

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [別添資料-1（格納容器フィルタベント系について）]

東海第二発電所（2018.9.18版）	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>50-12 <u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</u> <u>（格納容器圧力逃がし装置）について</u></p>	<p>別添資料-1 <u>格納容器フィルタベント系について</u></p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p>1. 概要 50-12-8</p> <p> 1.1 設置目的 50-12-8</p> <p> 1.2 基本性能 50-12-8</p> <p> 1.3 系統概要 50-12-9</p> <p>2. 系統設計 50-12-11</p> <p> 2.1 設計方針 50-12-11</p> <p> 2.2 設計条件 50-12-15</p> <p> 2.3 格納容器圧力逃がし装置 50-12-16</p> <p> 2.3.1 系統構成 50-12-16</p> <p> 2.3.2 フィルタ装置 50-12-20</p> <p> 2.3.3 配置 50-12-32</p> <p> 2.4 付帯設備 50-12-42</p> <p> 2.4.1 計装設備 50-12-42</p> <p> 2.4.2 電源設備 50-12-51</p> <p> 2.4.3 給水設備 50-12-54</p> <p> 2.4.4 可搬型窒素供給装置 50-12-55</p> <p> 2.4.5 排水設備 50-12-57</p> <p>3. フィルタ性能 50-12-59</p> <p> 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理 50-12-59</p> <p> 3.1.1 エアロゾルの除去原理 50-12-59</p> <p> 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理 50-12-66</p> <p> 3.2 運転範囲 50-12-70</p> <p> 3.3 性能検証試験結果 50-12-71</p> <p> 3.3.1 性能検証試験の概要 50-12-71</p> <p> 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果 50-12-77</p> <p> 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果 50-12-84</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 50-12-89</p> <p>4. 運用方法 50-12-94</p> <p> 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法 50-12-94</p> <p> 4.1.1 炉心が損傷していない場合 50-12-94</p> <p> 4.1.2 炉心が損傷している場合 50-12-99</p> <p> 4.1.3 格納容器圧力逃がし装置操作手順について 50-12-105</p> <p> 4.2 現場における操作について 50-12-131</p>	<p style="text-align: center;"><u>目次</u></p> <p>1. 概要 1</p> <p> 1.1 設置目的 1</p> <p> 1.2 基本性能 1</p> <p> 1.3 系統概要 1</p> <p>2. 設計方針 3</p> <p> 2.1 系統設計 3</p> <p> 2.2 機器設計 5</p> <p> 2.3 電気・計装設計 5</p> <p> 2.4 耐震設計及び耐津波設計 5</p> <p> 2.5 その他考慮事項 6</p> <p> 2.6 設計条件 6</p> <p> 2.7 格納容器フィルタベント系 13</p> <p> 2.7.1 系統構成 13</p> <p> 2.7.2 フィルタ装置 16</p> <p> 2.7.3 配管及び弁類 25</p> <p> 2.8 付帯設備 36</p> <p> 2.8.1 計装設備 36</p> <p> 2.8.2 電源設備 42</p> <p> 2.8.3 補給設備 45</p> <p> 2.8.4 可搬式窒素供給装置 47</p> <p> 2.8.5 排水設備 51</p> <p>3. フィルタ装置の性能 53</p> <p> 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理 53</p> <p> 3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理 53</p> <p> 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理 58</p> <p> 3.2 運転範囲 62</p> <p> 3.3 性能検証試験結果 63</p> <p> 3.3.1 性能検証試験の概要 63</p> <p> 3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価 67</p> <p> 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価 72</p> <p> 3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項 76</p> <p>4. 運用方法 80</p> <p> 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法 80</p> <p> 4.1.1 炉心が損傷していない場合 80</p>	<p>・各項目の相違点については、本文及び別紙の比較表を参照</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
4.2.1 隔離弁の現場操作……………50-12-131	4.1.2 炉心が損傷している場合…………… 83	
4.2.2 スクラビング水の補給……………50-12-135	4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について…………… 88	
4.2.3 窒素の供給……………50-12-137	4.2 現場における操作について…………… 112	
4.2.4 排水操作……………50-12-139	4.2.1 隔離弁の現場操作…………… 112	
4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用……………50-12-142	4.2.2 スクラビング水・薬剤の補給…………… 114	
4.4 設備の維持管理……………50-12-144	4.2.3 窒素の供給及び水素濃度測定…………… 117	
5. 新規制基準への適合性……………50-12-152	4.2.4 排水操作…………… 118	
5.1 第38条(重大事故等対処施設の地盤)……………50-12-152	4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用…………… 119	
5.2 第39条(地震による損傷の防止)……………50-12-153	4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項…………… 120	
5.3 第40条(津波による損傷の防止)……………50-12-154	4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理…………… 121	
5.4 第41条(火災による損傷の防止)……………50-12-155	5. 新規制基準への適合性…………… 126	
5.5 第43条(重大事故等対処設備)……………50-12-157	5.1 設置許可基準規則への適合性…………… 126	
5.6 第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)……………50-12-173	5.1.1 第38条 重大事故等対処施設の地盤…………… 126	
5.7 第50条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) ……………50-12-175	5.1.2 第39条 地震による損傷の防止…………… 128	
5.8 第52条(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)……………50-12-178	5.1.3 第40条 津波による損傷の防止…………… 129	
	5.1.4 第41条 火災による損傷の防止…………… 130	
	5.1.5 第43条 重大事故等対処設備…………… 131	
	5.1.6 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備…………… 141	
	5.1.7 第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備…………… 143	
	5.1.8 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備…………… 148	

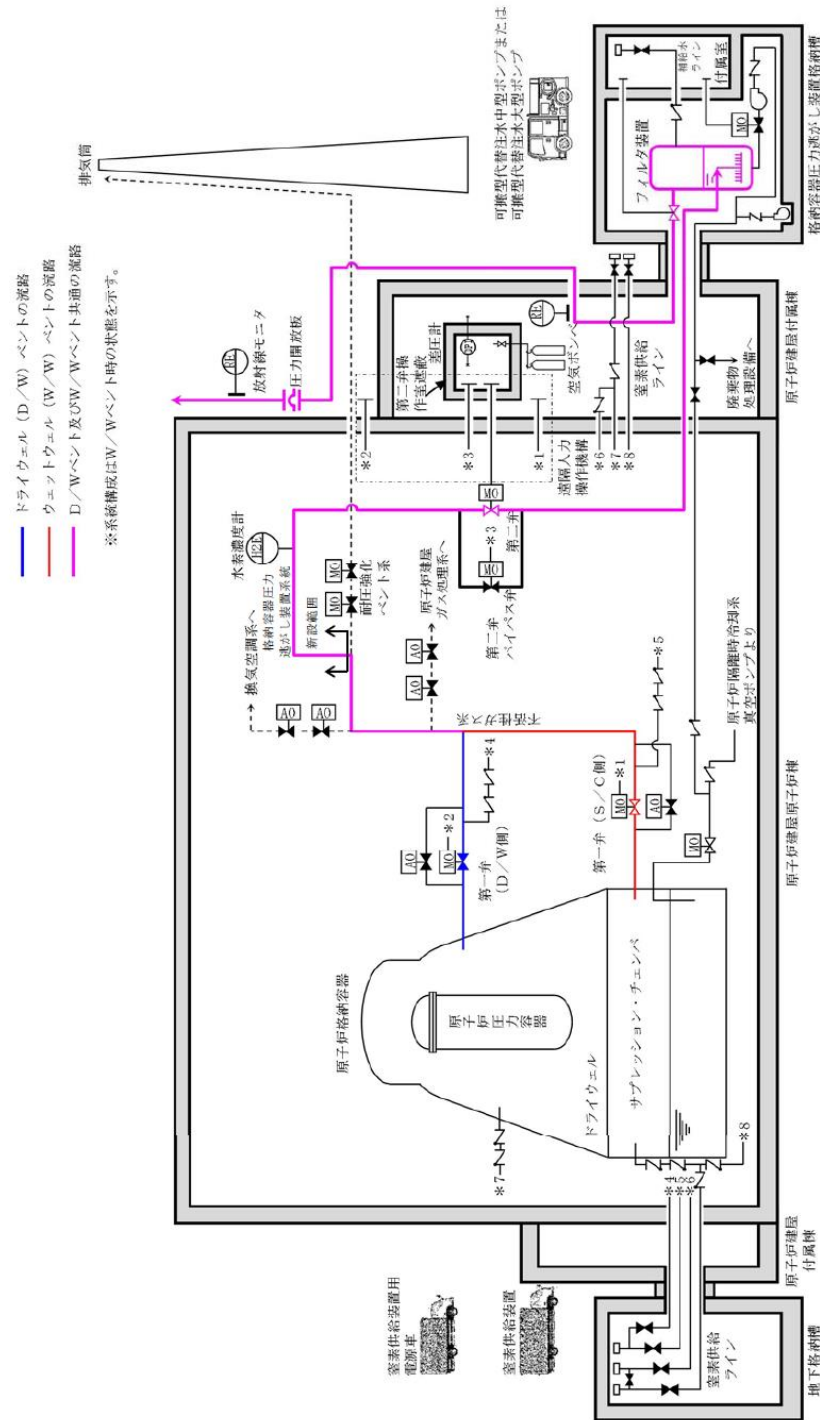
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">＜別紙 目次＞</p> <p>別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について</p> <p>別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について</p> <p>別紙3 格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について</p> <p>別紙4 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p> <p>別紙6 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>別紙7 ベント実施時の放射線監視測定 of の考え方について</p> <p>別紙8 電源構成の考え方について</p> <p>別紙9 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について</p> <p>別紙10 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について</p> <p>別紙11 よう素除去部におけるよう素の再揮発, 吸着材の容量減少及び変質について</p> <p>別紙12 スクラビング水の保有水量の設定根拠について</p> <p>別紙13 スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について</p> <p>別紙14 よう素除去部へのスクラビング水の影響について</p> <p>別紙15 圧力開放板の信頼性について</p> <p>別紙16 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム</p> <p>別紙17 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価</p> <p>別紙18 スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価</p> <p>別紙19 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について</p> <p>別紙20 ベント停止手順について</p> <p>別紙21 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>別紙22 格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について</p> <p>別紙23 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について</p> <p>別紙24 格納容器からの異常漏えい時における対応について</p> <p>別紙25 格納容器スプレーが実施できない場合のベント運用について</p> <p>別紙26 ベント準備操作開始タイミングについて</p> <p>別紙27 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について</p> <p>別紙28 格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図</p> <p>別紙29 フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて</p> <p>別紙30 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について</p> <p>別紙31 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明</p> <p>別紙32 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について</p> <p>別紙33 主ライン・弁の構成について</p> <p>別紙34 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について</p>	<p style="text-align: center;">別 紙</p> <p>別紙1 ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響について</p> <p>別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>別紙3 フレキシブルシャフトが常時接続されている状態における弁操作の詳細メカニズム</p> <p>別紙4 格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について</p> <p>別紙5 圧力開放板の信頼性について</p> <p>別紙6 格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について</p> <p>別紙7 主ライン・弁の構成について</p> <p>別紙8 ベント実施に伴う現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>別紙9 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>別紙10 エアロゾルの保守性について</p> <p>別紙11 フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>別紙12 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について</p> <p>別紙13 フィルタ装置 (スクラバ容器) の基数の違いによる影響について</p> <p>別紙14 格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について</p> <p>別紙15 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について</p> <p>別紙16 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明</p> <p>別紙17 格納容器フィルタベント系使用後の保管管理</p> <p>別紙18 第1ベントフィルタ格納槽内における漏えい対策について</p> <p>別紙19 配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について</p> <p>別紙20 ステンレス構造材, 膨張黒鉛パッキンの妥当性について</p> <p>別紙21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について</p> <p>別紙22 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙23 スクラビング水のpHについて</p> <p>別紙24 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p> <p>別紙25 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>別紙26 格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について</p> <p>別紙27 格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図</p> <p>別紙28 第1ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて</p> <p>別紙29 計装設備が計測不能になった場合の推定方法, 監視場所について</p> <p>別紙30 ベント実施時の放射線監視測定 of の考え方について</p> <p>別紙31 電源構成の考え方について</p> <p>別紙32 窒素供給装置の容量について</p> <p>別紙33 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について</p> <p>別紙34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>別紙35 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>別紙 35 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について</p> <p>別紙 36 エアロゾルの保守性について</p> <p>別紙 37 希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価</p> <p>別紙 38 コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について</p> <p>別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理</p> <p>別紙 40 ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について</p> <p>別紙 41 スクラビング水の pH について</p> <p>別紙 42 計装設備が計測不能になった場合の推定方法, 監視場所について</p> <p>別紙 43 ステンレス構造材, 膨張黒鉛パッキンの妥当性について</p> <p>別紙 44 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について</p> <p>別紙 45 エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について</p> <p>別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>別紙 47 格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい対策について</p> <p>別紙 48 格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について</p> <p>別紙 49 格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について</p> <p>別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>別紙 51 スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について</p> <p>別紙 52 窒素供給装置の容量について</p> <p>別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について</p>	<p>別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について</p> <p>別紙 37 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について</p> <p>別紙 38 銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発, 吸着材の容量減少及び変質について</p> <p>別紙 39 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について</p> <p>別紙 40 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について</p> <p>別紙 41 格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について</p> <p>別紙 42 ベント停止手順について</p> <p>別紙 43 格納容器 pH 制御について</p> <p>別紙 44 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>別紙 45 銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について</p> <p>別紙 46 格納容器からの異常漏えい時における対応について</p> <p>別紙 47 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について</p> <p>別紙 48 エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について</p> <p>別紙 49 適合性審査において確認を行う事項 (第 50 条等, FCVS) に対する記載事項について</p> <p>別紙 50 セシウムの放出割合の評価方法</p> <p>別紙 51 高温使用時におけるフランジ漏えい評価について</p> <p>別紙 52 格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>別紙 53 ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	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（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本系統はフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、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の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器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>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、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。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る。</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%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。</p> <p>1.3 系統概要</p> <p>第1.3-1図に系統概要を示す。</p> <p>本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェ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（標高約65m）で放出する。（別紙40）</p> <p>本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、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。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、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</p>	<p>1. 概要</p> <p>1.1 設置目的</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び熱を外部に放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を、限界圧力及び限界温度未満に維持することで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。</p> <p>排気ラインに設置するスクラバ容器により、サプレッション・チェンバの排気ラインまたはドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器フィルタベント系使用時の環境への影響を緩和する。</p> <p>また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持っている。</p> <p>なお、スクラバ容器を設置することにより、格納容器フィルタベント系より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが、環境への影響を更に低減させるため、スクラバ容器の下流に、原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するための銀ゼオライト容器を設置する。</p> <p>1.2 基本性能</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、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。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る。</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%以上、有機よう素は98%以上の性能を有する。</p> <p>1.3 系統概要</p> <p>格納容器フィルタベント系の全体概要図を図1.3-1に示す。</p> <p>本系統は、スクラバ容器、銀ゼオライト容器、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェ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物屋上位置（標高約65m）で放出する。（別紙1）</p> <p>本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、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。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、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、常設代替交流電源設備又は可搬型代替</p>	<p>・記載方針の相違</p>

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（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、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。



第1.3-1図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

交流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物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、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。

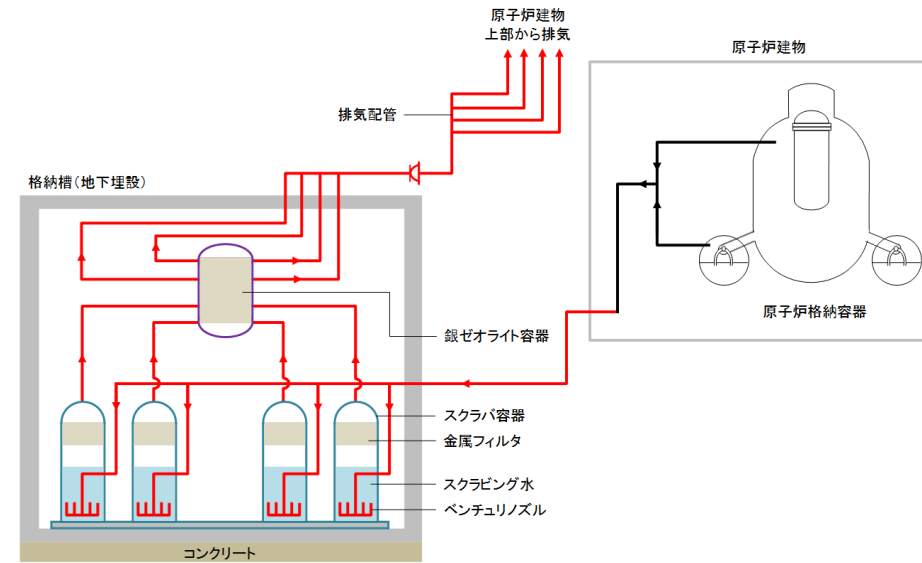


図1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び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) 格納容器圧力逃がし装置の設置 (設置許可基準規則解釈第1項 a) , b))</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル (粒子状放射性物質) に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス (窒素) に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス (水素) が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置 (窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車) を用いて系統内に窒素を供給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>格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器圧</p>	<p>2. 設計方針</p> <p>格納容器フィルタベント系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」 (以下「設置許可基準規則」という。) 等の関係法令の要求を満足するよう設計する。以下に設計方針を示す。</p> <p>2.1 系統設計</p> <p>(1) 残留熱除去系の機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び炉心の著しい損傷に先行する格納容器破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、最終的な熱の逃がし場である大気に熱を輸送し、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>《設置許可基準規則第48条》</p> <p>(2) 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に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 48条》</p> <p>(3) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の水素を含むガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに格納容器内での水素爆発を防止することができる設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第50条, 52条》</p> <p>(4) 格納容器内のガスをフィルタ装置に通すことにより、放射性物質の大気への放出量を低減できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル (粒子状放射性物質) に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第50条, 52条》</p> <p>(5) 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス (窒素) に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス (水素) が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬式窒素供給装置を用いて系統内に窒素を供給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>格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 島根2号炉は、設置許可基準規則50条のみではなく、43条, 48条, 52条への適合方針も記載している (以下、本文においては①の相違) 記載方針の相違 ①の相違 記載方針の相違 ①の相違 記載方針の相違 ①の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。(別紙1)</p> <p>iii) 東海第二発電所は、単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・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> <p>iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。(別紙16, 別紙48)</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量の低い原子炉建屋付属棟に設置する設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置(空気ポンプユニット)を設ける設計とする。</p>	<p>フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。</p> <p>格納容器フィルタベント系の使用によりスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素は、崩壊熱により発生する蒸気とともに排出されることから、格納容器フィルタベント系内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。</p> <p>格納容器フィルタベント系内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。(別紙2)</p> <p>《設置許可基準規則第50条, 52条》</p> <p>(6) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p> <p>(7) 格納容器フィルタベント系の使用に際して、格納容器の水素爆発を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第52条》</p> <p>(8) 格納容器フィルタベント系のベント弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔手動弁操作機構を設け、原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。(別紙3, 別紙4)</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p> <p>(9) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器フィルタベント系のベント弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量の低い原子炉建物付属棟に設置する設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p>	<p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・島根2号炉は、サイト内に複数号炉がある</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・設計方針の相違 島根2号炉は、格納容器に窒素を注入し、格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満に維持する設計としている。なお、有効性評価で窒素を注入せずに負圧に至らないことを確認している</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>vii) <u>格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。</u> 圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力(0.31MPa [gage] ~0.62MPa [gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、<u>格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。(別紙15)</u></p> <p>viii) <u>格納容器圧力逃がし装置は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側の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、ドライウエル側からの排気では燃料有効長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影響を受けない設計とする。(別紙22, 別紙33)</u></p> <p>ix) <u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。(別紙17, 別紙18, 別紙48)</u></p>	<p>(10) <u>格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系統内を不活性ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。</u> 圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力(0.427MPa [gage] ~0.853MPa [gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、<u>格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。(別紙5)</u> <u>《設置許可基準規則第50条》</u></p> <p>(11) <u>格納容器フィルタベント系は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側の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、ドライウエル側からの排気では燃料有効長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影響を受けない設計とする。(別紙6, 別紙7)</u> <u>《設置許可基準規則第50条》</u></p> <p>(12) <u>格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、第1ベントフィルタ格納槽(地下埋設)に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉棟内及び原子炉建物付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。(別紙4, 別紙8)</u> <u>《設置許可基準規則第43条, 50条》</u></p> <p>(13) <u>水素を含むガスの排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。</u> <u>《設置許可基準規則第52条》</u></p> <p>(14) <u>想定される重大事故等時の使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できるよう、運転モード(系統待機モード、ベント運転モード、ベント後収束モード)を考慮し、排気容量にも十分な余裕を持たせた設計とする。</u> <u>《設置許可基準規則第43条》</u></p> <p>(15) <u>ベント機能の確実性を担保する観点から、可能な限り、系統に冗長性を持たせた設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は、被ばく評価上遮蔽等の対策が不要(以下、本文においては②の相違)</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・炉型の違い 東海第二(Mark-II)と島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力の相違による(以下、本文においては③の相違)</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>2.2 機器設計</u></p> <p>(1) 配管及び弁類は、想定される重大事故等時において、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とともに、ベント実施の妨げにならない設計とする。 《設置許可基準規則第 50 条》</p> <p>(2) ベント弁は、想定される重大事故等時の使用条件下においても容易かつ確実に操作できるように、遮蔽や隔離等の放射線防護対策を行う設計とするとともに、操作方法に多様性を持たせた設計とする。 《設置許可基準規則第 43 条, 50 条》</p> <p>(3) 健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。 《設置許可基準規則第 43 条》</p> <p>(4) フィルタ装置は、想定される重大事故等時の使用期間において、所定の性能を維持できる設計とし、ベント後に人的操作が可能な限り発生しないような設計とする。</p> <p><u>2.3 電気・計装設計</u></p> <p>(1) 全交流動力電源喪失時においても確実に操作できるよう、運転に必要な機器、弁及び計装設備の電源は、代替電源から受電可能な設計とする。 《設置許可基準規則第 52 条》</p> <p><u>2.4 耐震設計及び耐津波設計</u></p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても十分に支持することができる地盤に設置するとともに、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 《設置許可基準規則第 38 条, 39 条》</p> <p>(2) 格納容器フィルタベント系は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 《設置許可基準規則第 40 条》</p> <p><u>2.5 その他考慮事項</u></p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系は、火災に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有する設計とする。 《設置許可基準規則第 41 条》</p> <p>(2) 格納容器フィルタベント系は、地震、津波以外の自然現象等に対しても重大事故等に対処するために可能な限り必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
2.2 設計条件	<p>2.6 設計条件</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は、格納容器のウェットウェル及びドライウェル貫通孔から配管を引き出し、ベント弁及び連結管（ヘッド）を介してフィルタ装置にガスを引き込む。フィルタ装置で処理されたガスは排気配管を通して原子炉建物頂部付近から排出する設計としており、以下の設備で構成している。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置</u> <ul style="list-style-type: none"> ➤ <u>スクラバ容器（第1ベントフィルタスクラバ容器）：4基</u> ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを備え、主として粒子状放射性物質及び無機よう素を除去 ➤ <u>銀ゼオライト容器（第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器）：1基</u> 銀ゼオライトフィルタを備え、主として有機よう素を除去 ・<u>配管</u> <ul style="list-style-type: none"> ➤ <u>ベント弁（第3弁）からスクラバ容器入口：200A～300A</u> ➤ <u>スクラバ容器から銀ゼオライト容器：200A～300A</u> ➤ <u>銀ゼオライト容器から大気開放端：300A～400A</u> ・<u>伸縮継手</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>第1ベントフィルタ格納槽から原子炉建物：300A</u> <u>銀ゼオライト容器から大気開放端：300A</u> ・<u>流量制限オリフィス：4個</u> <u>スクラバ容器から銀ゼオライト容器間の各配管に1個設置</u> ・<u>圧力開放板：1個</u> <u>銀ゼオライト容器から大気開放端間の配管に1個設置</u> ・<u>ベント弁（電動駆動弁）：5個</u> ・<u>計装設備</u> <p><u>格納容器フィルタベント系の系統概略図を図2.6-1に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

