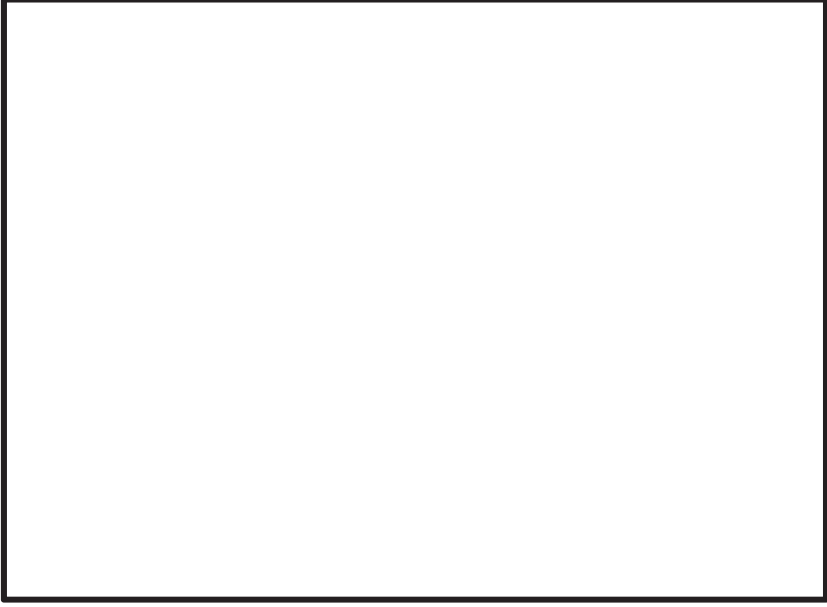
赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図6-8 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上3階及び制御建屋地上3階）</p>  <p>図6-9 原子炉格納容器第一隔離弁（サブプレッションチェンバベント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上2階、タービン建屋地上2階及び制御建屋地上2階）</p>	<p>評価条件の相違 ・操作場所、アクセスルート等の相違はあるが、評価手法は同等（以下、同様の差異は記載を省略）</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上1階，タービン建屋地上1階及び制御建屋地上1階）</p>  <p>図6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバメント用出口隔離弁）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下1階，タービン建屋地下1階及び制御建屋地下1階）</p>	


赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1715 327 2487 890" style="border: 1px solid black; height: 268px; width: 260px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1715 911 2487 1075">図 6-12 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上3階及び制御建屋地上3階）</p> <div data-bbox="1715 1138 2487 1701" style="border: 1px solid black; height: 268px; width: 260px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1715 1722 2487 1885">図 6-13 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上2階、タービン建屋地上2階及び制御建屋地上2階）</p>	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 6-14 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）及び第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁(A)/(B)）の操作場所及びアクセスルート（原子炉建屋地上1階，タービン建屋地上1階及び制御建屋地上1階）</p>	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）

緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

■：前回提出時からの変更箇所

2021年4月6日

02-工-B-08-0005_改1

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<div data-bbox="1715 338 2487 1066" style="border: 2px solid black; height: 347px; width: 260px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1774 1087 2427 1121" style="text-align: center;">図 6-15 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p>	