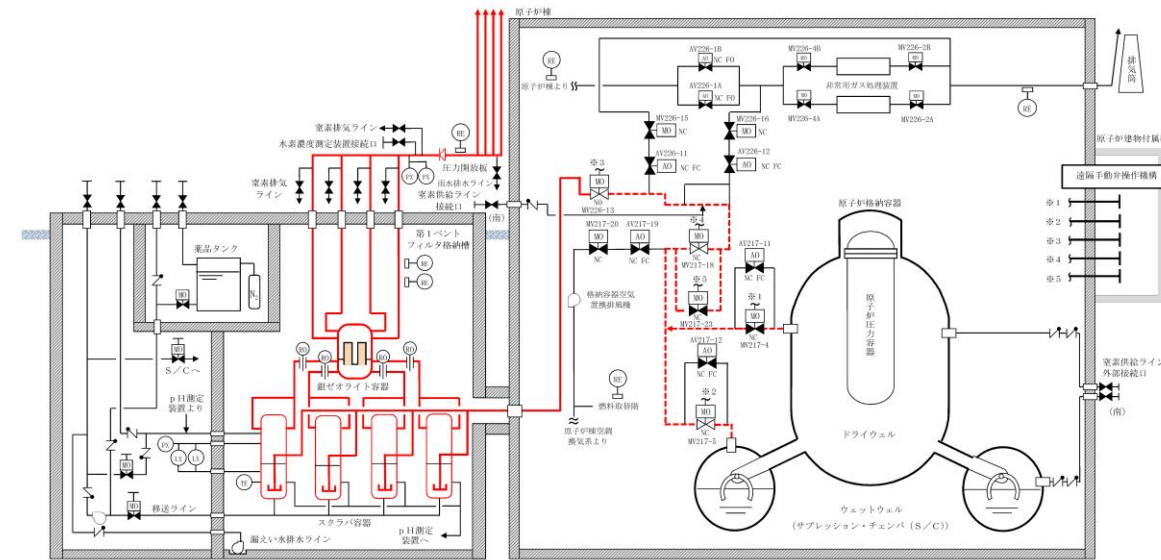


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

本系統における設備の設計条件を第 2.2-1 表に示す。(別紙 2, 別紙 36, 別紙 38, 別紙 50, 別紙 51)

格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等時での使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できる設計とするため、以下の運転モードを考慮し、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表 2.6-1 に示す。(別紙 9, 別紙 10, 別紙 11, 別紙 12)

【格納容器フィルタベント系で考慮する運転モード】

(1) 系統待機モード

格納容器に閉じ込め機能を期待する期間において系統待機状態を維持し、系統起動時の水素対策として、系統内を窒素雰囲気維持する。

(2) ベント運転モード

格納容器フィルタベント系の使用 (ベント開始) のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり、炉心損傷を伴わない事故シーケンスのうち「高圧・低圧注水機能喪失」等では、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。炉心損傷を伴う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)」に対する事象収束シナリオでは、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。

(3) ベント後収束モード

ベント後のフィルタ装置 (スクラバ容器) には多量の放射性物質を保持することになり、放射性物質の崩壊熱によりフィルタ装置 (スクラバ容器) 内の水は加熱され蒸発する。

- ・記載方針の相違
- ・記載方針の相違
- ・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)			島根原子力発電所 2号炉			備考
<u>第2.2-1表 設計条件</u>			<u>表2.6-1 格納容器フィルタベント系の主な系統設計条件</u>			<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 ・資料構成の相違
設計条件		設定根拠	項目	設計条件		
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd（最高使用圧力310kPa [gage] の2倍）とする。	最高使用圧力	853kPa[gage] （流量制限オリフィスまで）	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器圧力の推移）を踏まえ、格納容器の限界圧力である853kPa[gage]とする。	
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。		427kPa[gage] （流量制限オリフィス以降）	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa[gage]とする。	
設計流量	13.4kg/s （格納容器圧力310kPa [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（310kPa [gage]）であっても排出可能な流量とする。	最高使用温度	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（格納容器温度の推移）を踏まえ、格納容器の限界温度である200℃とする。		
フィルタ装置内発熱量	500kW	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。	系統流量 （ベントガス流量）	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ベントタイミング）を踏まえ、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量（9.8kg/s @427kPa[gage]）とする。		
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量（38kg）に対して十分な余裕を見込み、400kgとする。	スクラバ容器内発熱量	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果（ソースターム評価）に基づく放射性物質の崩壊熱に対して、十分な余裕を見込み、370kWとする。		
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、24.4kg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。				

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>格納容器フィルタベント系の系統設計における主な考慮事項を以下に示す。</u></p> <p>a. <u>系統の冗長性</u> <u>ベントガスはウェットウェル気相部とドライウェル気相部から排気することが可能な構成とし、系統の冗長性を確保しており、格納容器の接続位置も長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所としている。(別紙7)</u> <u>また、系統内唯一の動的機器であるベント弁は、中央制御室から遠隔操作できるとともに現場での操作が可能な構成とし、操作性上の冗長性を備える設計としている。</u></p> <p>b. <u>位置的分散</u> <u>フィルタ装置は、原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に配置し、フィルタ装置入口配管については地下ダクトを通過しての第1ベントフィルタ格納槽内に接続される構成としており、残留熱除去系等に対して位置的分散を図った設計としている。</u> <u>機器配置図を図2.6-2-1～3、の第1ベントフィルタ格納槽内断面図を図2.6-3に示す。</u></p> <p>c. <u>水素対策</u> <u>フィルタ装置出口配管に圧力開放板を設置し、系統待機モードにおいて系統内を窒素雰囲気維持することで不活性化し、ベントの際の水素爆発を防止する設計としている。また、フィルタ装置出口配管に水素濃度測定装置接続口を設け、水素濃度を監視できる設計としている。(別紙2)</u></p> <p>d. <u>悪影響防止</u> <u>格納容器からフィルタ装置間の主ラインに接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがあり、他系統との接続配管については、隔離弁を2重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。また、2つの隔離弁は、通常時「閉」とするとともに、第1隔離弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイル・クローズの設計としている。第2弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整が可能な設計としている。(別紙7)</u></p> <p>e. <u>現場操作</u> <u>ベント弁は、原子炉棟外(二次格納施設外)から現場操作可能とし、運転員の放射線防護を考慮した設計としている。</u></p> <p>f. <u>排気処理</u> <u>放射性物質による環境への影響を抑えるために、ベントガスはフィルタ装置を通した後、大気拡散による希釈効果を考慮して原子炉建物頂部付近から排出する設計としている。また、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設け、放射性物質濃度を監視できる設計としている。(別紙1)</u></p> <p>g. <u>格納容器との取り合い</u> <u>格納容器フィルタベント系は、以下の理由から既設の原子炉格納容器から吸気する窒</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

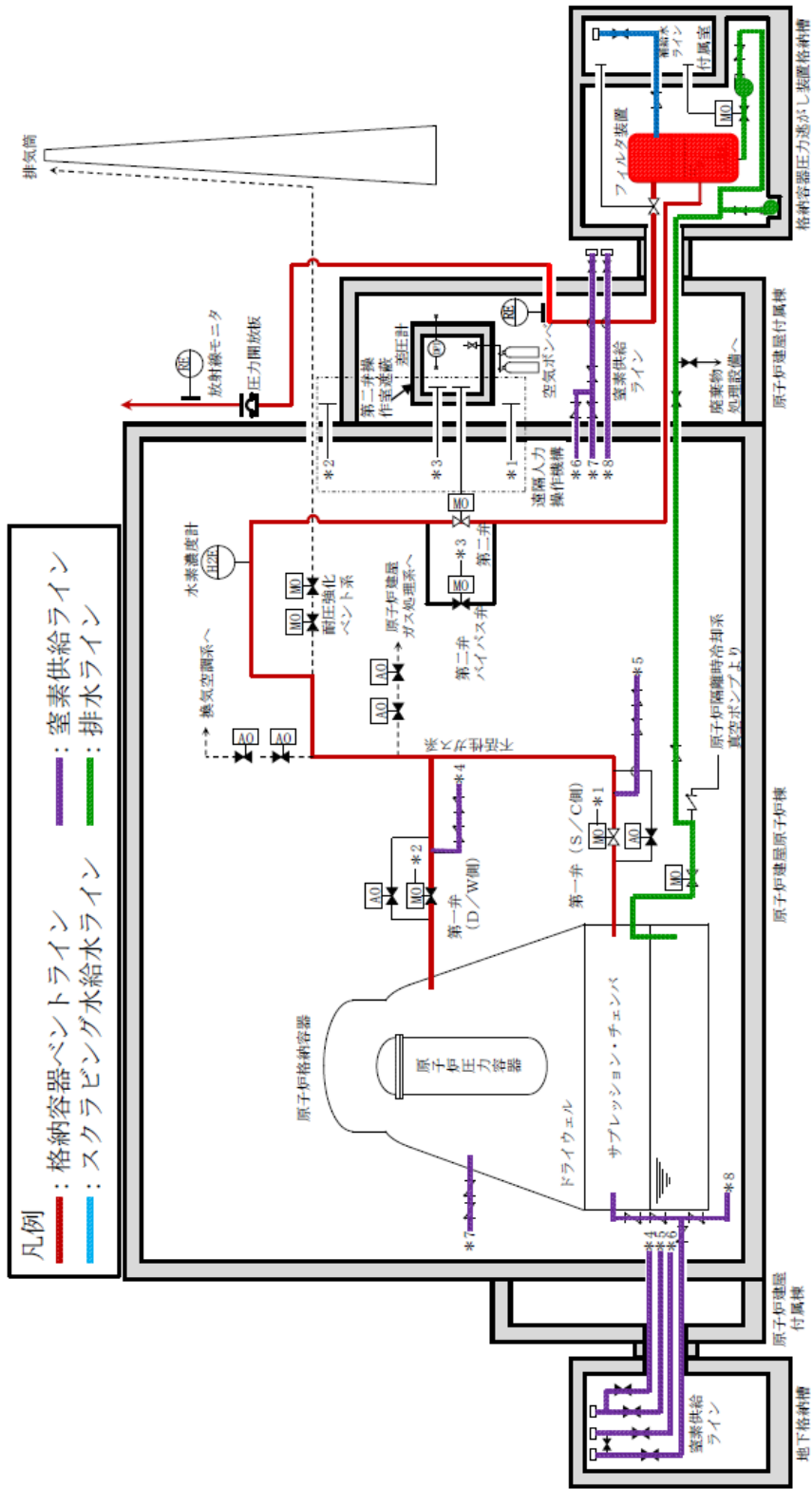
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインを経由する設計としている。なお、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物から給気する非常用ガス処理系のラインを経由しない設計としている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>これらの系統はもとより格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。</u> ・<u>格納容器フィルタベント系を使用する場合に、経由する窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系のラインは、それぞれの系統として使用することはない。</u> ・<u>兼用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと、及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保していることから、独立して設置するメリットは小さい。</u> <p><u>h. その他</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成としているため、フィルタ装置入口には連結管（ヘッダ）を設け、フィルタ装置の流れに偏りが出ない設計としている。（別紙13）</u> ・<u>フィルタ装置（スクラバ容器）への補給水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置（スクラバ容器）へ水・薬剤を補給できる設計としている。</u> ・<u>フィルタ装置（スクラバ容器）からの排水ラインを設置し、ベント後収束モードにおいてフィルタ装置（スクラバ容器）からスクラビング水をサブプレッション・チェンバ等へ排水できる設計としている。</u> ・<u>格納容器フィルタベント系は、使用環境を考慮した構造設計を行い、スクラビング水の漏えいを防止できる設計としている。（別紙14）</u> ・<u>フィルタ装置の配管経路は、連続下り勾配又は連続上り勾配とし、配管内の蒸気凝縮によるドレンの滞留防止を考慮した設計としている。</u> ・<u>格納容器フィルタベント系は、外部事象に対して、原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に配置する等の考慮をした設計としている。（別紙15）</u> ・<u>格納容器フィルタベント系は、ベント中のフィルタ装置等からの放熱による周囲温度上昇を低減するため、保温材（断熱材）を設置する設計としている。</u> ・<u>格納容器フィルタベント系は、常設耐震重要重大事故防止設備かつ常設重大事故緩和設備であり、基準地震動S_sによる地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計としている。（別紙16）</u> 	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1451 254 2258 919" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1635 926 2065 963" data-label="Caption"> <p>図 2.6-2-1 機器配置図 (その1)</p> </div> <div data-bbox="1451 1020 2258 1598" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1635 1602 2065 1640" data-label="Caption"> <p>図 2.6-2-2 機器配置図 (その2)</p> </div>	<p data-bbox="2445 926 2656 963">・記載方針の相違</p> <p data-bbox="2445 1602 2656 1640">・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.3 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>2.3.1 系統構成</p> <p>本系統は、屋外地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置するフィルタ装置、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、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、可搬型窒素供給装置及び排水設備で構成される。</p> <p>(1) 配管等の構成</p> <p>入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。</p> <p>出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧</p>	<div data-bbox="1498 241 2211 829" style="border: 1px solid black; width: 240px; height: 280px; margin: 0 auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 2.6-2-3 機器配置図 (その3)</p> <div data-bbox="1409 945 2300 1270" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図 2.6-3 第1ベントフィルタ格納槽 断面図</p> <p>2.7 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.7.1 系統構成</p> <p>本系統は、屋外地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置するフィルタ装置、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、圧力開放板、計装設備、電源設備、給水設備、可搬式窒素供給装置及び排水設備で構成される。</p> <p>(1) 配管等の構成</p> <p>入口配管は、格納容器のサプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された窒素ガス制御系配管が合流した下流に接続する非常用ガス処理系配管から分岐し、弁を経由してフィルタ装置に接続する。</p> <p>出口配管には、待機時に窒素置換された系統と大気を隔離する圧力開放板を設置する。圧</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 系統構成の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力開放板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。(別紙15)</p> <p><u>フィルタ装置</u>には、外部からスクラビング水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。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙39,別紙47)</p> <p>第2.3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。</p> <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)」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。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外表面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、<u>シリコン系等の防食塗装</u>を行う。(別紙3,別紙30,別紙43)</p> <p>系統を構成する主要な機器の仕様を第2.3.1-1表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第2.3.1-2図に示す。</p> <p>(3) 系統の切替性</p> <p>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、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、<u>原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系</u>である。これらの系統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><u>原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆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、電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。</u></p> <p>以上より、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、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。</p>	<p>力開放板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。(別紙5)</p> <p><u>スクラバ容器</u>には、外部からスクラビング水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。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙17,別紙18)</p> <p>図2.7-1に格納容器フィルタベント系の系統構成を示す。</p> <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)」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。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外表面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、<u>エポキシ樹脂系等の防食塗装</u>を行う。(別紙14,別紙19,別紙20)</p> <p>系統を構成する主要な機器の仕様を表2.7-1に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を図2.7-2に示す。</p> <p>(3) 系統の切替性</p> <p>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、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、<u>原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系</u>である。これらの系統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><u>原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持する。</u></p> <p>以上より、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、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 系統構成の相違 ・設備の相違 島根2号炉の他系統との隔離弁は、空気作動弁と電動駆動弁にて構成している。(以下、本文においては④の相違) ・設備の相違 島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規制基準施行前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p>備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第 48 条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第 48 条、第 50 条及び第 52 条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁（第 1 弁及び第 2 弁）の並列 2 重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保 ・他系統との隔離弁の直列 2 重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 <p>（以下、本文においては⑤の相違）</p>



第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

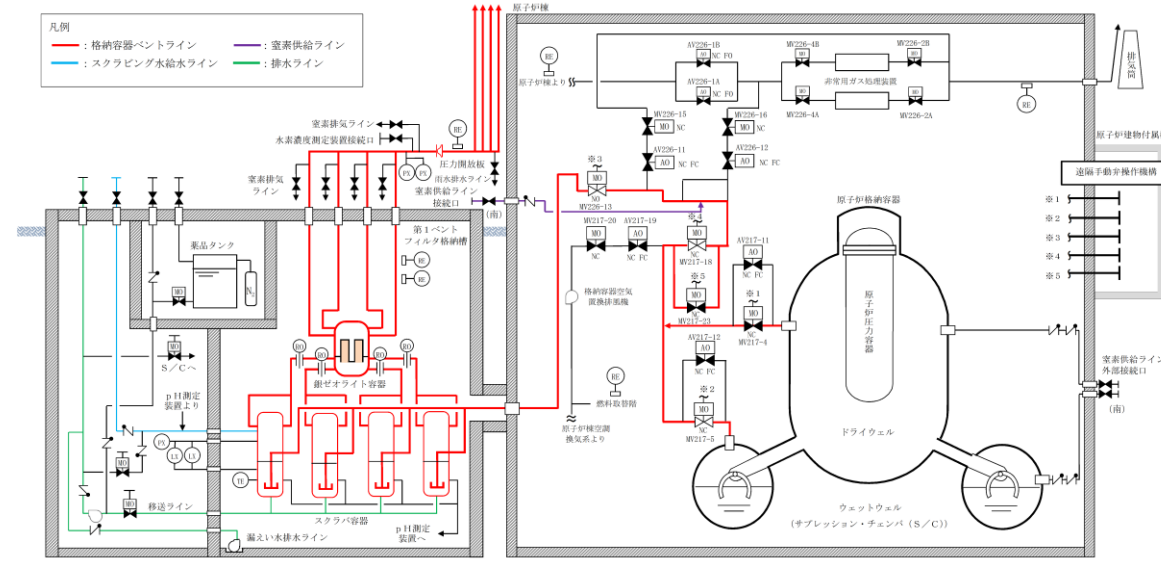
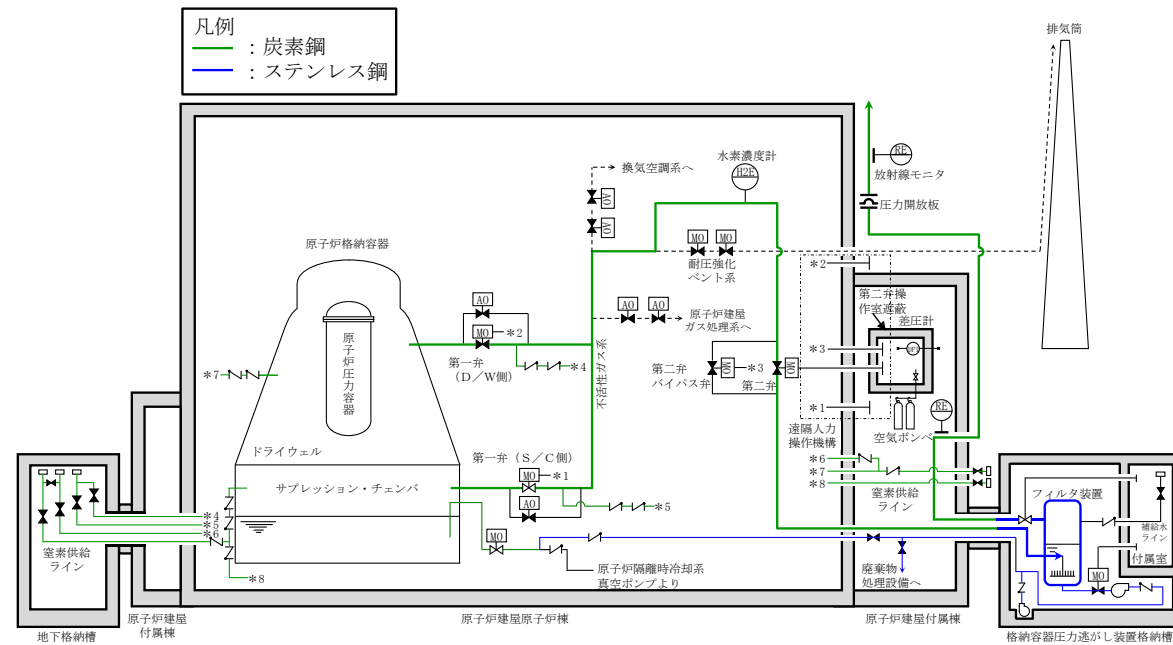


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉				備考	
第2.3.1-1表 主要系統構成機器の仕様				表2.7-1 主要系統構成機器の仕様				・設備の相違	
(1) 配管				(1) 配管					
	口径	材質			口径	材質			
a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	450A~600A	炭素鋼		a. フィルタ装置入口配管 (b. の範囲を除く)	300A	炭素鋼			
b. フィルタ装置周辺配管 (格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する範囲)	450A (入口側), 350A~600A (出口側)	ステンレス鋼		b. フィルタ装置周辺配管	200A~300A	ステンレス鋼			
c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	600A	炭素鋼		c. フィルタ装置出口配管 (b. の範囲を除く)	300A~400A	炭素鋼			
(2) 隔離弁				(2) 隔離弁					
	型式	駆動方式	口径		型式	駆動方式	口径		
a. 第一弁 (S/C側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A	a. ベント弁 (第1弁: MV217-4, 5) (格納容器第1隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔手動弁操作機構	600A		
b. 第一弁 (D/W側)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	600A	b. ベント弁 (第2弁: MV217-18, 23) (格納容器第2隔離弁)	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔手動弁操作機構	400A		
c. 第二弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A						
d. 第二弁バイパス弁	バタフライ弁	電動駆動 (交流) +遠隔人力操作機構	450A						
S/C: サプレッション・チェンバ D/W: ドライウエル									
(3) 圧力開放板				(3) 圧力開放板					
型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数	型式	設定破裂圧力	呼び径	材質	個数
引張型ラプチャー ディスク	0.08MPa	600A	ステンレス鋼	1	反転型ラプチャー ディスク	80kPa (差圧)	400A	ステンレス鋼	1



第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

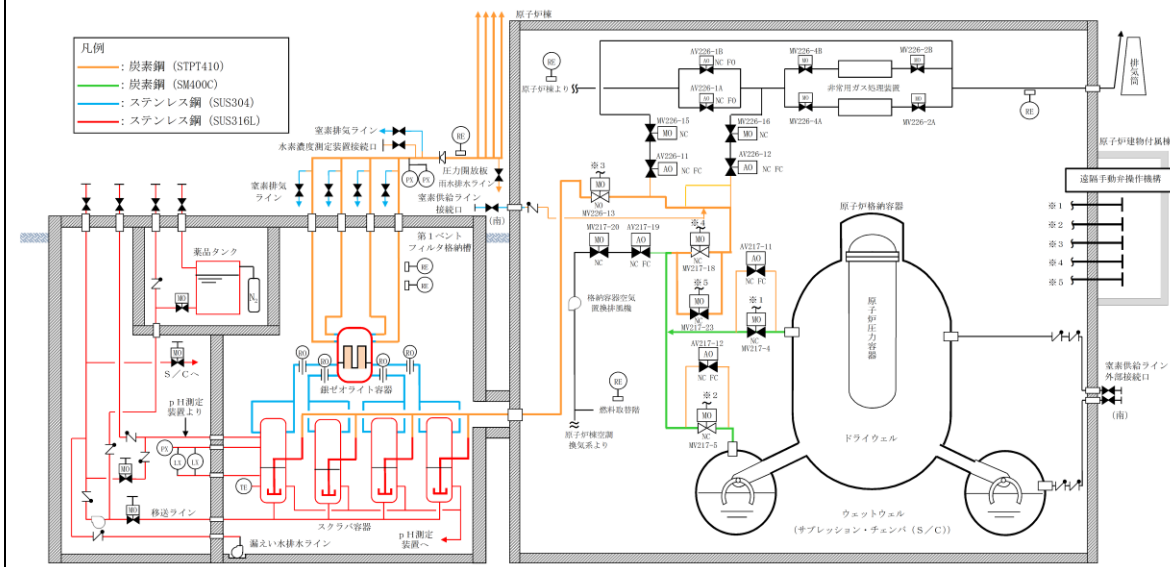


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

2.3.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置仕様

フィルタ装置は、スカート支持される円筒たて形容器であり、常時スクラビング水を貯留する。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ビング水）、上部には金属フィルタが設置され、これらを組み合わせてエアロゾルを除去する。

さらに、金属フィルタの後段として、容器内部による素除去部を設け、ガス状放射性元素を捕集する物質（銀ゼオライト）を収納している。

2.7.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置（スクラバ容器）

フィルタ装置（スクラバ容器）は、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するものとし、粒子状の放射性物質に対して除去効率（DF）99.9%の除去性能を有する装置を採用している。

フィルタ装置（スクラバ容器）は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内にはスクラビング水を貯留し、下部にベンチュリノズル [] 及び多孔板を、上部には金属フィルタ [] を設置し、湿式のベンチュリスクラバ及び乾式の金属フィルタの2つのセクションを組み合わせて粒子状放射性物質を除去するものである。

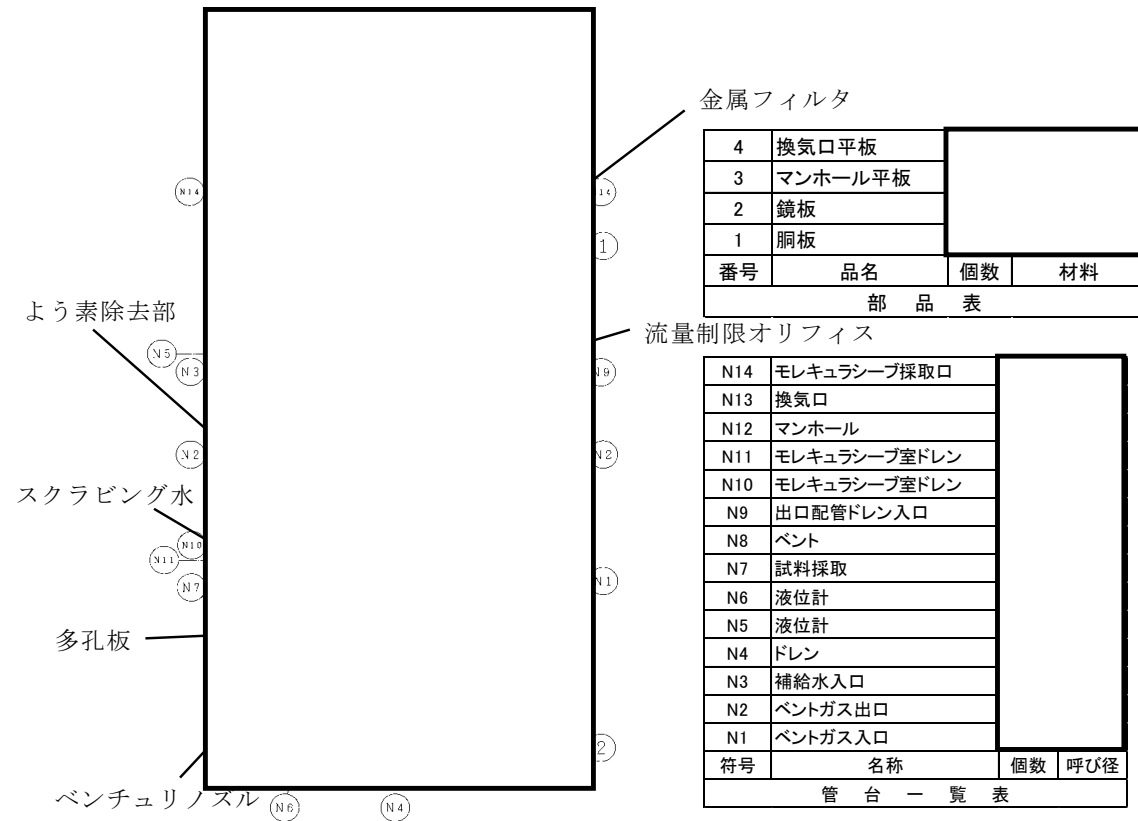
・設備の相違

・記載方針の相違

・設備の相違

島根2号炉は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタとよ素フィルタは、別の容器で構成している
(以下、本文においては⑥の相違)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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ビング水量は、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<u>フィルタ装置内発熱量 500kW</u>に対して、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確保できるように設定する。 (別紙12)</p> <p>c. <u>容器及び内部構造物の材料は、スクラビング水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。</u></p> <p>d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、<u>スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズル</u>を設ける。</p> <p>e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。</p> <p>f. <u>容器内部には、よう素除去部を設け、銀ゼオライトを収納する。</u></p> <p>g. <u>金属フィルタとよう素除去部の連絡管には、流量制限オリフィスを設け、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。</u></p> <p>フィルタ装置の仕様を第2.3.2-1表に、構造を第2.3.2-1図に示す。(別紙4, 別紙53)</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ビング水量は、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<u>スクラバ容器内発熱量 370kW</u>に対して、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確保できるように設定する。<u>なお、事象発生後7日で規定の水位を維持できることを確認している。</u>(別紙21)</p> <p>c. <u>スクラビング水に接液するスクラバ容器等の材料は、スクラビング水の性状を考慮して、耐食性の高いステンレス鋼としている。</u>(別紙20)</p> <p>d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、<u>各容器水位に差異が出ないようにするための連絡配管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズル</u>を設ける。<u>なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡配管から行う設計としている。</u></p> <p>e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。</p> <p>フィルタ装置(スクラバ容器)の仕様を表2.7.2-1に、概略構造を図2.7.2-1に示す。(別紙22)</p>	<p>・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、フィルタ装置内発熱量が異なる</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は、容器メーカーの製造能力を考慮し4基構成としている</p> <p>・設備の相違 ⑥の相違</p>



第 2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

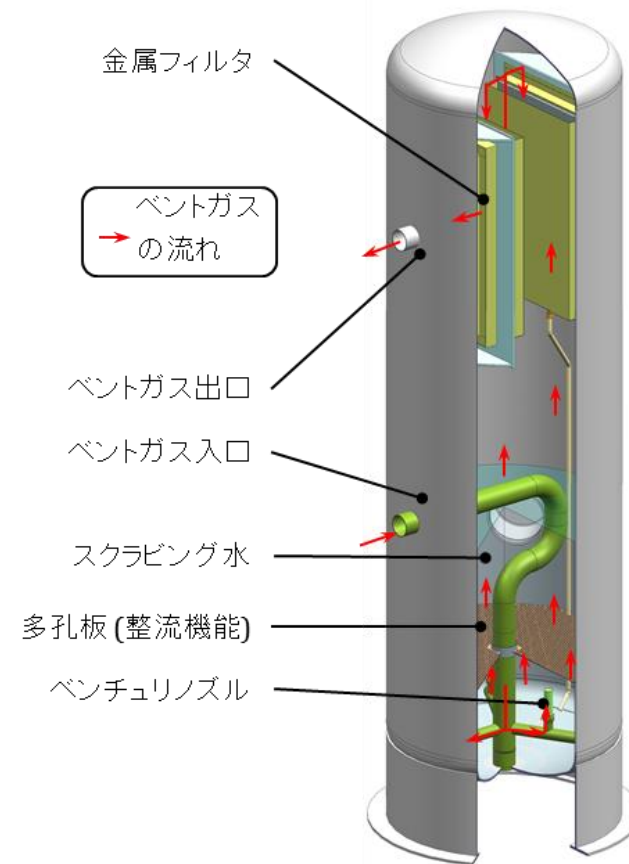


図 2.7.2-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 概略構造

・設備の相違

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成され、ベントガス中に含まれるエアロゾル及び無機よう素を捕集し、スクラビング水中に保持する。

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、ノズル中低部の一番流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズル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ビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

ベンチュリノズルは、分配管に設置し、同一分配管上のベンチュリノズルは、分配管に対して直行させるとともに、同心円状のベンチュリノズルは、離隔距離を確保した配置とする。また、ベントガスは、スクラビング水中に斜め下方向に排出されたのち、減速し分配管の間を浮き上がっていく流れとなるため、同一分配管上の隣接ノズル及び同心円状の

【ベンチュリスクラバ】

第1セクションのベンチュリスクラバは、主にベンチュリノズルとスクラビング水で構成され、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素の大部分を除去し、スクラビング水中に保持できる。

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。ベンチュリノズルには、流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けており、流入したガスをスロート部で高流速とすることでノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内の流速差で気液混合させてから、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

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

隣接ノズルへ与える影響はない。



ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [redacted] とする。

ベンチュリノズルの機器仕様を第2.3.2-1表に、スクラビング水の仕様を第2.3.2-2表に、概略図を第2.3.2-2図に、配置を第2.3.2-3図に、ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を第2.3.2-4図に示す。

また、スクラビング水には化学薬剤として [redacted] を添加しており、無機よう素 (I₂) の除去と再揮発防止を図っている。



[redacted] スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持するものである。(別紙23)

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [redacted] とする。

スクラバ容器内のスクラビング水は地震発生時におけるスロッシングを考慮しても、金属フィルタ下端まで到達しないことを確認している。(別紙21)

なお、高流速となるスロート部においては、性能検証試験に使用した後のベンチュリノズルの内面観察結果から、エロージョンは発生しないと考えている。(別紙20)

フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図を図2.7.2-2、ベンチュリノズルの概略図を図2.7.2-3、主要仕様を表2.7.2-1、スクラビング水の仕様を表2.7.2-1、ベンチュリノズルの配置及びベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要を図2.7.2-4に示す。

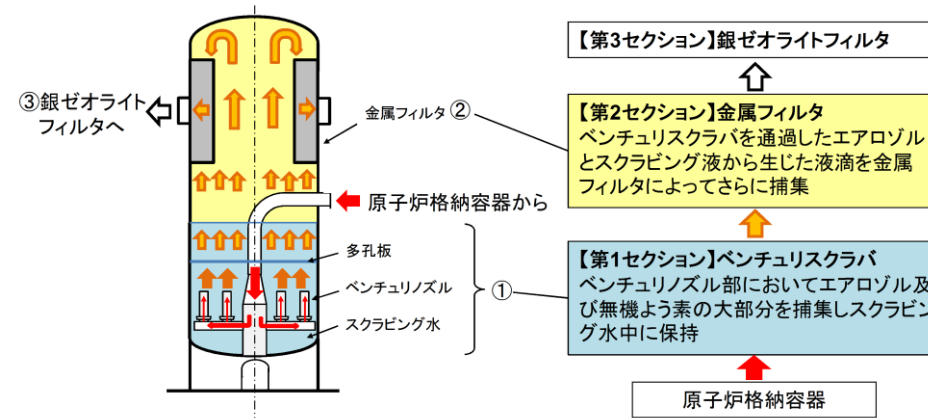





図2.7.2-2 フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="477 747 970 783">第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図</p>  <p data-bbox="463 1331 985 1367">第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図</p>	 <p data-bbox="1635 793 2080 829">図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図</p>	



第 2.3.2-4 図 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

b. 金属フィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで除去しきれなかったエアロゾルを除去する。

金属フィルタは、必要なフィルタ面積と最適なフィルタ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。金属フィルタは [] 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。

ベントガスは、スクラビング水を出た後、スクラビング水から生じる湿分（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、 [] [] 除去した液滴は、スクラビング水内にドレンされる。

金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。

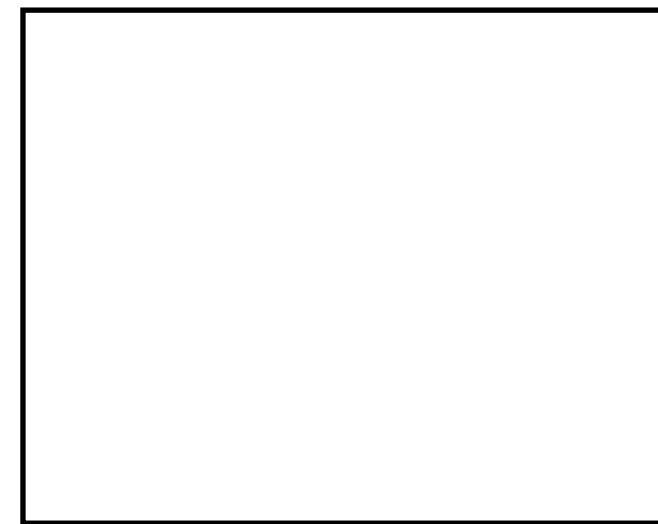
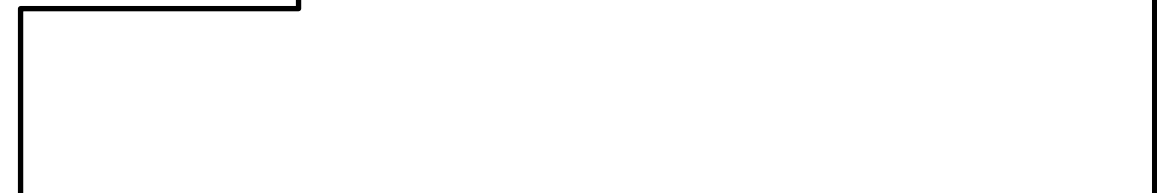


図 2.7.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

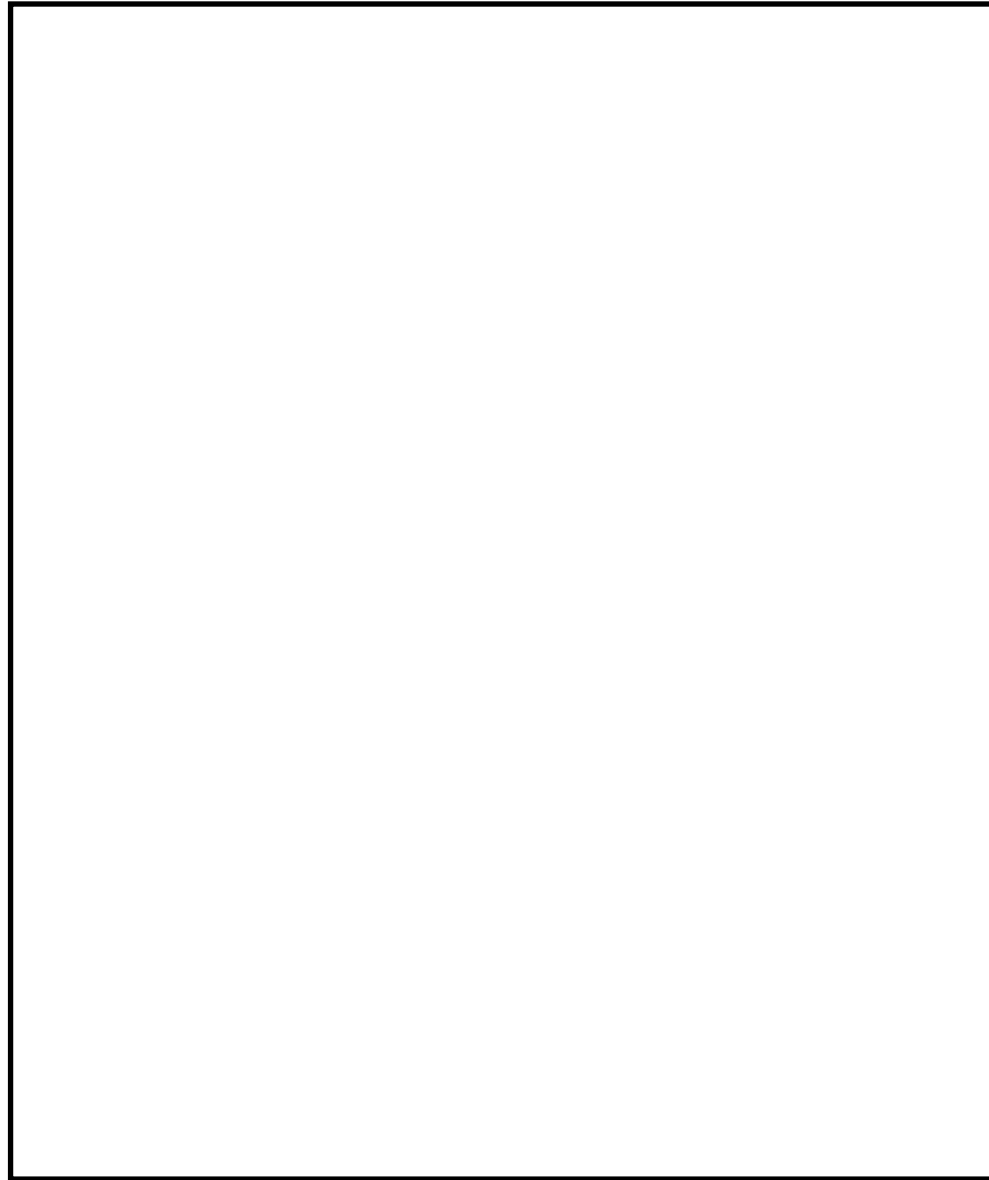
【金属フィルタ】

第 2 セクションの金属フィルタは、ベンチュリスクラバでは除去しきれなかった粒子状放射性物質を除去できる。金属フィルタは容器の上部に縦向きに置かれ、必要なフィルタ面積を確保している。



(別紙 24)

金属フィルタの機器仕様を表 2.7.2-1 に、概略図及びフィルタ容器内の配置を図 2.7.2-5 に示す。



第 2.3.2-5 図 金属フィルタ概略図

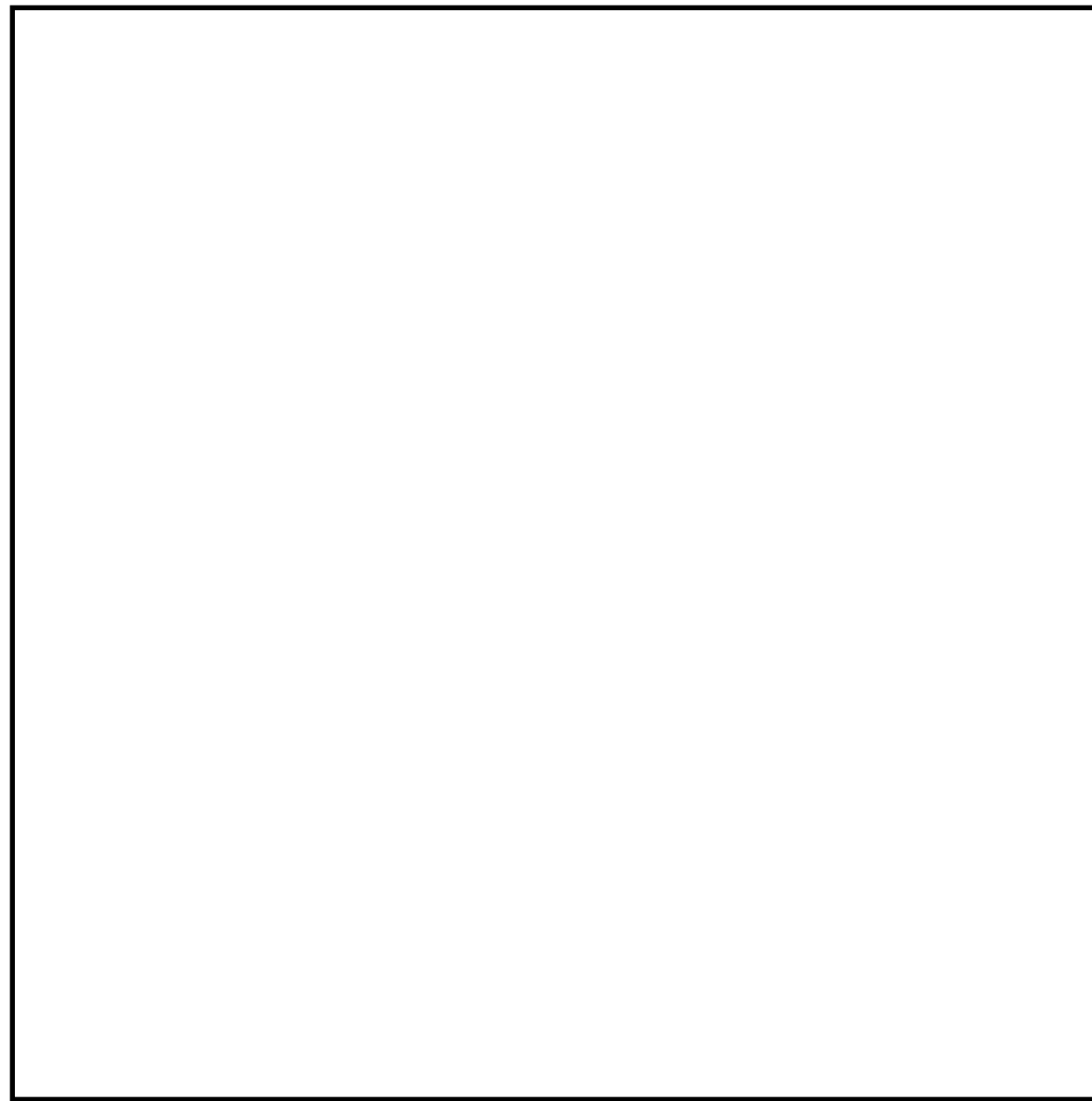
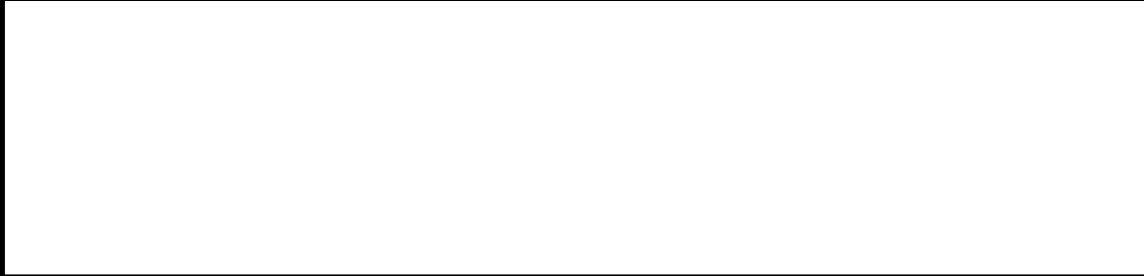