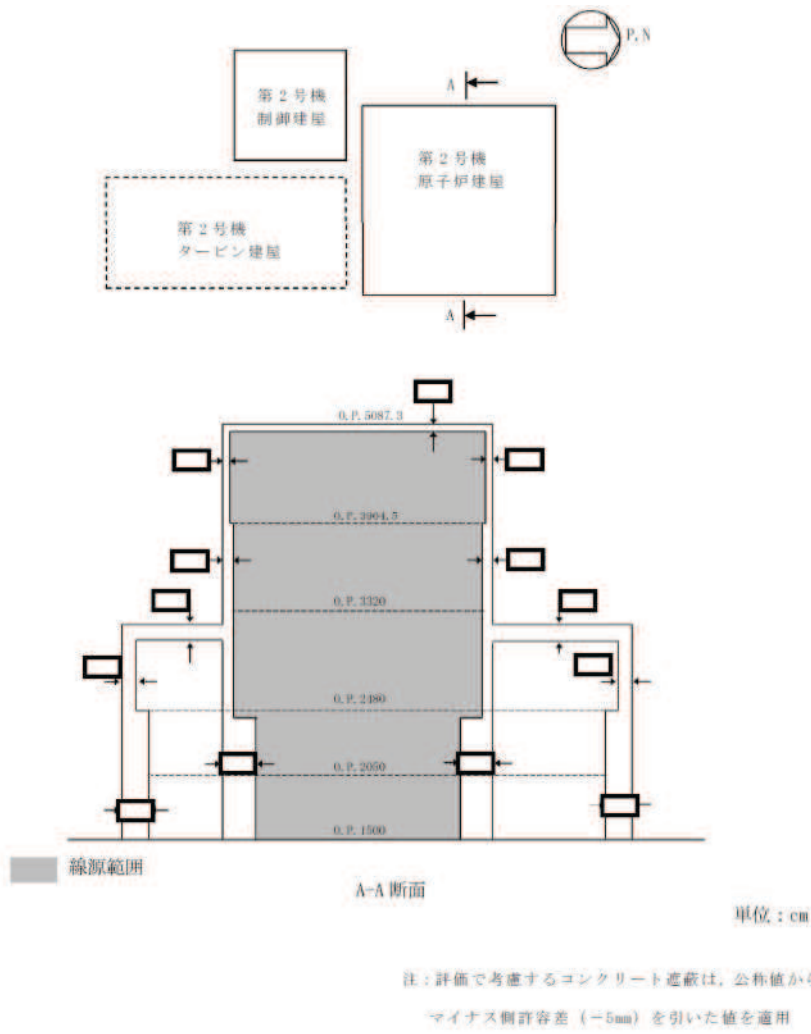
赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		<p>図 6-16 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル（1/2）</p>	<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋形状，躯体厚さ等の相違はあるが，評価手法は同等（以下，同様の差異は記載を省略）

赤字：設備、運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考
		 <p>図 6-17 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線評価モデル (2/2)</p>	