図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		
<p>第 2.3.2-6 図 フィルタ装置の断面図 (金属フィルタ高さ)</p>		
<p>(a) プレフィルタ及び湿分分離機構</p>	<p>(a) プレフィルタ及び湿分分離機構</p>	
		
<p>湿分分離機構の概要を第 2.3.2-7 図に、ドレン配管接続部の概要を第 2.3.2-8 図に示す。</p>	<p>湿分分離機構の概要を図 2.7.2-6 に、ドレン配管接続部の概要を図 2.7.2-7 に示す。</p>	
		
<p>第 2.3.2-7 図 湿分分離機構の概略図</p>	<p>図 2.7.2-6 湿分分離機構の概略図</p>	



第 2.3.2-8 図 ドレン配管接続部の z x 概略図



図 2.7.2-7 ドレン配管接続部の概略図

(b) メインフィルタ



(b) メインフィルタ



c. 流量制限オリフィス

ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つため、金属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、システムの圧力損失を考慮した上で、ベント開始時の格納容器圧力 (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。



流量制限オリフィスの仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙6)

(2) 流量制限オリフィス

スクラバ容器から銀ゼオライト容器までの4本の配管それぞれに、同一仕様の同心型流量制限オリフィスを設置し、フィルタ装置 (スクラバ容器) 内の体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。(別紙 25)



流量制限オリフィスの主要仕様を表 2.7.2-1 に示す。


d. よう素除去部

よう素除去部には、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。

(3) フィルタ装置 (銀ゼオライト容器)

フィルタ装置 (銀ゼオライト容器) は、被ばく低減の観点から有機よう素に対して除去効率 (DF) 98%の除去性能を有する装置である。

フィルタ装置 (銀ゼオライト容器) は、スカート支持される円筒たて形容器であり、容器内には銀ゼオライトフィルタを設置し、第1セクションのベンチュリスクラバ、第2セクションの金属フィルタに続く第3セクションとして主に有機よう素を除去するものである。

銀ゼオライトフィルタには、有機よう素の除去を効果的に行えるよう、ゼオライト吸着剤 (銀ゼオライト) を充填している。

スクラバ容器から出たベントガスは、銀ゼオライト容器胴下部の4つの入口ノズルから流入する。流入したベントガスは、同心円状に配置された銀ゼオライト層を通過し、銀ゼ

・記載方針の相違

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="207 388 1276 472">よう素除去部の仕様を第2.3.2-1表に、概略図を第2.3.2-9図に、フィルタ装置内のよう素除去部の配置を第2.3.2-10図に示す。</p> <div data-bbox="178 577 1240 1039" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="489 1060 934 1092">第2.3.2-9図 よう素除去部概略図</p> <div data-bbox="172 1108 1246 1585" style="border: 1px solid black; height: 227px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="341 1606 1068 1638">第2.3.2-10図 フィルタ装置の断面図 (よう素除去部高さ)</p>	<p data-bbox="1365 210 2418 283"><u>オライトで有機よう素を除去されてから、4つの出口ノズルからフィルタ装置出口配管を経て大気へ排出される。</u></p> <p data-bbox="1365 304 2418 378"><u>銀ゼオライト容器の材料は、スクラビング水による接液部ではないが、腐食生成物の発生を極力少なくできるステンレス鋼としている。</u></p> <p data-bbox="1365 388 2418 462"><u>フィルタ装置 (銀ゼオライト容器) の概略構造を図2.7.2-8、フィルタ装置全体の概略配置を図2.7.2-9、主要仕様を表2.7.2-1に示す。(別紙22)</u></p> <div data-bbox="1528 535 2166 1018" style="text-align: center;"> </div> <p data-bbox="1513 1060 2196 1092">図2.7.2-8 フィルタ装置 (銀ゼオライト容器) 概略構造</p>	<p data-bbox="2597 157 2671 199">備考</p> <p data-bbox="2448 388 2611 472">・設備の相違 ⑥の相違</p>

第2.3.2-1表 フィルタ装置主要仕様

(1) 容器

型式	円筒たて形容器
材質	
胴内径	約5m
高さ	約10m

(2) ベンチュリノズル

材質	
個数	

※詳細設計により変更の可能性がある。

(3) 金属フィルタ

材質	
寸法	
繊維径	
個数	
総面積	

(4) 流量制限オリフィス

型式	同心オリフィス板
材質	
個数	

(5) よう素除去部

材質	銀ゼオライト
充填量	
ベッド厚さ	

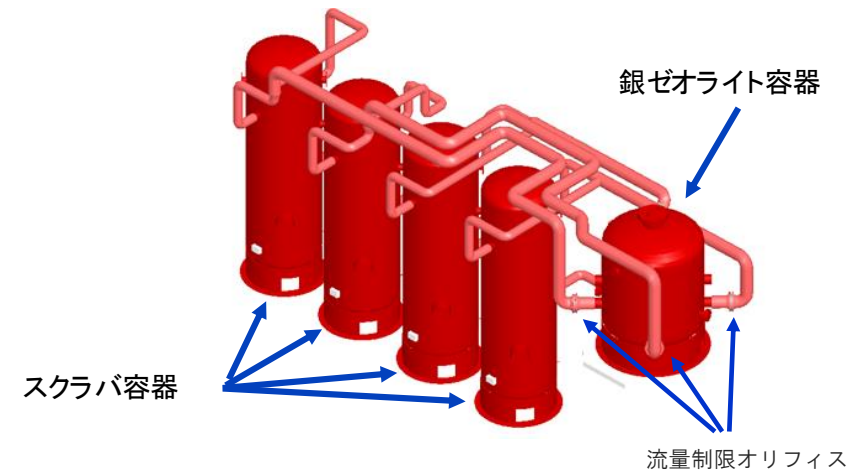


図2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

表2.7.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) フィルタ装置

除去効率 99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)
 99%以上 (無機よう素に対して)
 98%以上 (有機よう素に対して)

a. スクラバ容器

型式 円筒たて形
 最高使用圧力 853kPa[gage]
 最高使用温度 200℃
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴内径 約2m
 高さ 約8m
 基数 4
 ベンチュリノズル
 金属フィルタ
 スクラビング水 約9m³/基 (初期水量)
 添加薬剤

b. 銀ゼオライト容器

型式 円筒たて形
 最高使用圧力 427kPa[gage]
 最高使用温度 200℃
 材料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴内径 約3m

- ・記載方針の相違
- ・設備の相違

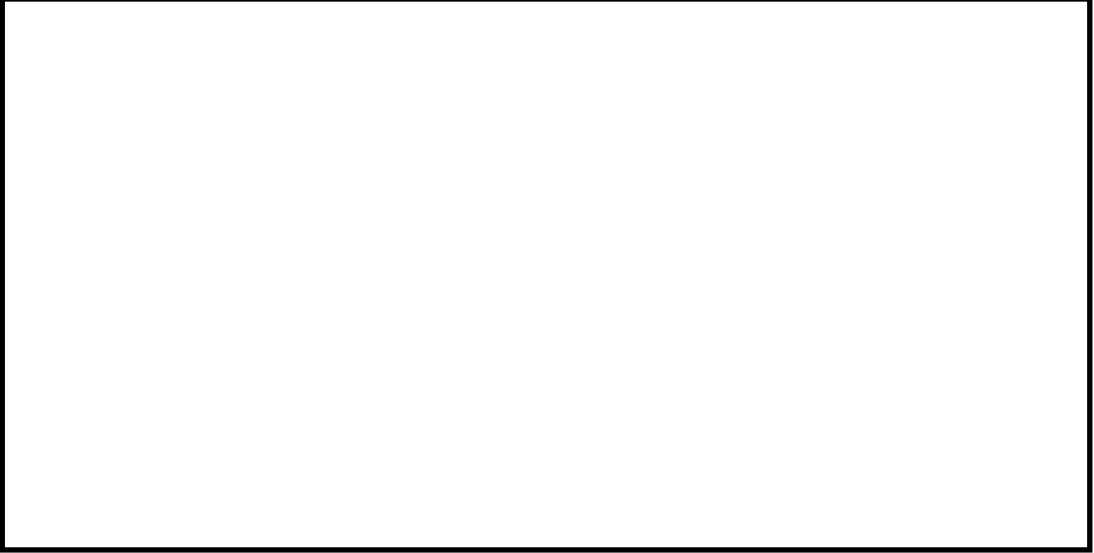





東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考				
<p style="text-align: center;">第 2.3.2-2 表 スクラビング水仕様 (待機水位時)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">項 目</th> <th style="width: 50%;">設定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="height: 100px;"> </td> <td> </td> </tr> </tbody> </table> <p>2.3.3 配置</p> <p>フィルタ装置は、原子炉建屋外に地下埋設で設置する頑健な格納容器圧力逃がし装置格納槽の中に設置することで、地震や津波等の自然現象及び航空機衝突に対する耐性を高めている。格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート製であり、フィルタ装置に保持された放射性物質からの遮蔽を考慮した設計としている。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及び残留熱除去系海水ポンプ並びに重大事故等対処設備である緊急用海水ポンプ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系ポンプに対しても位置的分散を図っている。</p> <p>フィルタ装置の配置を第 2.3.3-1 図、第 2.3.3-2 図に示す。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の配管については、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>格納容器圧力逃がし装置の配管ルート図を第 2.3.3-3 図～15 図に示す。</p>	項 目	設定値			<p>高 さ 約 5m 基 数 1 吸 着 剤 銀ゼオライト <input style="width: 40px; height: 15px;" type="text"/></p> <p>c. 流量制限オリフィス</p> <p>材 料 ステンレス鋼 個 数 4 穴 径 <input style="width: 40px; height: 15px;" type="text"/></p> <p>2.7.3 配管及び弁類</p> <p>配管及び弁類は以下のとおり設計している。</p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系の主配管は、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気を排出可能とする設計としている。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。主配管の主要仕様を表 2.7.3-1、格納容器フィルタベント系最上流部であるベント弁 (第 3 弁) から大気開放端までの配管の配置を図 2.7.3-1～7 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2.7.3-1 主配管主要仕様</p> <p>a. ベント弁 (第 3 弁) からスクラバ容器入口</p> <p>呼 び 径 200A, 300A 材 料 炭素鋼 (STPT410)</p> <p>b. スクラバ容器入口からオリフィス入口</p> <p>呼 び 径 200A 材 料 ステンレス鋼 (SUS316L, SUS304)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資料構成の相違 島根 2 号炉は、 残留熱除去系と残留熱代替除去系との位置的分散については、「2.6.d. 位置的分散」に記載 ・記載方針の相違 ・記載方針の相違 ・記載方針の相違
項 目	設定値					

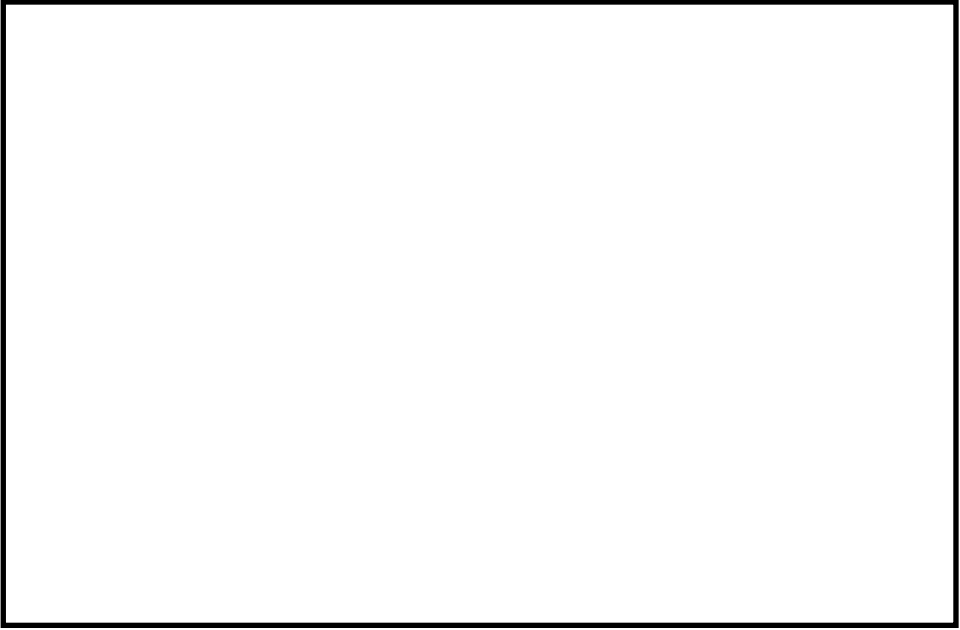
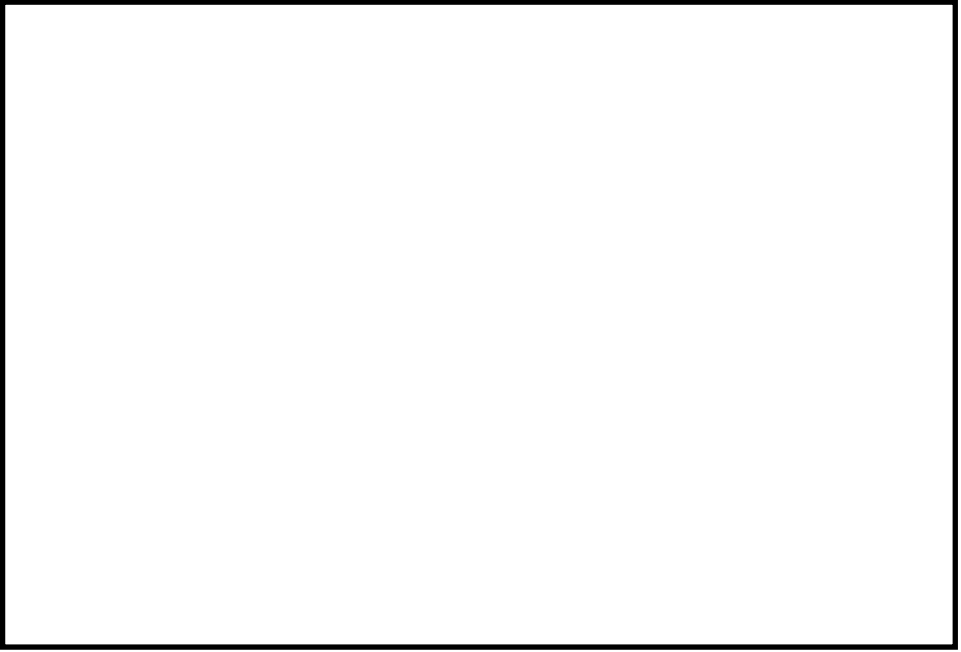
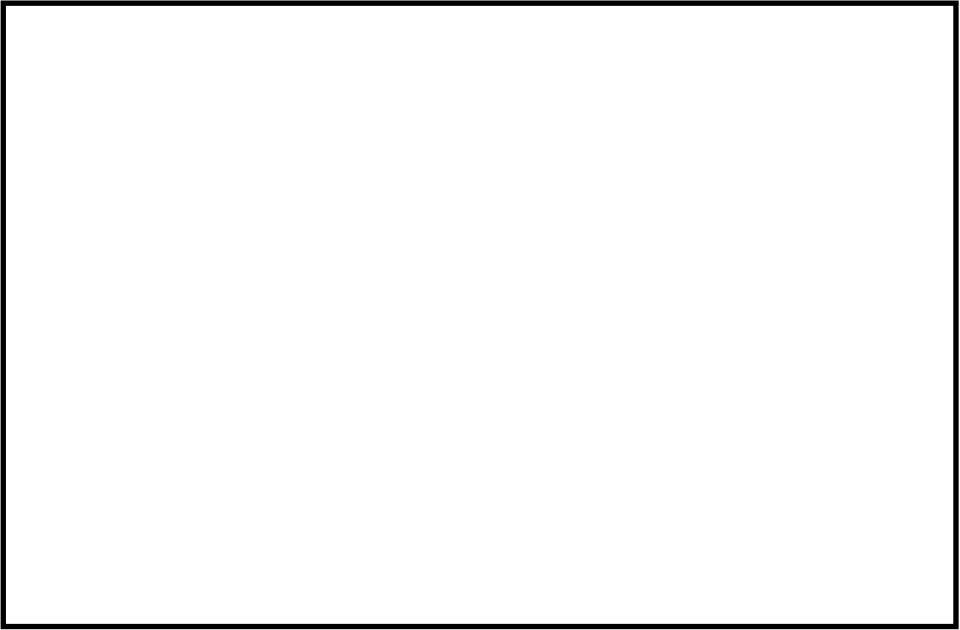

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="189 621 1228 1310" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 1331 1056 1365" data-label="Caption"> <p>第2.3.3-1図 フィルタ装置配置図 (原子炉建屋地下2階)</p> </div>	<p>c. オリフィス入口から銀ゼオライト容器出口 呼び径 300A 材 料 ステンレス鋼 (SUS304)</p> <p>d. 銀ゼオライト容器出口から大気開放端 呼び径 300A, 400A 材 料 炭素鋼 (STPT410)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="439 972 967 1003">第2.3.3-2図 フィルタ装置配置図(屋外)</p>		

第2.3.3-3図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

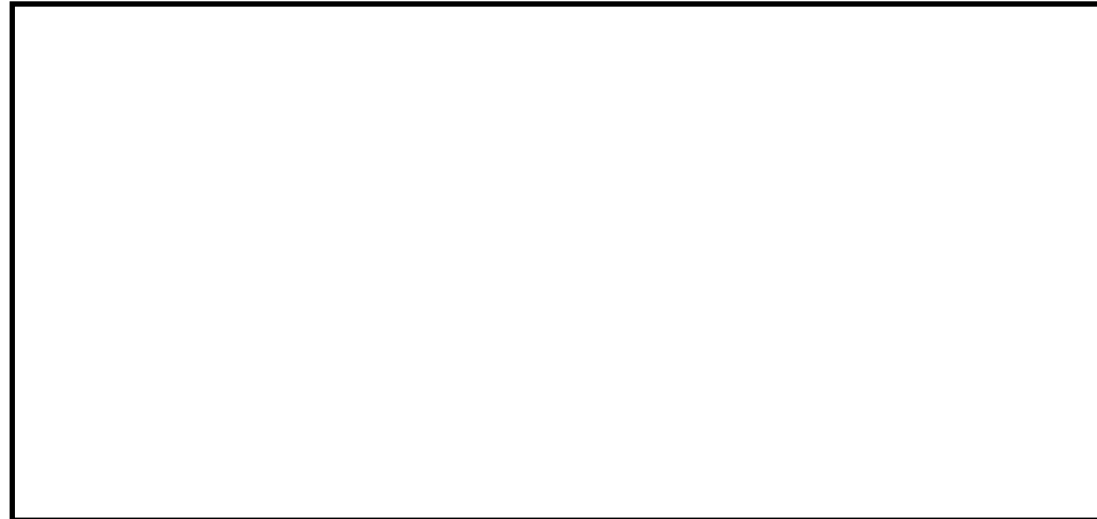
図 2.7.3-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (鳥瞰図)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		
<p>第 2.3.3-4 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (1/12)</p>	<p>図 2.7.3-2 主配管の配置を明示した図面 (その1)</p>	
		
<p>第 2.3.3-5 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (2/12)</p>	<p>図 2.7.3-3 主配管の配置を明示した図面 (その2)</p>	
		
<p>第 2.3.3-6 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (3/12)</p>	<p>図 2.7.3-4 主配管の配置を明示した図面 (その3)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		
<p>第2.3.3-7図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (4/12)</p>	<p>図2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面 (その4)</p>	
		
<p>第2.3.3-8図 格納容器圧力逃がし装置系配管ルート拡大図 (5/12)</p>	<p>図2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面 (その5)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		
<p>第 2.3.3-9 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (6/12)</p>	<p>図 2.7.3-7 主配管の配置を明示した図面 (その6)</p>	
		
<p>第 2.3.3-10 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (7/12)</p>		
		
<p>第 2.3.3-11 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (8/12)</p>		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		
<p>第2.3.3-12図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (9/12)</p>		
		
<p>第2.3.3-13図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (10/12)</p>		
		
<p>第2.3.3-14図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (11/12)</p>		



第 2.3.3-15 図 格納容器圧力逃がし装置配管ルート拡大図 (12/12)

(2) 配管の材料はスクラビング水の性状を考慮し、スクラビング水に接液するおそれのある範囲(フィルタ装置廻り)については耐食性の高いステンレス鋼とし、それ以外の範囲については基本的に炭素鋼としている。フィルタ装置及び配管の材料範囲を図 2.7.3-8 に示す。

・記載方針の相違

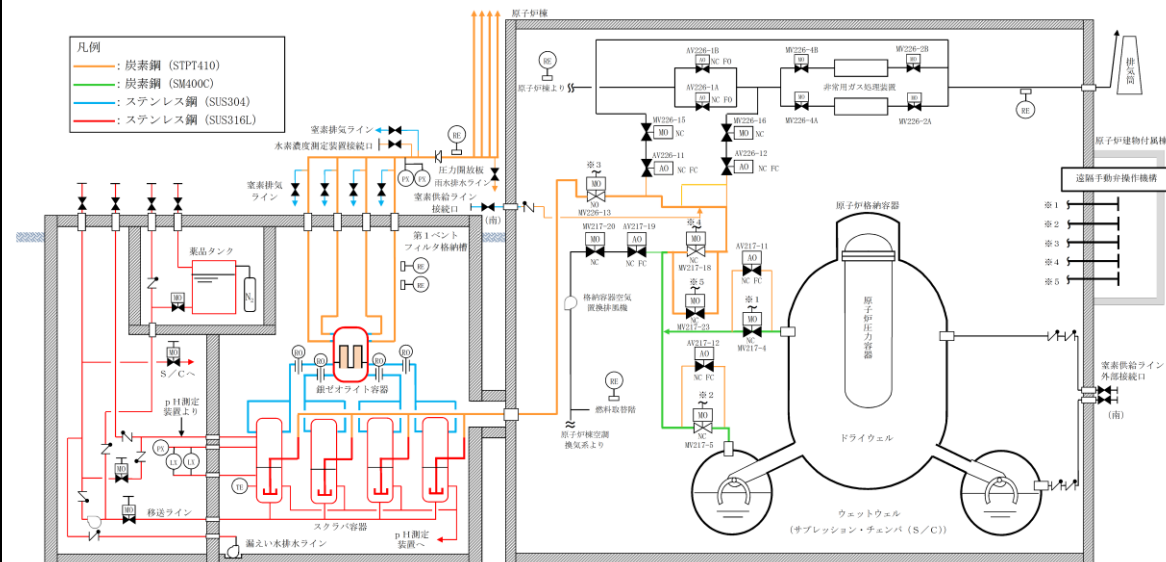


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

・記載方針の相違

(3) ベント弁(第1弁、第2弁及び第3弁)は、通常時、事故時(DBA及びSA)における弁への開閉要求及び遠隔手動弁操作機構の設置を考慮し、電動駆動弁としている。また、弁駆動に必要な電源は、代替交流動力電源からも給電可能な設計としている。さらに、駆動源喪失時にも弁作動が可能なよう、遠隔手動弁操作機構を設置することで、人力での開閉操作が可能な設計としており、操作の多様性を有した設計としている。電動駆動弁の主要仕様を表 2.7.3-2、概要図を図 2.7.3-9、遠隔手動弁操作機構の模式図を図 2.7.3-10、ベント弁の設置位置を図 2.7.3-11~13 に示す。(別紙 3)

・記載方針の相違

表 2.7.3-2 電動駆動弁主要仕様

- a. ベント弁 (第1弁 : MV217-4, 5) (格納容器第1隔離弁)
- 型 式 バタフライ弁
呼 び 径 600A
材 料 炭素鋼 (SCPH2)
駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構
- b. ベント弁 (第2弁 : MV217-18, 23) (格納容器第2隔離弁)
- 型 式 バタフライ弁
呼 び 径 400A
材 料 炭素鋼 (SCPH2)
駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構
- c. ベント弁 (第3弁 : MV226-13)
- 型 式 バタフライ弁
呼 び 径 300A
材 料 炭素鋼 (SCPH2)
駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構

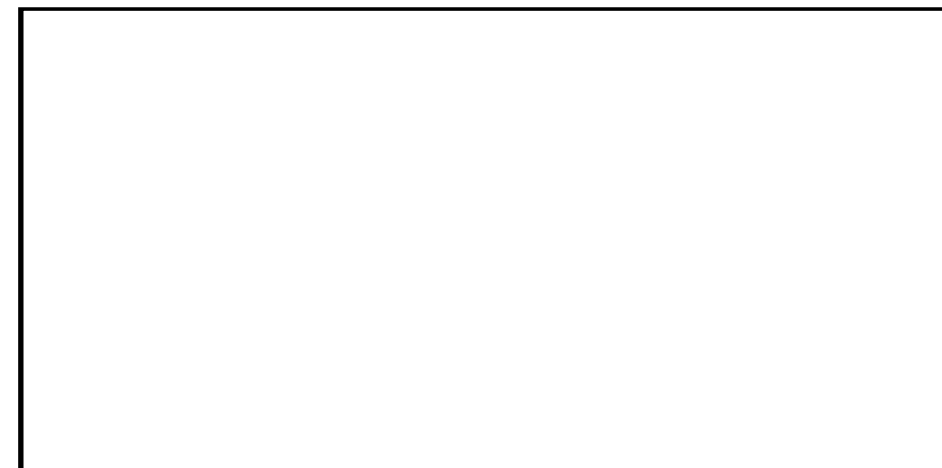


図 2.7.3-9 電動駆動弁 概要図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1418 216 2300 653" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1587 657 2119 695" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図</p> </div> <div data-bbox="1418 789 2300 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1445 1461 2258 1501" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-11 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)</p> </div>	<p data-bbox="2448 657 2656 695">・記載方針の相違</p> <p data-bbox="2448 1461 2656 1501">・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<div data-bbox="1418 212 2303 831" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1457 835 2258 869" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-12 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)</p> </div> <div data-bbox="1380 972 2323 1629" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1457 1644 2258 1677" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-13 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)</p> </div>	<p data-bbox="2451 842 2653 869">・記載方針の相違</p> <p data-bbox="2451 1650 2653 1680">・記載方針の相違</p>

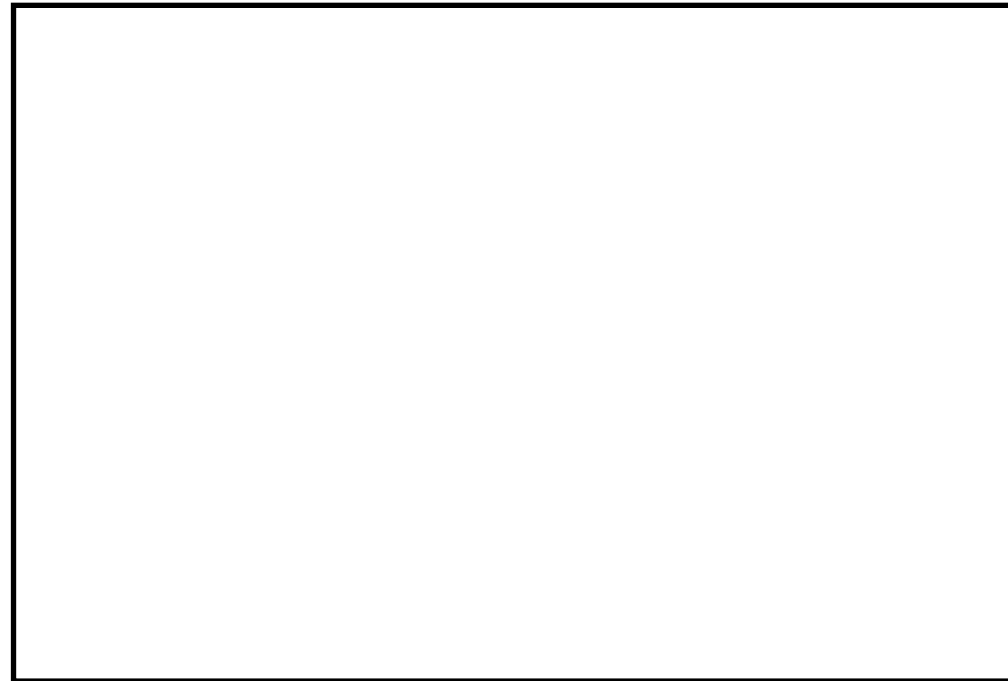


図 2.7.3-14 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

(4) ベント弁は、第1弁及び第2弁を通常時閉とし、弁の閉固着等により開操作の妨げとならないように、弁を多重化(並列配置)し、開の信頼性向上を図る設計としている。また、第3弁については、ベント時の開要求を達成する観点から通常時開及び電源切保持とすることにより、弁の開状態が確実に管理するとともに、中央制御室において弁の開閉状態を表示させることにより、運転員が弁の開閉状態を目視で確認可能な設計としている。(別紙7)

(5) 系統待機モード時の窒素環境保持のバウンダリである圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントガス排出の妨げにならないよう80kPa(差圧)に設定している。圧力開放板の主要仕様を表2.7.3-3、構造図を図2.7.3-15に示す。(別紙5)

表 2.7.3-3 圧力開放板 主要仕様

a. 圧力開放板	
型 式	反転型ラブチャディスク
設 定 圧 力	80kPa(差圧)
呼 び 径	400A
材 料	ステンレス鋼
個 数	1

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

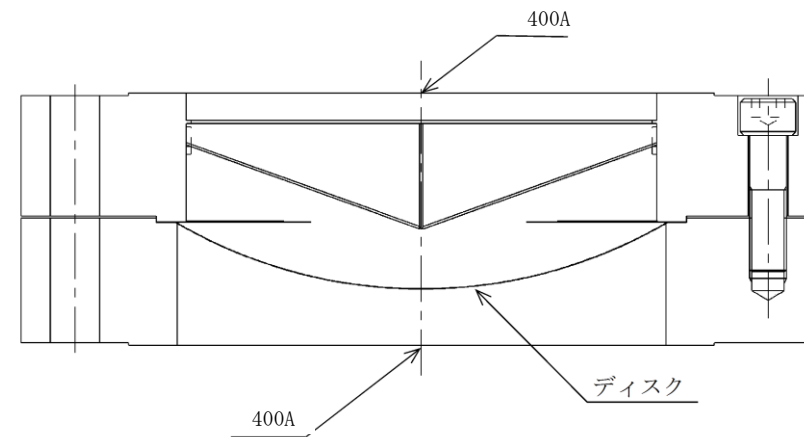


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

(6) 原子炉建物から第1ベントフィルタ格納槽までの配管及び銀ゼオライト容器から大気開放端までの配管には、熱変形に加え、自重及び地震による変位（相対変位を含む）を考慮し、伸縮継手を使用する。当該変位量が繰返し付加された場合でも、構造上許容繰返し回数を満足する設計としている。

伸縮継手の主要仕様を表 2.7.3-4、構造図を図 2.7.3-16, 17 に示す。

表 2.7.3-4 伸縮継手 主要仕様

a. 伸縮継手

呼 び 径 300A
材 料 ステンレス鋼

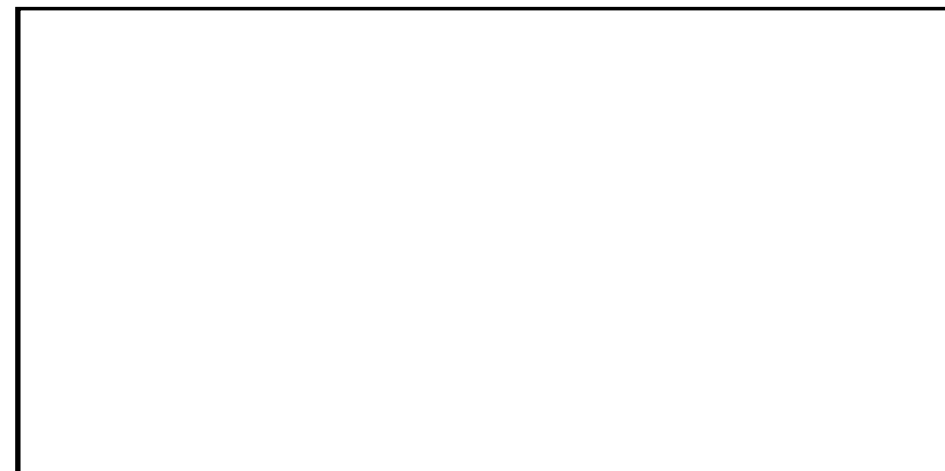


図 2.7.3-16 伸縮継手（排気配管）構造図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

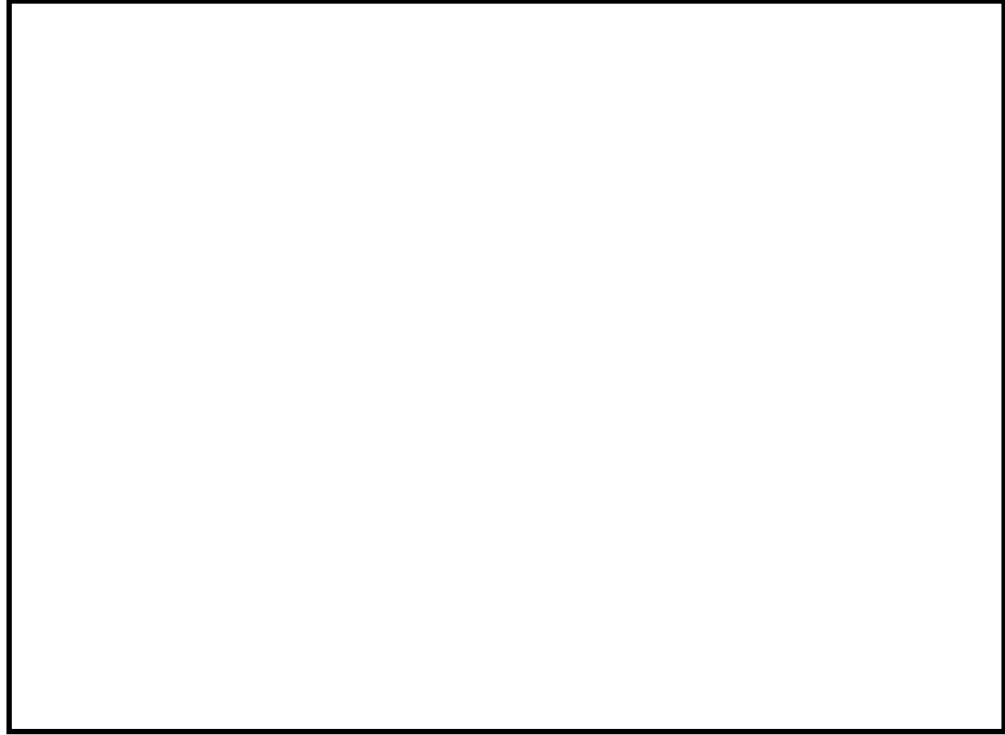
・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.1 計装設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置入口水素濃度計、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。(別紙 27, 別紙 28, 別紙 29, 別紙 42)</p> <p>(1) <u>フィルタ装置入口水素濃度計</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>は、<u>ベント停止後の</u>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、<u>フィルタ装置入口配管</u>に設置する。(別紙 1, 別紙 34)</p> <p><u>ベント停止 (第一弁を閉止) 後は、</u><u>フィルタ装置入口配管</u>に窒素を供給し、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ビング水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、<u>ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。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><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>は、<u>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電源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常設代替高压電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電可能な構成とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。</p>	<div data-bbox="1418 216 2303 558" data-label="Image"> </div> <p>図 2.7.3-17 <u>伸縮継手 (原子炉建物～第 1 ベントフィルタ格納槽) 構造図</u></p> <p>2.8 付帯設備</p> <p>2.8.1 計装設備</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>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、<u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>、<u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>及び<u>フィルタ装置 (スクラバ容器) 周り計装設備</u>にて構成する。(別紙 26, 別紙 27, 別紙 28, 別紙 29)</p> <p>(1) <u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u></p> <p><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>は、系統内の水素濃度が可燃限界 4 vol%以下に維持されていることを監視するため、<u>第 1 ベントフィルタ装置出口配管</u>に設置する。(別紙 2)</p> <p><u>ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素を供給し、</u>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ビング水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、<u>ベント開始時以降、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に必要により実施する。</u></p> <p><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。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><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>の主要仕様を表 2.8.1-1 に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p align="center"><u>第2.4.1-1表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="249 247 1264 432"> <tr> <td>種類</td> <td>熱伝導式水素濃度検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>交流電源</td> </tr> </table>	種類	熱伝導式水素濃度検出器	計測範囲	0~100vol%	個数	2	使用電源	交流電源	<p align="center"><u>表2.8.1-1 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1389 247 2404 432"> <tr> <td>種類</td> <td>熱伝導式水素濃度検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~20 vol%/0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1(予備1)</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>交流電源</td> </tr> </table>	種類	熱伝導式水素濃度検出器	計測範囲	0~20 vol%/0~100vol%	個数	1(予備1)	使用電源	交流電源	<p>・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違</p>														
種類	熱伝導式水素濃度検出器																															
計測範囲	0~100vol%																															
個数	2																															
使用電源	交流電源																															
種類	熱伝導式水素濃度検出器																															
計測範囲	0~20 vol%/0~100vol%																															
個数	1(予備1)																															
使用電源	交流電源																															
<p>(2) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>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、<u>フィルタ装置出口配管近傍</u>に設置する。(別紙7) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の計測範囲は、フィルタ使用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、炉心損傷している場合は$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$(高レンジ用)を、炉心損傷していない場合は$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$(低レンジ用)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。 <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>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電源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緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。</p>	<p>(2) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u> <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>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、<u>第1ベントフィルタ出口配管近傍</u>に設置する。(別紙30) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の計測範囲は、フィルタ使用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、炉心損傷している場合は$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$(高レンジ用)を、炉心損傷していない場合は$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$(低レンジ用)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>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p>																														
<p><u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の主要仕様を第2.4.1-2表に示す。</p> <p align="center"><u>第2.4.1-2表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="249 1283 1264 1562"> <thead> <tr> <th></th> <th>高レンジ用</th> <th>低レンジ用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>イオンチェンバ式放射線検出器</td> <td>イオンチェンバ式放射線検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</td> <td>$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>直流電源</td> <td>直流電源</td> </tr> </tbody> </table>		高レンジ用	低レンジ用	種類	イオンチェンバ式放射線検出器	イオンチェンバ式放射線検出器	計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	個数	2	1	使用電源	直流電源	直流電源	<p><u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の主要仕様を第2.8.1-2表に示す。</p> <p align="center"><u>表2.8.1-2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1389 1283 2404 1518"> <thead> <tr> <th></th> <th>高レンジ用</th> <th>低レンジ用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>電離箱式</td> <td>電離箱式</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</td> <td>$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>直流電源</td> <td>直流電源</td> </tr> </tbody> </table>		高レンジ用	低レンジ用	種類	電離箱式	電離箱式	計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	個数	2	1	使用電源	直流電源	直流電源	<p>・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違</p>
	高レンジ用	低レンジ用																														
種類	イオンチェンバ式放射線検出器	イオンチェンバ式放射線検出器																														
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$																														
個数	2	1																														
使用電源	直流電源	直流電源																														
	高レンジ用	低レンジ用																														
種類	電離箱式	電離箱式																														
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$																														
個数	2	1																														
使用電源	直流電源	直流電源																														
<p>(3) <u>フィルタ装置周り計装設備</u> 通常待機時、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ビング水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>(3) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備</u> 通常待機時、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ビング水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>																															

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、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電源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緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源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常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。</p> <p>なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場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。</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>格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</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>フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 [] で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>通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙12)</p> <p>また、フィルタ装置スクラビング水pH計にて、pHがアルカリ性の状態(pH13以上)であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙41)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p>フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力 [] を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。</p> <p>b. 系統運転状態</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認</p> <p>フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p>	<p>なお、フィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室及び現場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。</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>格納容器フィルタベント系の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) フィルタ装置(スクラバ容器)の性能に影響するパラメータの確認</p> <p>スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 [] で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>通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙21)</p> <p>また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態 [] であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙23)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p>フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力 ([] [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>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している。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認</p> <p>スクラバ容器圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p>	<p>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根2号炉は、スクラバ容器水位について、現場計器も設置している。</p>

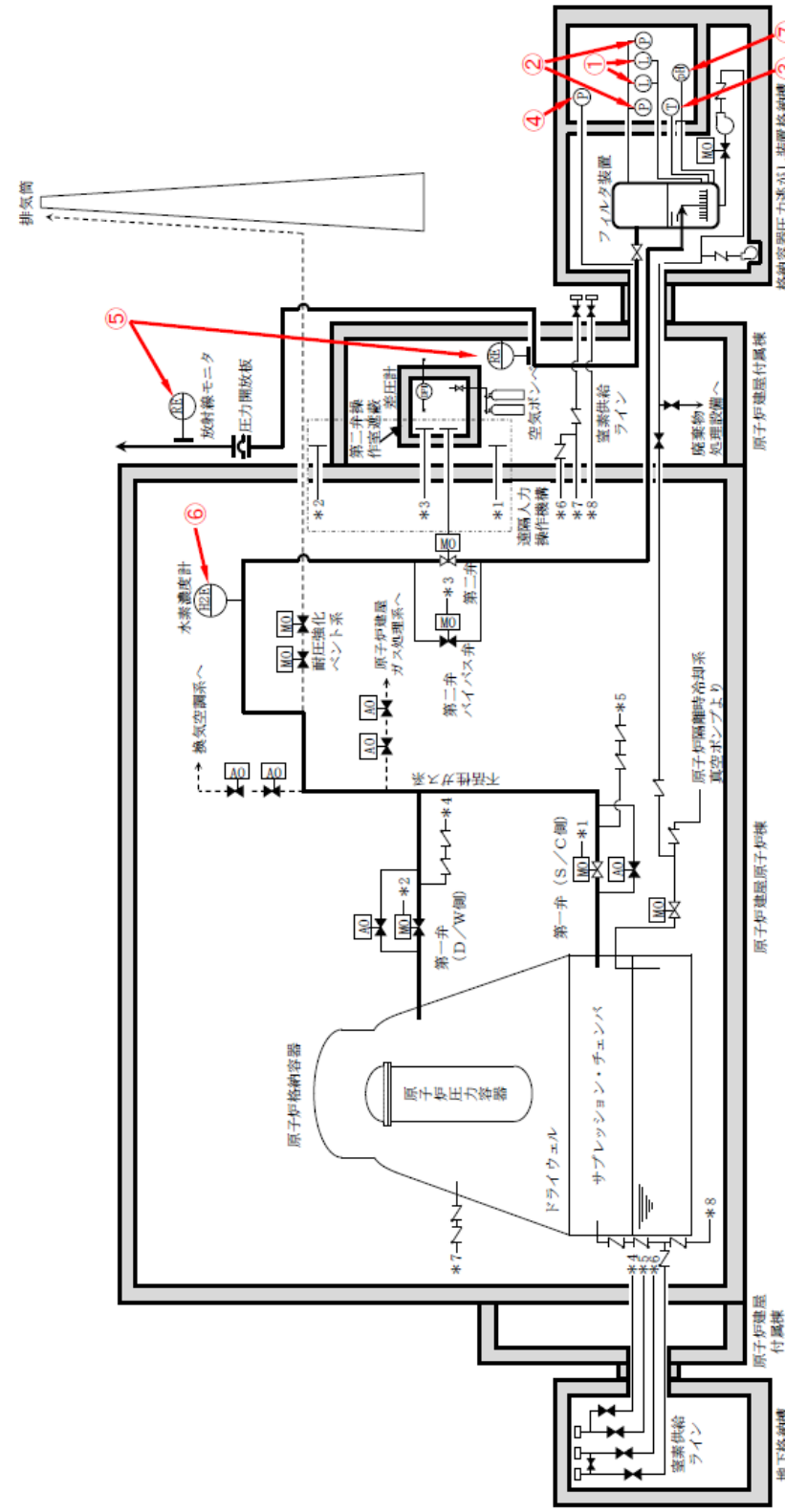
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u> <u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。 ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 12)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u> <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>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。(別紙 7)</p> <p>c. <u>事故収束状態</u> <u>格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態を以下のとおり確認する設計としている。</u></p> <p>(a) <u>系統内に水素が滞留していないことの確認</u> <u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置の状態確認</u> フィルタ装置に異常がないことを確認するため、<u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて温度の異常な上昇がないこと及び<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>にて放射性物質の放出がないことを確認する。(別紙 39)</p> <p>(5) <u>計装設備の仕様</u> <u>フィルタ装置の水位について第 2.4.1-1 図に、計装設備の概略構成図を第 2.4.1-2 図に、主要仕様を第 2.4.1-3 表に示す。</u></p>	<p>また、<u>スクラバ容器温度計</u>にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置（スクラバ容器）の性能に影響するパラメータの確認</u> <u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲内 にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認する。 ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙 21)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u> <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>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。(別紙 30)</p> <p>c. <u>事故収束状態</u> <u>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している。</u></p> <p>(a) <u>系統内に水素が滞留していないことの確認</u> <u>第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>にて、窒素供給による系統パージ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認する。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置（スクラバ容器）の状態確認</u> フィルタ装置に異常がないことを確認するため、<u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く。）、<u>スクラバ容器温度計</u>にて温度の異常な上昇がないこと及び<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>にて放射性物質の放出がないことを確認する。(別紙 17)</p> <p>(5) <u>計装設備の仕様</u> <u>フィルタ装置（スクラバ容器）の水位について図 2.8.1-1 に、計装設備の概略構成図を図 2.8.1-2 に、主要仕様を表 2.8.1-3 に示す。</u></p>	