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■■■■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																																																																																																		
		<p>表 6-9 原子炉格納容器第二隔離弁（原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量</p> <p style="text-align: right;">(単位：mSv/h)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">原子炉格納容器第二隔離弁*</th> </tr> <tr> <th colspan="3">(原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (A) / (B))</th> </tr> <tr> <th></th> <th>作業時</th> <th>屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)</th> <th>屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 2.0×10⁻³</td> <td>約 2.0×10⁻³</td> <td>約 2.0×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>外部被ばく 約 3.2×10⁻³</td> <td>約 3.2×10⁻³</td> <td>約 3.2×10⁻³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内部被ばく</td> <td colspan="2">屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 6.8×10⁻³</td> <td>約 6.8×10⁻³</td> <td>約 6.8×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく</td> <td>外部被ばく 約 6.6×10⁻³</td> <td>約 8.9×10⁻³</td> <td>約 8.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内部被ばく</td> <td>約 7.5×10⁻³</td> <td>約 7.5×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td colspan="3">ベント実施前の作業のため対象外</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td colspan="3">ベント実施前の作業のため対象外</td> </tr> <tr> <td>作業線量率</td> <td>約 1.1×10⁻²</td> <td>約 1.1×10⁻²</td> <td>約 1.1×10⁻²</td> </tr> <tr> <td>作業時間及び移動時間</td> <td>54分</td> <td>6分</td> <td>6分</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (作業時及び移動時)</td> <td>約 9.1×10⁻³mSv</td> <td>約 1.1×10⁻³mSv</td> <td>約 1.1×10⁻³mSv</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (合計)</td> <td colspan="3">約 1.2×10⁻²mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *：原子炉格納容器第二隔離弁開操作はベント実施前に行う。</p> <p>表 6-10 原子炉格納容器第一隔離弁（サプレッションチェンバベント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量</p> <p style="text-align: right;">(単位：mSv/h)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバベント用出口隔離弁)</th> </tr> <tr> <th>作業時</th> <th>屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)</th> <th>屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 6.6×10⁻³</td> <td>約 2.0×10⁻³</td> <td>約 6.6×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>外部被ばく 約 2.9×10⁻³</td> <td>約 1.4×10⁻³</td> <td>約 2.9×10⁻³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内部被ばく</td> <td colspan="2">屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 3.3×10⁻³</td> <td>約 3.0×10⁻³</td> <td>約 3.3×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく</td> <td>外部被ばく 約 4.6×10⁰</td> <td>約 3.1×10⁻⁴</td> <td>約 1.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td></td> <td>内部被ばく*</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 3.9×10⁻¹⁰</td> <td colspan="2">ベント実施前の作業のため対象外</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 1.1×10⁻¹</td> <td colspan="2">ベント実施前の作業のため対象外</td> </tr> <tr> <td>作業線量率</td> <td>約 4.6×10⁰</td> <td>約 2.3×10⁻³</td> <td>約 1.4×10⁰</td> </tr> <tr> <td>作業時間及び移動時間</td> <td>84分</td> <td>6分</td> <td>6分</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (作業時及び移動時)</td> <td>約 6.5×10⁰mSv</td> <td>約 2.3×10⁻³mSv</td> <td>約 1.4×10⁰mSv</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (合計)</td> <td colspan="3">約 7.8×10⁰mSv</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。</p>	被ばく経路	原子炉格納容器第二隔離弁*			(原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (A) / (B))				作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.0×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 3.2×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻³		内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.8×10 ⁻³	約 6.8×10 ⁻³	約 6.8×10 ⁻³	外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 6.6×10 ⁻³	約 8.9×10 ⁻³	約 8.9×10 ⁻³		内部被ばく	約 7.5×10 ⁻³	約 7.5×10 ⁻³	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	ベント実施前の作業のため対象外			原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	ベント実施前の作業のため対象外			作業線量率	約 1.1×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²	作業時間及び移動時間	54分	6分	6分	作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 9.1×10 ⁻³ mSv	約 1.1×10 ⁻³ mSv	約 1.1×10 ⁻³ mSv	作業員の実効線量 (合計)	約 1.2×10 ⁻² mSv			被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバベント用出口隔離弁)			作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.6×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³	約 6.6×10 ⁻³	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 2.9×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁻³	約 2.9×10 ⁻³		内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される		大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10 ⁻³	約 3.0×10 ⁻³	約 3.3×10 ⁻³	外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 4.6×10 ⁰	約 3.1×10 ⁻⁴	約 1.4×10 ⁰		内部被ばく*	0	0	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.9×10 ⁻¹⁰	ベント実施前の作業のため対象外		原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁻¹	ベント実施前の作業のため対象外		作業線量率	約 4.6×10 ⁰	約 2.3×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁰	作業時間及び移動時間	84分	6分	6分	作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 6.5×10 ⁰ mSv	約 2.3×10 ⁻³ mSv	約 1.4×10 ⁰ mSv	作業員の実効線量 (合計)	約 7.8×10 ⁰ mSv			
被ばく経路	原子炉格納容器第二隔離弁*																																																																																																																				
	(原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁 (A) / (B))																																																																																																																				
	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)																																																																																																																		
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 2.0×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³																																																																																																																		
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 3.2×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻³	約 3.2×10 ⁻³																																																																																																																		
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される																																																																																																																			
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.8×10 ⁻³	約 6.8×10 ⁻³	約 6.8×10 ⁻³																																																																																																																		
外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 6.6×10 ⁻³	約 8.9×10 ⁻³	約 8.9×10 ⁻³																																																																																																																		
	内部被ばく	約 7.5×10 ⁻³	約 7.5×10 ⁻³																																																																																																																		
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	ベント実施前の作業のため対象外																																																																																																																				
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	ベント実施前の作業のため対象外																																																																																																																				
作業線量率	約 1.1×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²	約 1.1×10 ⁻²																																																																																																																		
作業時間及び移動時間	54分	6分	6分																																																																																																																		
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 9.1×10 ⁻³ mSv	約 1.1×10 ⁻³ mSv	約 1.1×10 ⁻³ mSv																																																																																																																		
作業員の実効線量 (合計)	約 1.2×10 ⁻² mSv																																																																																																																				
被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (サプレッションチェンバベント用出口隔離弁)																																																																																																																				
	作業時	屋内移動時 (中央制御室⇒作業場所)	屋内移動時 (作業場所⇒中央制御室)																																																																																																																		
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.6×10 ⁻³	約 2.0×10 ⁻³	約 6.6×10 ⁻³																																																																																																																		
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 2.9×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁻³	約 2.9×10 ⁻³																																																																																																																		
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される																																																																																																																			
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10 ⁻³	約 3.0×10 ⁻³	約 3.3×10 ⁻³																																																																																																																		
外気から作業場内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく 約 4.6×10 ⁰	約 3.1×10 ⁻⁴	約 1.4×10 ⁰																																																																																																																		
	内部被ばく*	0	0																																																																																																																		
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.9×10 ⁻¹⁰	ベント実施前の作業のため対象外																																																																																																																			
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.1×10 ⁻¹	ベント実施前の作業のため対象外																																																																																																																			
作業線量率	約 4.6×10 ⁰	約 2.3×10 ⁻³	約 1.4×10 ⁰																																																																																																																		
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分																																																																																																																		
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 6.5×10 ⁰ mSv	約 2.3×10 ⁻³ mSv	約 1.4×10 ⁰ mSv																																																																																																																		
作業員の実効線量 (合計)	約 7.8×10 ⁰ mSv																																																																																																																				