第2.4.1-1図 フィルタ装置水位



図2.8.1-1 フィルタ装置(スクラバ容器)水位



第2.4.1-2図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

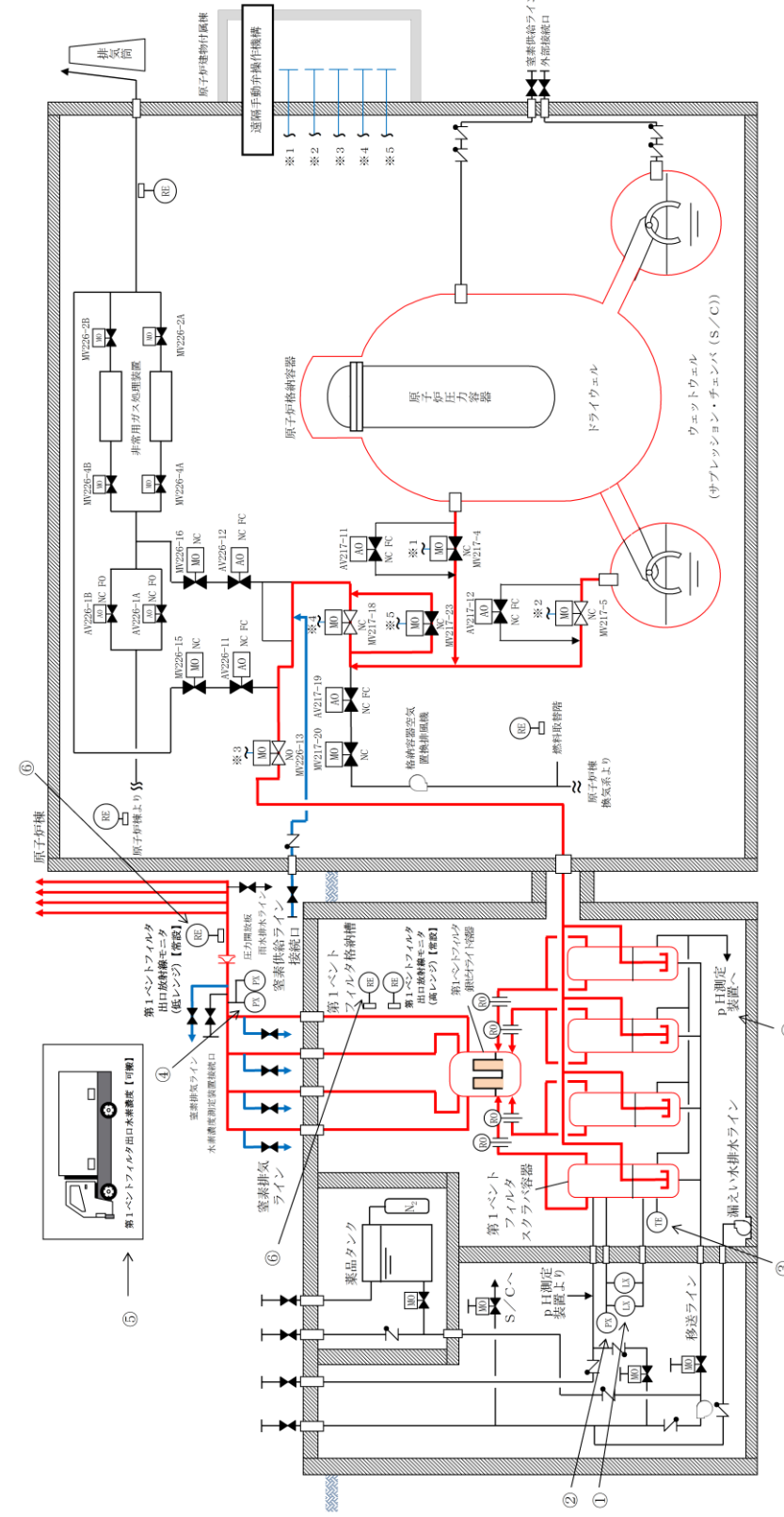


図2.8.1-2 格納容器フィルタバント系の計装設備 概略構成図

- ・設備の相違

第2.4.1-3表 計装設備主要仕様

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	フィルタ装置 性能維持のた めの水位監視	180～5,500mm		2	中央制 御 室, 緊急時 対策所
				1※2	現場
②フィルタ装置圧力	系統運転中に 格納容器雰囲気 ガスがフィル タ装置に導 かれているこ との確認	0～1.0MPa [gage]	系統の最高使用圧 力(620kPa [gage]) を監視できる範囲	1	中央制 御 室, 緊急時 対策所
				1※2	現場
③フィルタ装置スク ラビング水温度	フィルタ装置 の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温 度(200℃)を監視 できる範囲	1	中央制 御 室, 緊急時 対策所
④フィルタ装置排気 ライン圧力※2	通常待機時の 窒素封入によ る不活性状態 の確認	0～100kPa [gage]		1	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(高レ ンジ・低レンジ)	系統運転中に 放出される放 射性物質濃度 の確認	高レンジ: 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ 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 放射線量率を計測 できる範囲	高レンジ: 2 低レンジ: 1	中央制 御 室, 緊急時 対策所
⑥フィルタ装置入口 水素濃度	事故収束時の 系統内の水素 濃度の確認	0～100vol%	想定される水素濃 度の変動範囲を計 測できる範囲	2	中央制 御 室, 緊急時 対策所
⑦フィルタ装置スクラ ビング水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	1	中央制 御 室, 緊急時 対策所

※1 監視パラメータの数字は第2.4.1-2図の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

表2.8.1-3 格納容器フィルタベント系の計装設備主要仕様

監視パラメータ※1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持の ための水位監視		系統待機時における水位の範囲 時の下限水位から上限水位の範囲 を計測可能な範囲とする。	8	中央制 御 室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内 雰囲気ガスがフィルタ装 置へ導かれていること の確認	0～1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置 換 [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲 とする。	4	中央制 御 室 緊急時対策所
③スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度(200℃)を計測可能な範囲とする。	4	中央制 御 室 緊急時対策所
④フィルタ装置出口 配管圧力※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]	系統待機時に、窒素置換 [gage] 程度) が維持されている ことを計測可能な範囲とする。	2	中央制 御 室 緊急時対策所
⑤第1ベントフィル タ装置出口水素濃 度	事故収束時の系統内の水 素濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限 界(4vol%)未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制 御 室 緊急時対策所
		高レンジ: 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h		2	
⑥第1ベントフィル 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	高レンジ: 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量 率を計測可能な範囲とする。	1	中央制 御 室 緊急時対策所
				2	
⑦スクラバ水pH※2	スクラバ容器性能維持の ためのpH監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水のpH (pH0～14) が 計測可能な範囲とする。	2	中央制 御 室 緊急時対策所

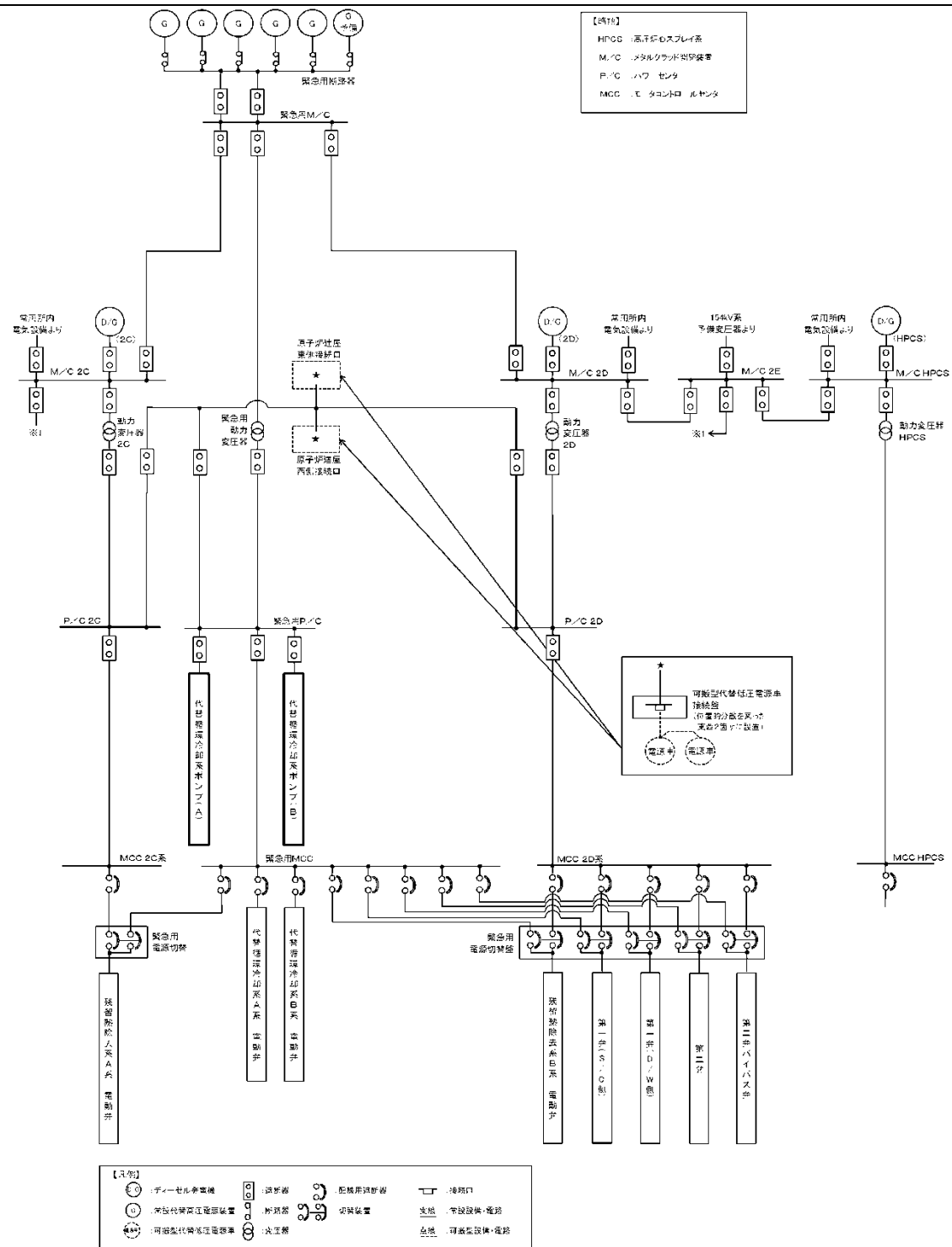
※1 監視パラメータの数字は図2.8.1-2の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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駆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常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型低圧電源車、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。電源構成図を第 2.4.2-1~2 に示す。(別紙 8)</p>	<p>2.8.2 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駆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高圧発電機車、常設代替直流電源設備である SA 用 115V 系蓄電池並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車及び常設充電器から給電可能な構成とする。電源構成図を図 2.8.2-1~2 に示す。(別紙 31)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源)

島根原子力発電所 2号炉

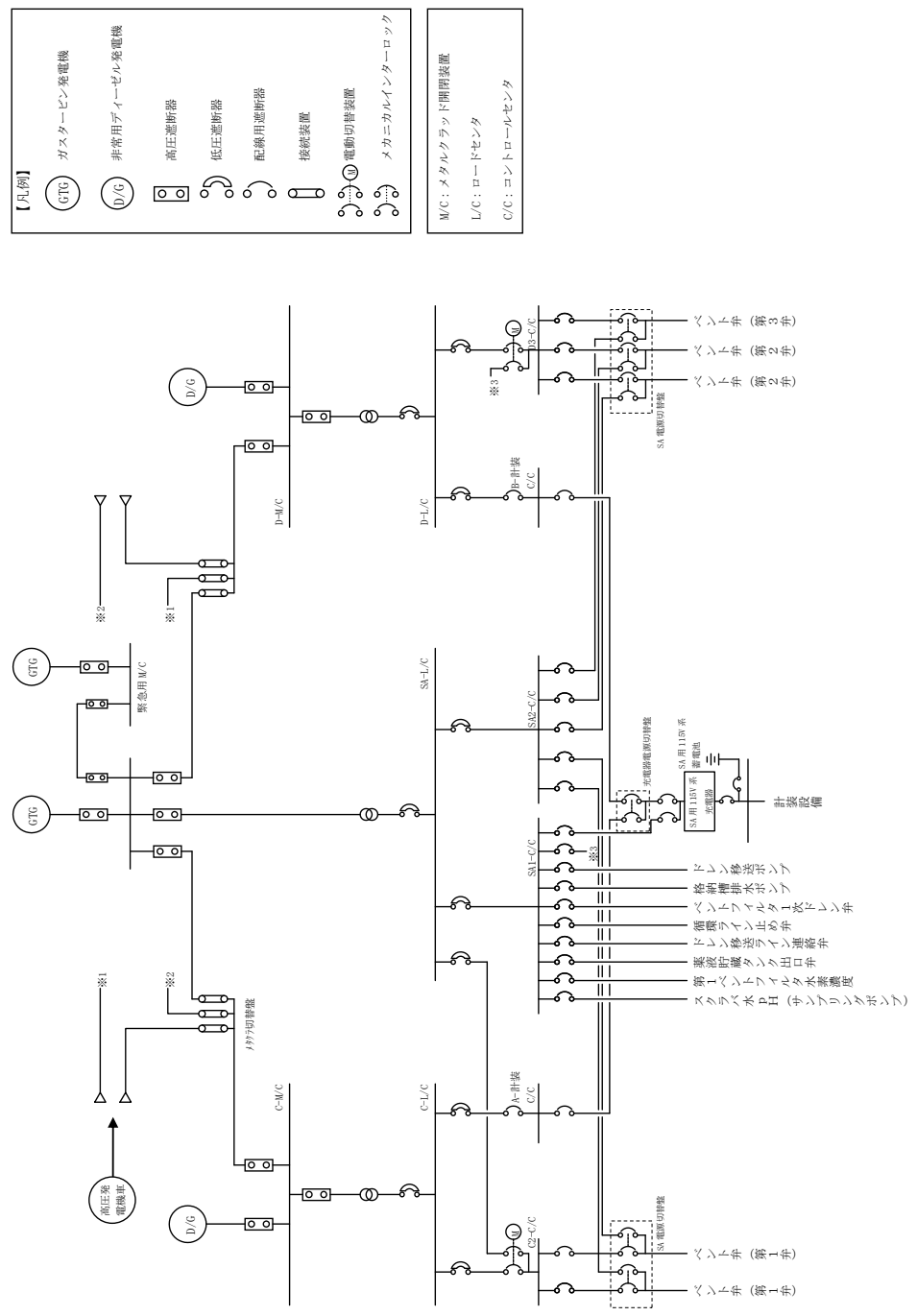
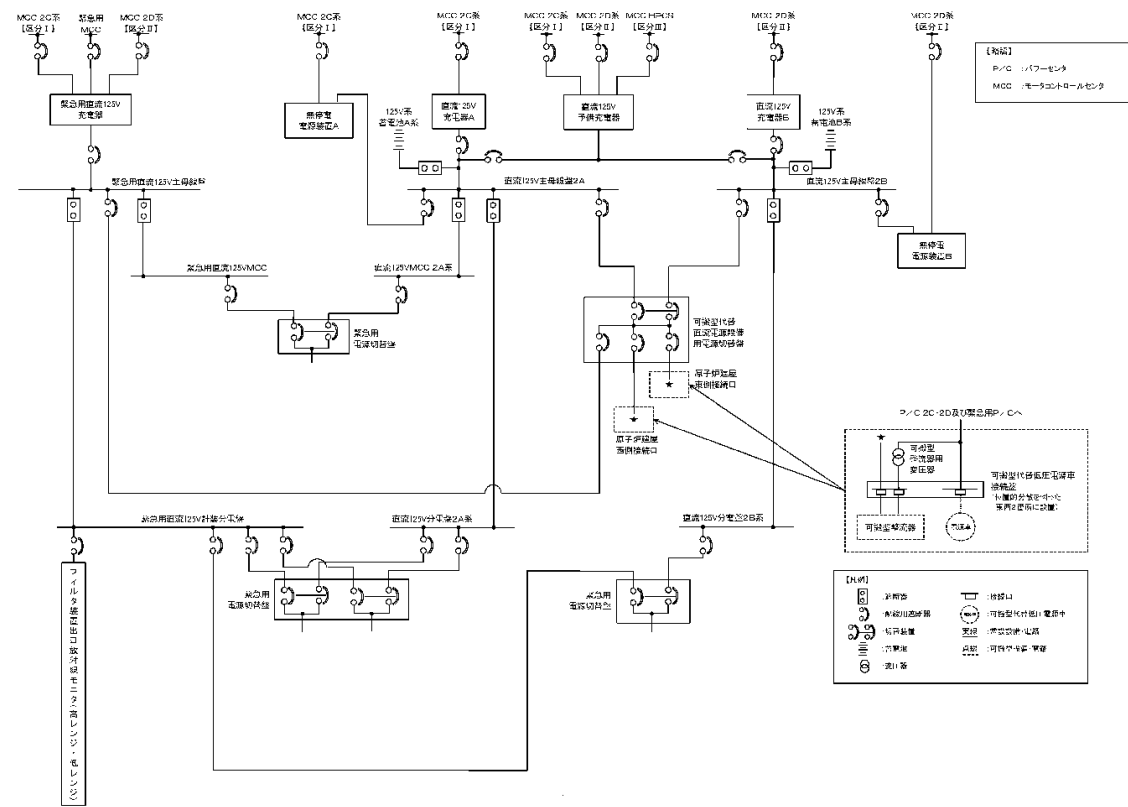


図 2.8.2-1 格納容器フィルタバント系 電源構成図 (交流電源)

備考

・設備の相違



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 給水設備

系統待機状態において、フィルタ装置はスクラビング水を貯留している状態であるが、重大事故時においてフィルタ装置を使用した場合、保持した放射性物質の崩壊熱によりスクラビング水が蒸発し、水位が低下する。このような状況に備え、フィルタ装置には格納容器圧力逃がし装置格納槽に設ける遮蔽外から給水できるよう接続口を設け、可搬型代替注水大型ポンプ車等からの給水を可能とする設計としている。(別紙 13)

給水配管の仕様を第 2.4.3-1 表に、概要を第 2.4.3-1 図に示す。

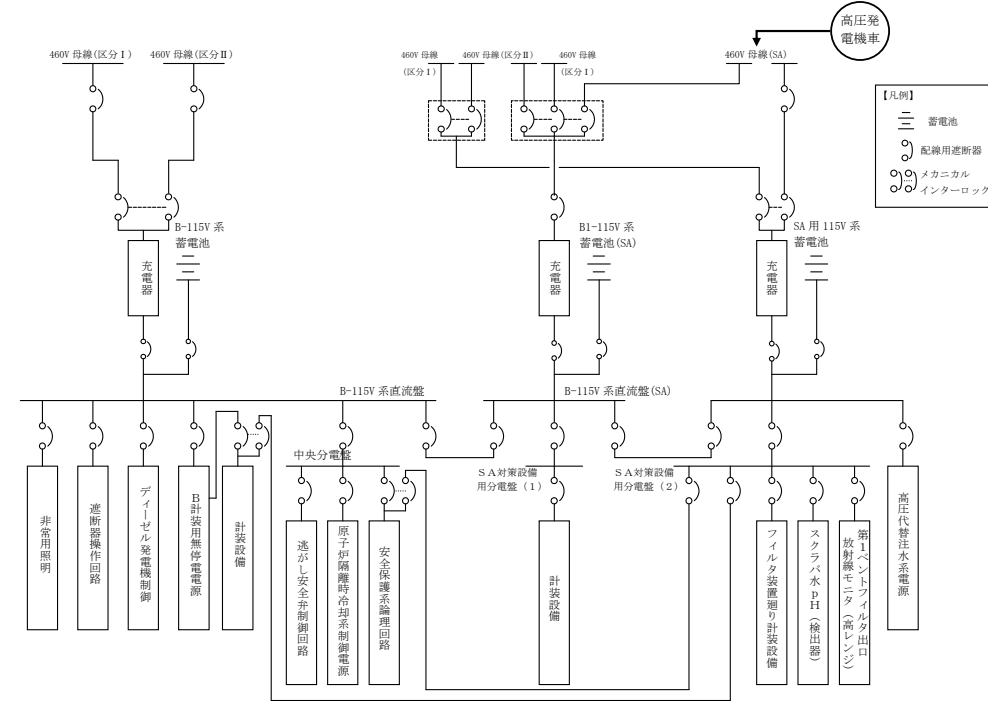


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

2.8.3 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、移送ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第 1 ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第 1 ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする(薬品タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能)。

また、第 1 ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化およびタンクの腐食を防止する設計としている。

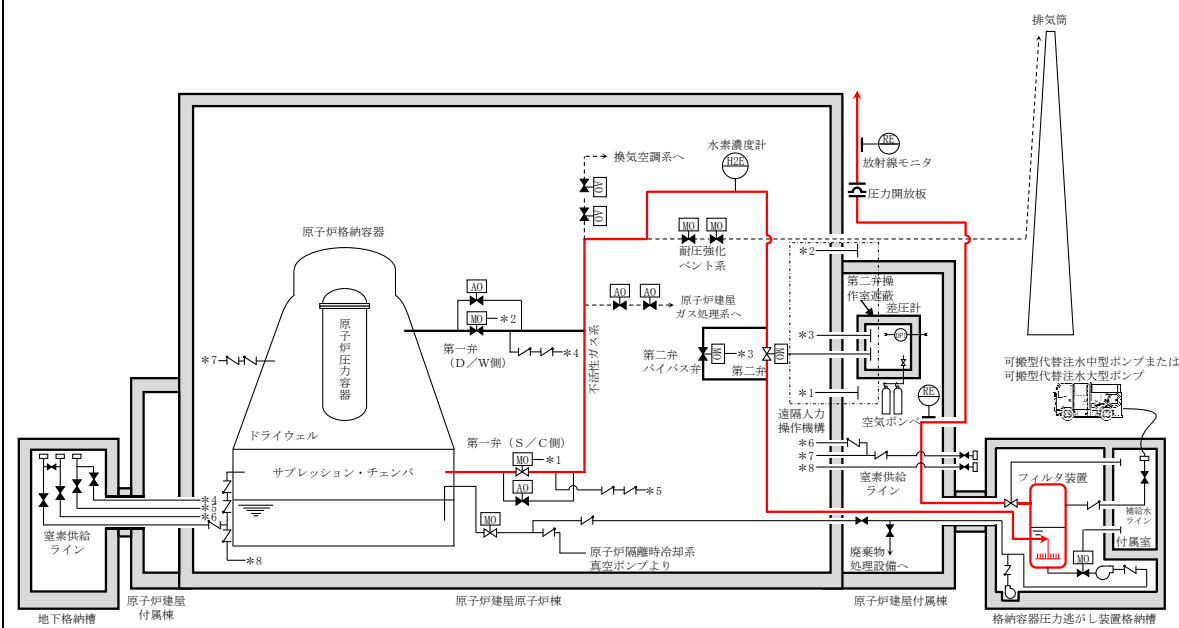
補給設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置及び保管する。