赤字：設備，運用又は体制の相違点（設計方針の相違）
 緑字：記載表現，設備名称の相違（実質的な相違なし）
 ■：前回提出時からの変更箇所

先行審査プラントの記載との比較表（V-1-8-1-別添2 原子炉格納容器フィルタベント系の設計）

《参考》柏崎刈羽原子力発電所第7号機	東海第二発電所	女川原子力発電所第2号機	備考																																															
		<p>表 6-11 原子炉格納容器第一隔離弁（ドライウェルベント用出口隔離弁）開操作に伴う移動時及び作業時の線量</p> <p style="text-align: right;">(単位：mSv/h)</p> <table border="1" data-bbox="1715 436 2487 779"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="3">原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)</th> </tr> <tr> <th>作業時</th> <th>屋内移動時 (中央制御室→作業場所)</th> <th>屋内移動時 (作業場所→中央制御室)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 6.7×10^{-6}</td> <td>約 2.0×10^{-3}</td> <td>約 6.7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出された放射性物質による被ばく</td> <td>約 2.2×10^{-2}</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> <td>約 2.2×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</td> <td>約 3.3×10^{-3}</td> <td>約 3.0×10^{-3}</td> <td>約 3.3×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく</td> <td>約 4.2×10^1</td> <td>約 3.1×10^{-4}</td> <td>約 1.2×10^2</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 6.1×10^{-2}</td> <td>ベント実施前の作業のため対象外</td> <td>約 6.1×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</td> <td>約 3.4×10^{-2}</td> <td></td> <td>約 3.4×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>作業線量率</td> <td>約 4.2×10^1</td> <td>約 2.3×10^{-3}</td> <td>約 1.2×10^2</td> </tr> <tr> <td>作業時間及び移動時間</td> <td>84分</td> <td>6分</td> <td>6分</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (作業時及び移動時)</td> <td>約 5.9×10^3 mSv</td> <td>約 2.3×10^{-2} mSv</td> <td>約 1.2×10^3 mSv</td> </tr> <tr> <td>作業員の実効線量 (合計)</td> <td></td> <td>約 7.1×10^3 mSv</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 ※：自給式呼吸器の使用により内部被ばくはないものとする。</p> <p>4. 引用文献</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003 (2) Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007 (3) Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007 (4) NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995 	被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)			作業時	屋内移動時 (中央制御室→作業場所)	屋内移動時 (作業場所→中央制御室)	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-6}	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.5×10^{-6}	約 2.2×10^{-2}	大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}	約 3.3×10^{-3}	外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約 4.2×10^1	約 3.1×10^{-4}	約 1.2×10^2	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.1×10^{-2}	ベント実施前の作業のため対象外	約 6.1×10^{-2}	原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.4×10^{-2}		約 3.4×10^{-2}	作業線量率	約 4.2×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.2×10^2	作業時間及び移動時間	84分	6分	6分	作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 5.9×10^3 mSv	約 2.3×10^{-2} mSv	約 1.2×10^3 mSv	作業員の実効線量 (合計)		約 7.1×10^3 mSv		
被ばく経路	原子炉格納容器第一隔離弁 (ドライウェルベント用出口隔離弁)																																																	
	作業時	屋内移動時 (中央制御室→作業場所)	屋内移動時 (作業場所→中央制御室)																																															
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-6}																																															
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 2.2×10^{-2}	約 1.5×10^{-6}	約 2.2×10^{-2}																																															
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}	約 3.3×10^{-3}																																															
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約 4.2×10^1	約 3.1×10^{-4}	約 1.2×10^2																																															
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 6.1×10^{-2}	ベント実施前の作業のため対象外	約 6.1×10^{-2}																																															
原子炉格納容器フィルタベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 3.4×10^{-2}		約 3.4×10^{-2}																																															
作業線量率	約 4.2×10^1	約 2.3×10^{-3}	約 1.2×10^2																																															
作業時間及び移動時間	84分	6分	6分																																															
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 5.9×10^3 mSv	約 2.3×10^{-2} mSv	約 1.2×10^3 mSv																																															
作業員の実効線量 (合計)		約 7.1×10^3 mSv																																																