補給設備の主要仕様を表 2.8.3-1、系統概略図を図 2.8.3-1 に示す。

- ・ 設備の相違
- ・ 記載方針の相違
- ・ 記載方針の相違
- ・ 記載方針の相違

第2.4.3-1表 給水配管仕様

口径	25A, 50A
材質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第2.4.3-1図 給水設備概要図

表2.8.3-1 補給設備主要仕様

- a. 薬品注入タンク
 - 材質 ステンレス鋼
 - 容量 約1m³
 - 基数 1
- b. 移送ポンプ (排水設備と兼用)
 - 容量 約10m³/h
 - 基数 1
- c. 配管
 - 材質 ステンレス鋼
 - 口径 100A, 80A, 50A, 25A
- d. 電動駆動弁
 - 型式 グローブ弁
 - 口径 100A, 50A
 - 駆動方式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構※

※薬品タンク出口弁は除く

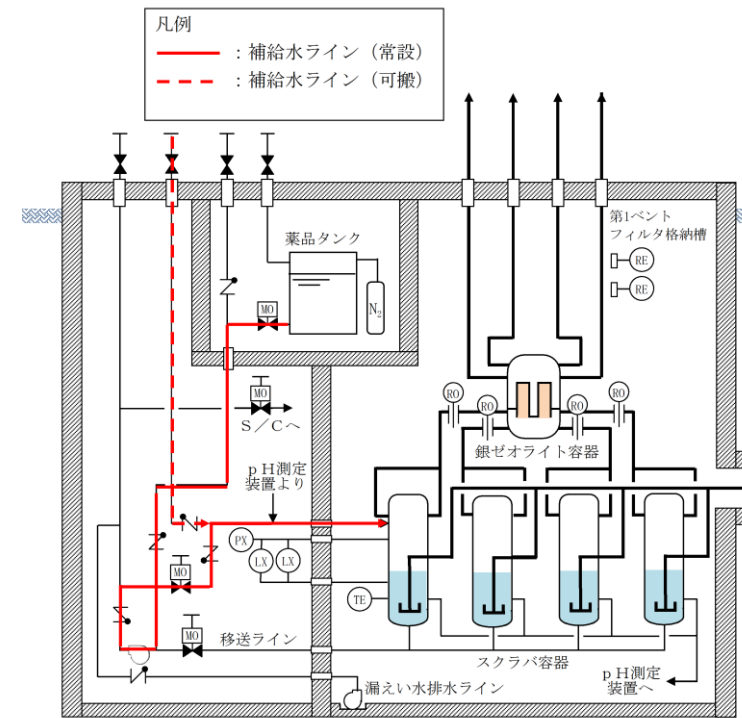


図2.8.3-1 補給設備系統概略図

・設備の相違

・設備の相違

2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント終了後、スクラビング水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及び掃気するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。(別紙52)

窒素の供給は、可搬型窒素供給装置(窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車)により行う。系統の隔離弁(第一弁)の下流配管から供給ラインを分岐し、原子炉建屋外に接続口を設け、窒素供給装置を可搬ホースにて接続する。

窒素供給装置の仕様を第2.4.4-1表に、窒素供給配管の仕様を第2.4.4-2表に、窒素供給装置の概要を第2.4.4-1図に、窒素供給装置の構成概略を第2.4.4-2図に示す。

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

種類	圧力変動吸着式
容量	約200Nm ³ /h
窒素純度	約99.0vol%
供給圧力	約0.5MPa [gage]
個数	2(予備2)

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口径	50A
材質	炭素鋼(STPT410)

2.8.4 可搬式窒素供給装置

ベント後収束モードのうち、ベント弁が開状態において、系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、系統内の排気及び不活性化を行うため、格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。また、ベント弁を閉止した場合に格納容器内及び格納容器フィルタベント系の排出経路の水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器フィルタベント系の排出経路及び格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外接続口から窒素を注入できる設計としている。(別紙32)

可搬式窒素供給装置及び配管の主要仕様を表2.8.4-1、系統概略図を図2.8.4-1に示す。

表2.8.4-1 可搬式窒素供給装置主要仕様

a. 可搬式窒素供給装置

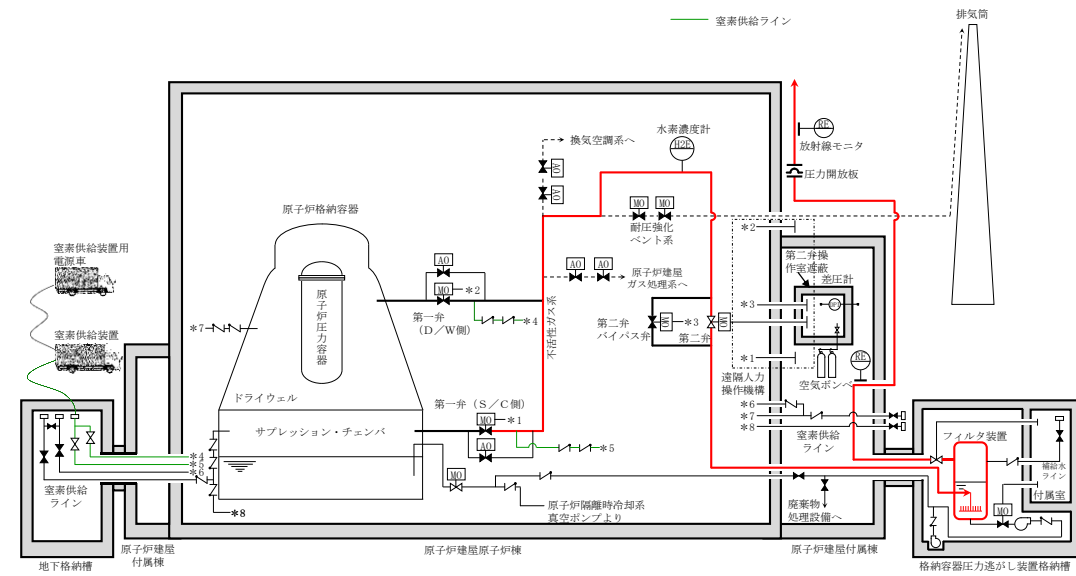
種類	圧力変動吸着式
容量	約100m ³ /h[normal]
純度	約99.9vol%
供給圧力	約600~900kPa[gage]
台数	1

b. 配管

呼び径	50A
材質	炭素鋼(STPT410)、ステンレス鋼(SUS304)

・記載方針の相違

・設備の相違



第 2.4.4-1 図 窒素供給設備概要図

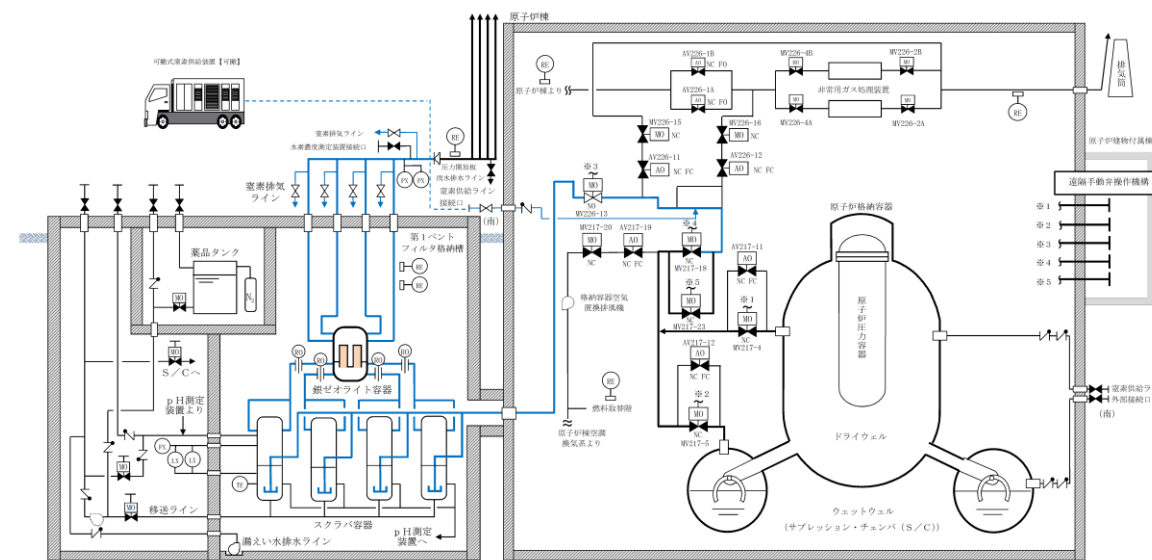


図 2.8.4-1 格納容器フィルタベント系 窒素パージ設備系統概略図 (窒素置換の例)

- ・ 設備の相違
- ・ 記載方針の相違

可搬式窒素供給装置は、図 2.8.4-2 に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。窒素発生装置は圧力変動吸着式 (PSA: Pressure Swing Absorption) とし、圧力変動を利用して空気中の酸素分子を吸着し、残りの窒素ガスと分離することにより窒素を発生させる。図 2.8.4-3, 2.8.4-4 のように、空気圧縮機による加圧下で吸着、減圧下で吸着材の再生 (脱着) 工程を繰り返すことで、純度の高い窒素ガスを連続して発生することが可能である。

また、窒素発生装置及びコンプレッサーについては、ディーゼル発電機によって供給される電源のみで駆動し、燃料タンクに 1 回の給油で 18 時間連続して窒素ガスを供給することが可能である。

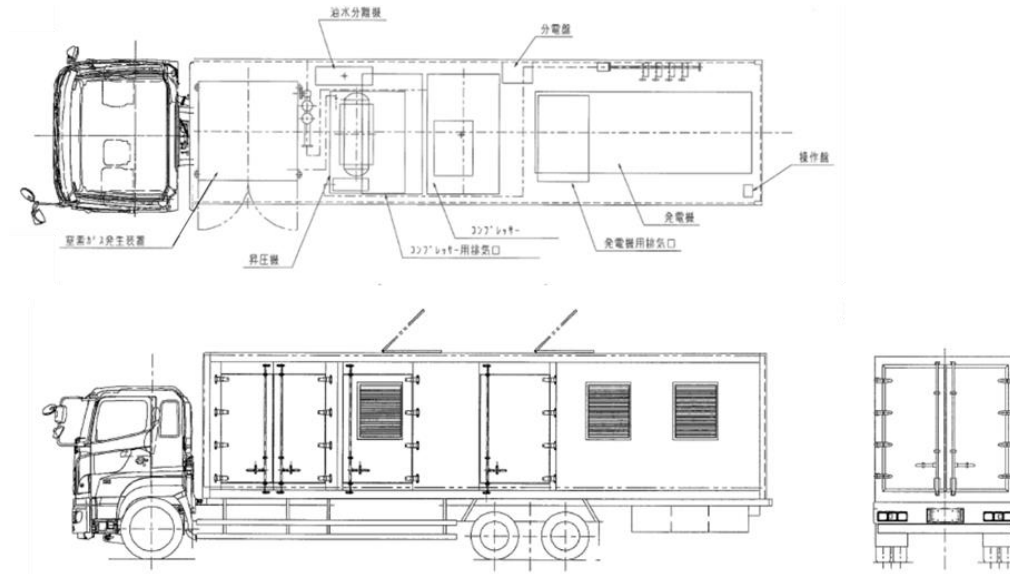
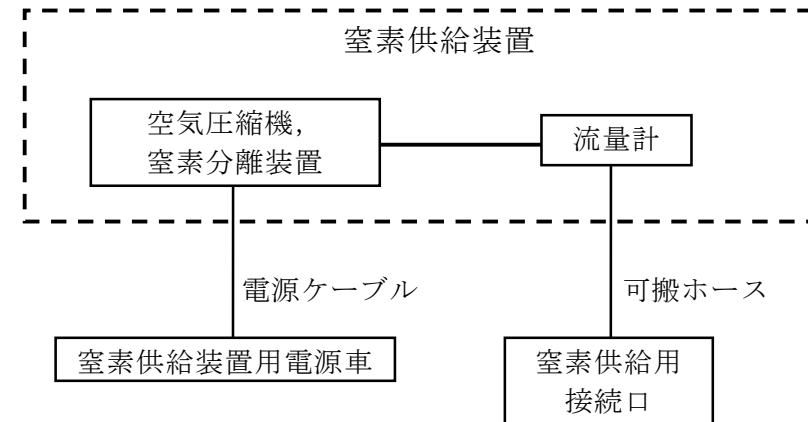


図 2. 8. 4-2 可搬式窒素供給装置 構造図



第 2. 4. 4-2 図 可搬型窒素供給装置構成概略

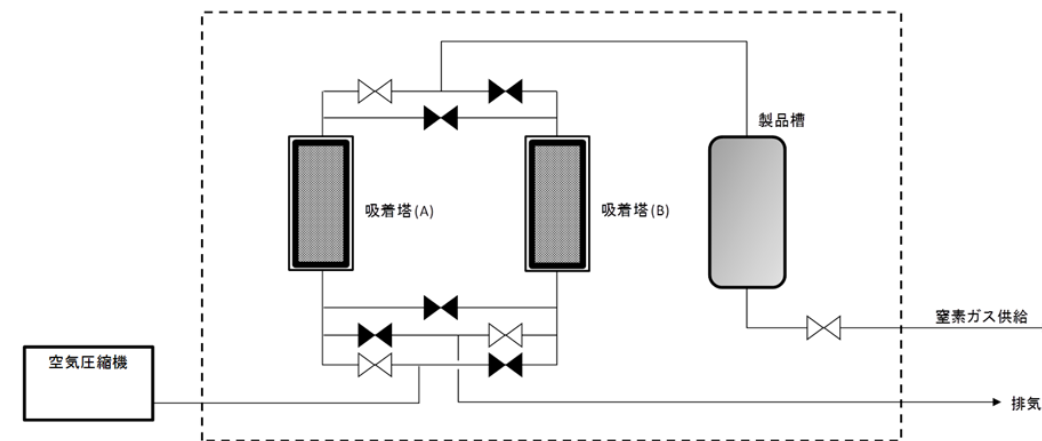


図 2. 8. 4-3 窒素発生装置(PSA 式) 概略系統図

・記載方針の相違

・設備の相違

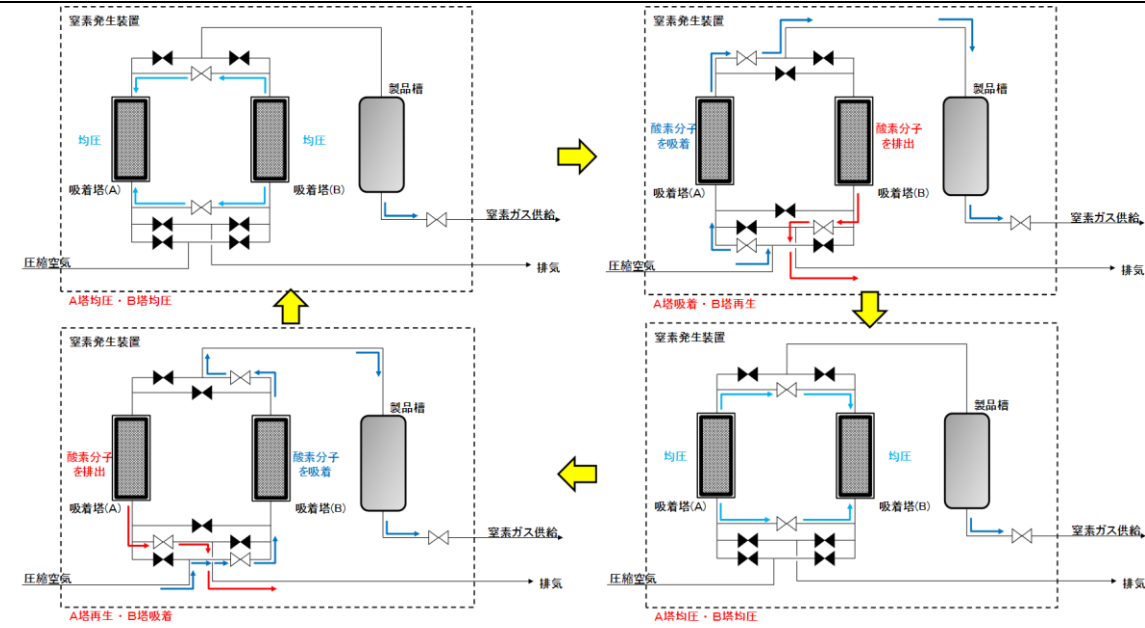


図 2.8.4-4 窒素発生装置 (PSA 式) 着・脱着工程概要図

2.4.5 排水設備

フィルタ装置の水位調整及びベント停止後の放射性物質を含んだスクラビング水の格納容器 (サプレッション・チェンバ) への移送並びに放射性物質を含むスクラビング水が格納容器 圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合の漏えい水の格納容器 (サプレッション・チェンバ) への移送のため、排水設備を設置する。(別紙 47)

排水設備の仕様を第 2.4.5-1 表に、排水設備の概要を第 2.4.5-1 図に示す。

2.8.5 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管および電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設の移送ポンプにより、格納容器 (サプレッション・チェンバ) へ移送できる設計としている。(別紙 18)

さらに、万一、スクラバ容器から第 1 ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器 (サプレッション・チェンバ) もしくは外部へ排出できる設計としている。第 1 ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第 1 ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする (S/C 移送弁については、原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟 (二次格納施設外) から人力により遠隔操作が可能な設計としている)。

また、漏えいを早期に検知できるようにベントフィルタ室に漏えい検知器を設置し、その警報を中央制御室に発報可能な構成としている。

排水設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置する。

排水設備の主要仕様を表 2.8.5-1、系統概略図を図 2.8.5-1 に示す。

・記載方針の相違

・記載方針の相違

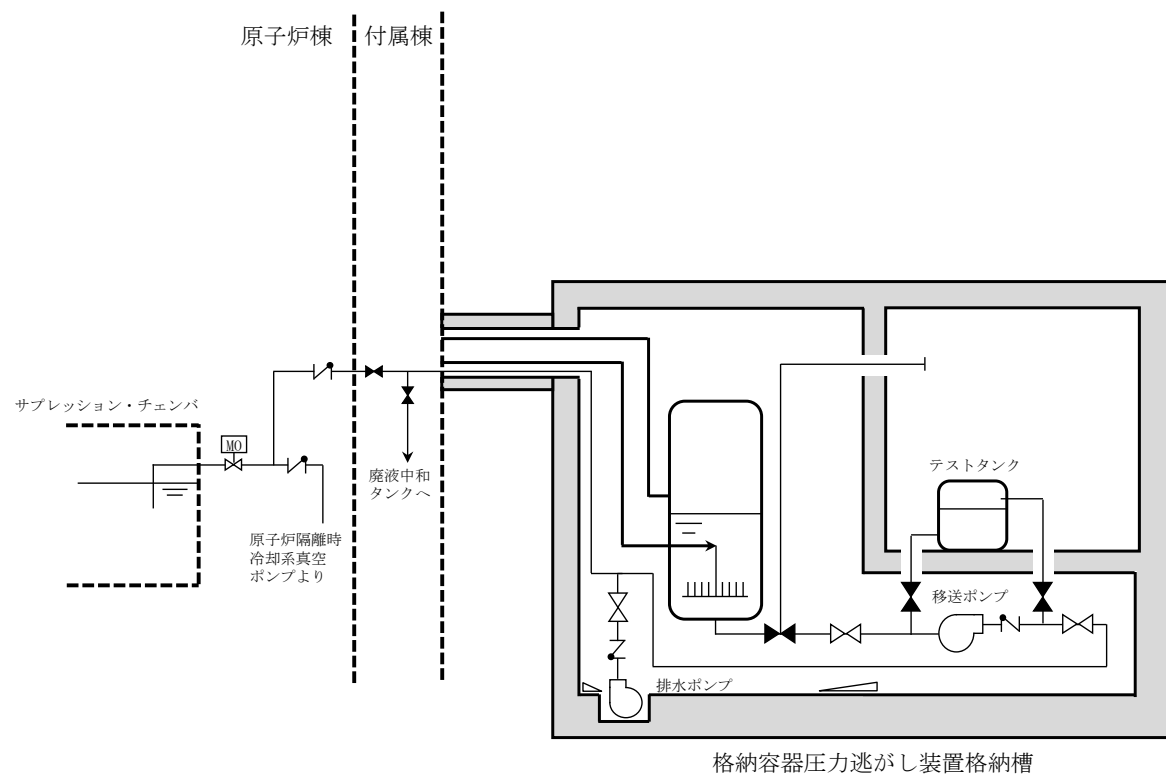
第2.4.5-1表 排水設備仕様

(1) 配管

口径	50A
材質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

	移送ポンプ	排水ポンプ
型式	キャンドポンプ	水中ポンプ
定格流量	10m ³ /h	10m ³ /h
定格揚程	40m	40m
個数	1	1
駆動方式	電動駆動 (交流)	電動駆動 (交流)



第2.4.5-1図 排水設備概要図

表2.8.5-1 排水設備主要仕様

a. 移送ポンプ (補給設備と兼用)

容量 約10m³/h
基数 1

b. 排水ポンプ

容量 約2m³/min
基数 1

c. 配管

材質 ステンレス鋼
口径 100A, 80A, 65A, 50A

d. 電動駆動弁

型式 グローブ弁
口径 100A
駆動方式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構

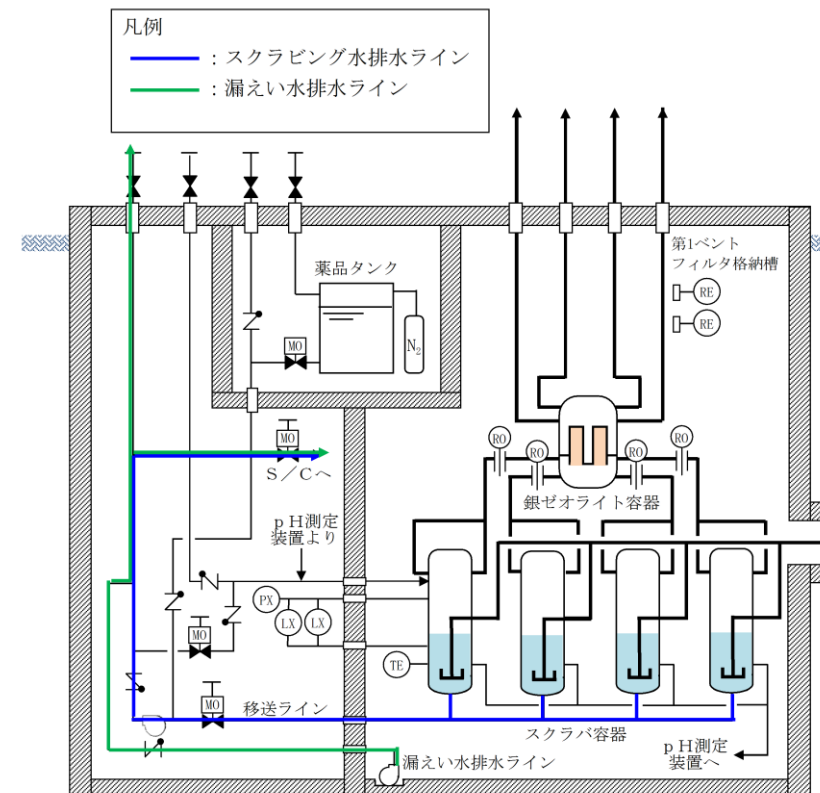
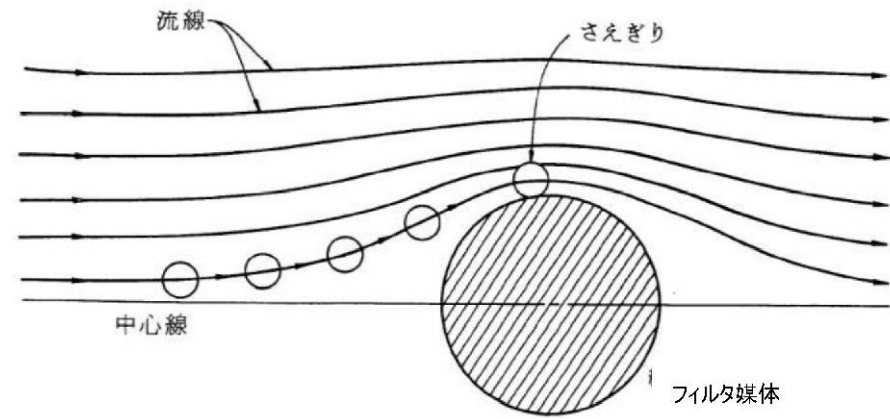


図2.8.5-1 排水設備系統概略図

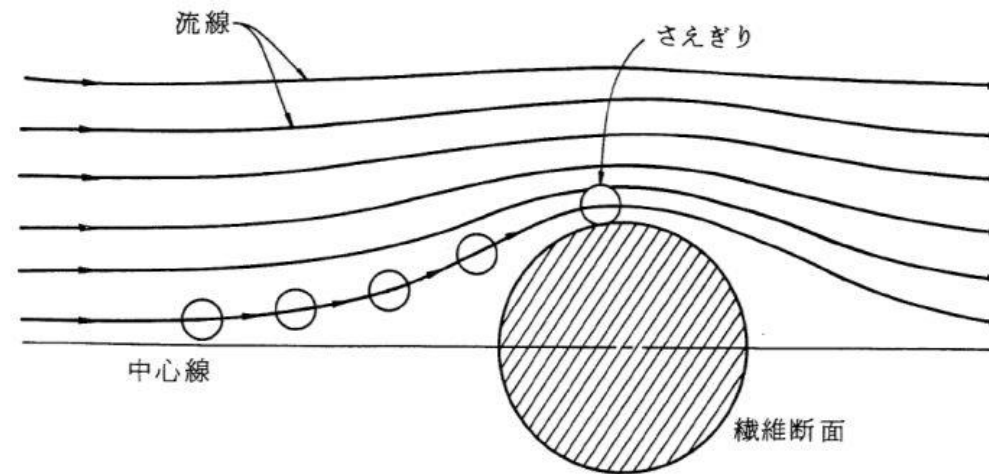
・設備の相違

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	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，第3.1.1-1図に示すように，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>	<p>3. フィルタ装置の性能</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 粒子状放射性物質の除去原理</p> <p>粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去は，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>	

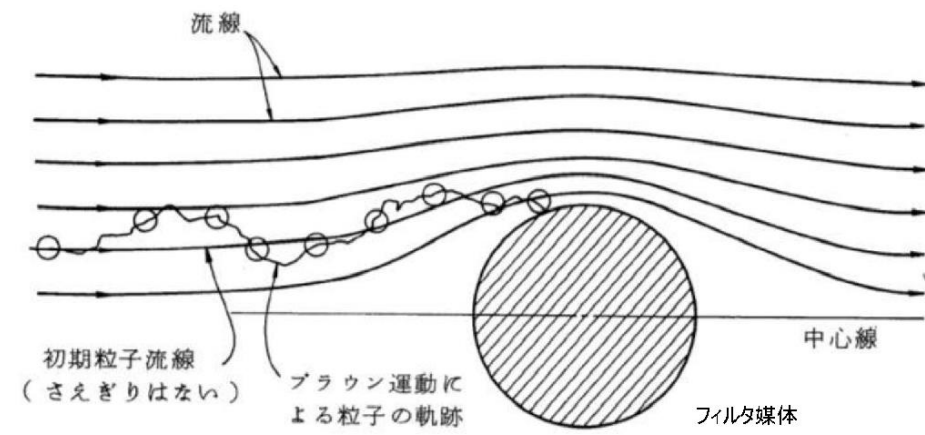


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

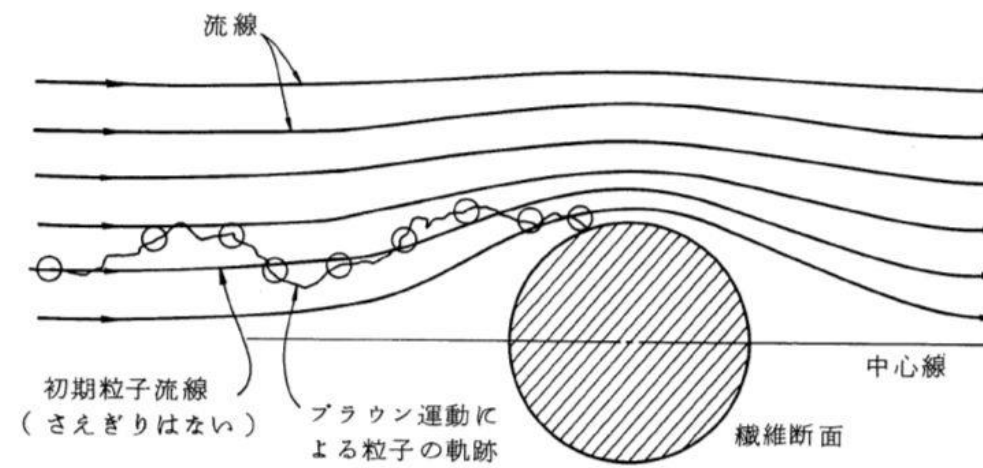


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集は、<u>第 3.1.1-2 図</u>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>(2) 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集は、<u>図 3.1.1-2</u>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、<u>拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。</u></p>	

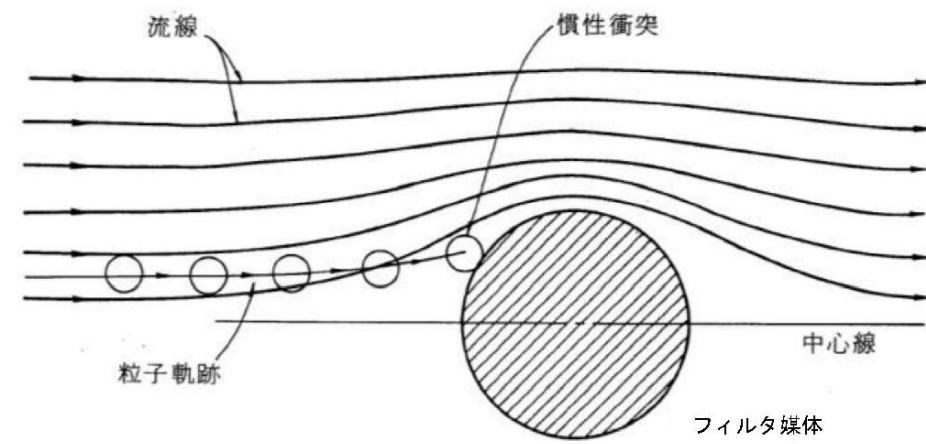


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第3.1.1-2 図 拡散による捕集

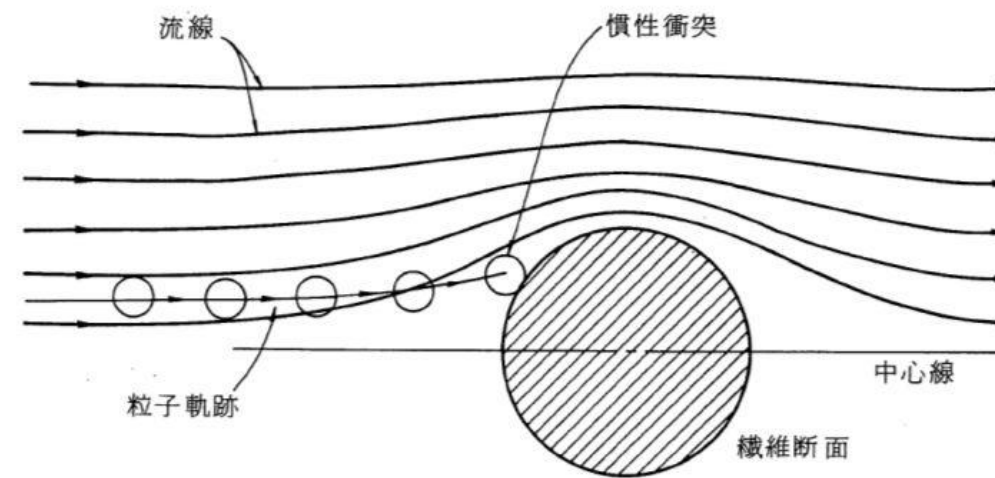


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図3.1.1-2 拡散による捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	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、<u>第 3.1.1-3 図</u>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に起こる。</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、流速が早い程大きくなる傾向がある。</p>	<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、<u>図 3.1.1-3</u>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に起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、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、流速が早い程大きくなる傾向にある。</p>	

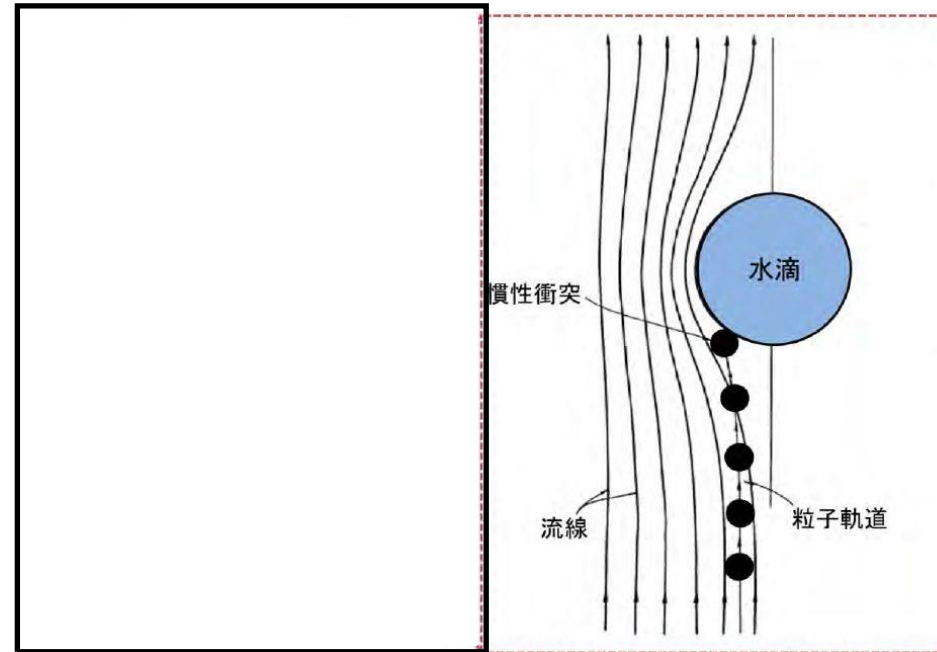
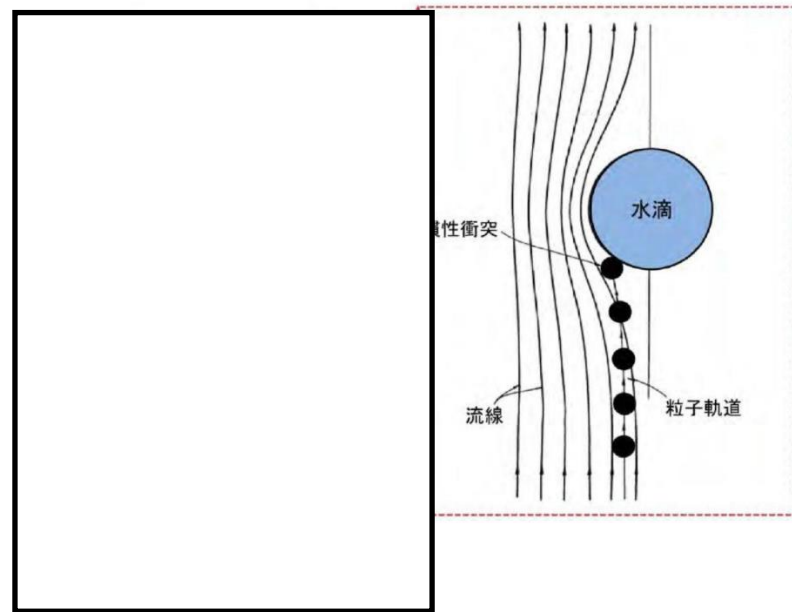


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集



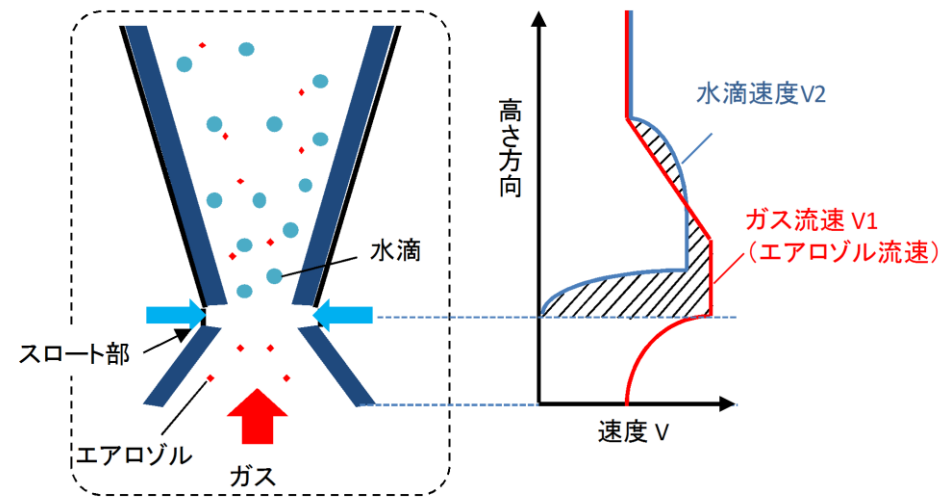
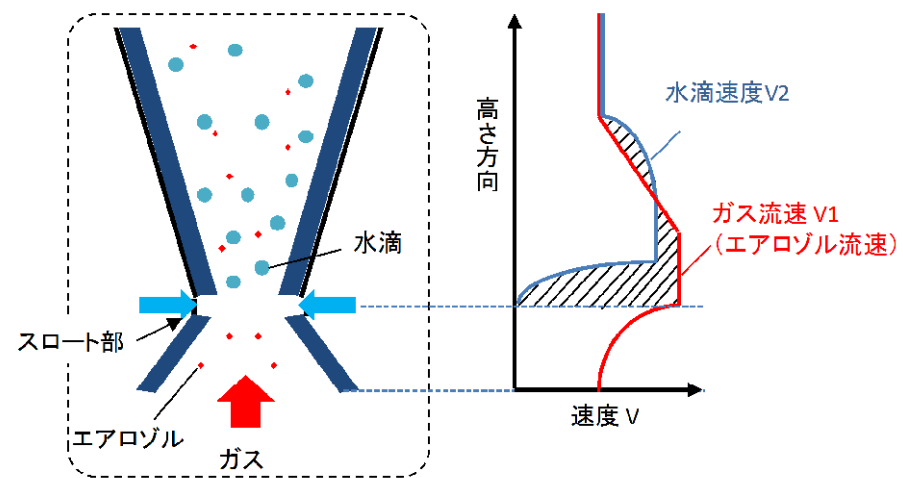
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図 3.1.1-3 慣性衝突による捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理</u></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、ガス中にスクラビング水を噴霧(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<u>エアロゾル</u>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第3.1.1-4図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第3.1.1-5図に示す。</p>	<p>(4) <u>フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去原理</u></p> <p><u>エアロゾル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範囲は異なることから、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。</u></p> <p><u>本フィルタ装置においては、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組合せ、エアロゾルの除去を行う。なお、ベンチュリスクラバではより粒径の大きいエアロゾルを除去し、金属フィルタではベンチュリスクラバの後段で、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。</u></p> <p><u>以下にベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。</u></p> <p>a. <u>ベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去原理</u></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、ガス流中に水滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質がスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に<u>粒子状放射性物質</u>をスクラビング水に捕集する。</p> <p>ベンチュリノズルにおける除去原理を図3.1.1-4、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>・記載方針の相違</p>



第3.1.1-4図 ベンチュリノズルにおける除去原理

図3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理



第3.1.1-5図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

図3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第3.1.1-5図に示すとおり、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。(別紙45)

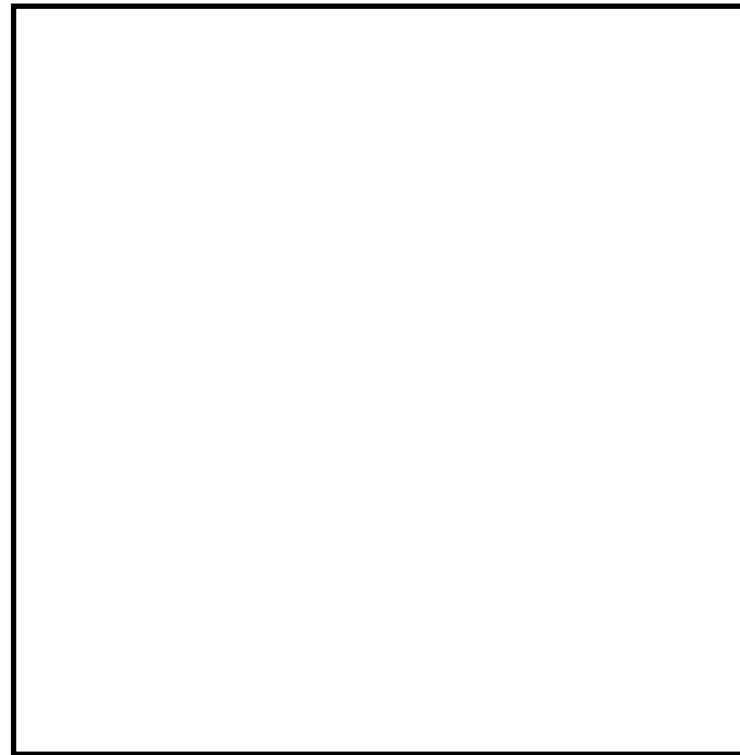
ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部下流でガス流速 (V_1) と水滴流速 (V_2) の速度差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。この慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙33)



<補足>

第3.1.1-6図参照

- 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ビング水が吸入され、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ビング水に保持される。



第3.1.1-6図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

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、水滴流速、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速から一義的に決まるものであるため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータと整理できる。

<補足>

ベンチュリスクラバにおける除去原理を図3.1.1-6に示す。

- 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が加速される。
- ③ガス流速が最高になるスロート部（絞り機構）において、スクラビング水が吸入される。
- ④ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりガス流中に水滴を噴霧（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、エアロゾルがフィルタ媒体（水滴）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液滴の流れの方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

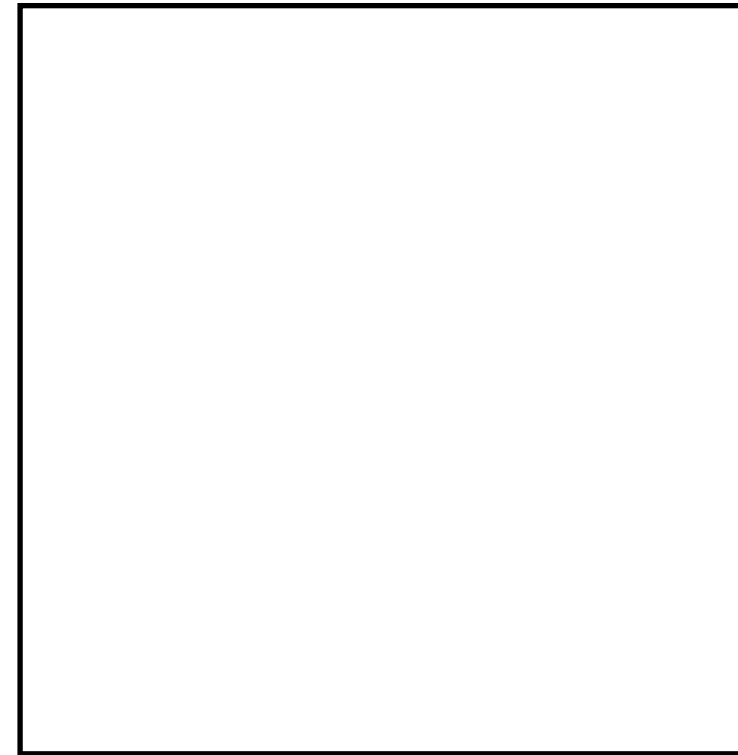


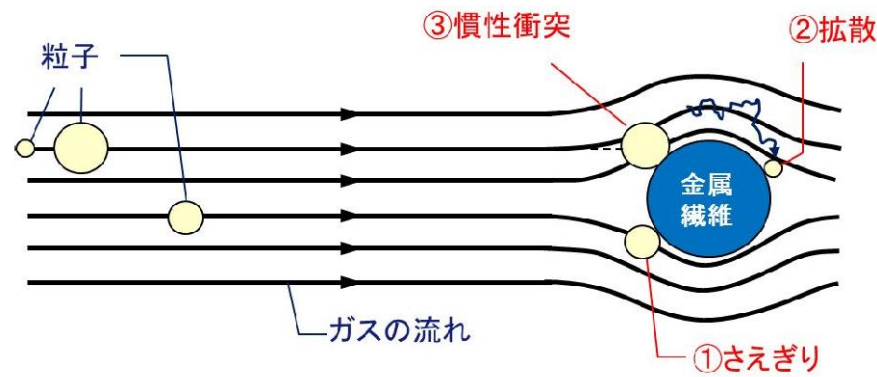
図3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

金属フィルタは、ベンチュリスクラバの後段に設置され、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。

金属フィルタの除去原理は、第3.1.1-7図に示すように、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。

以上より、金属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。



第3.1.1-7図 金属フィルタにおける除去原理

b. 金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理

金属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「流速」と「粒径」が主な影響因子である。

このため、金属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、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

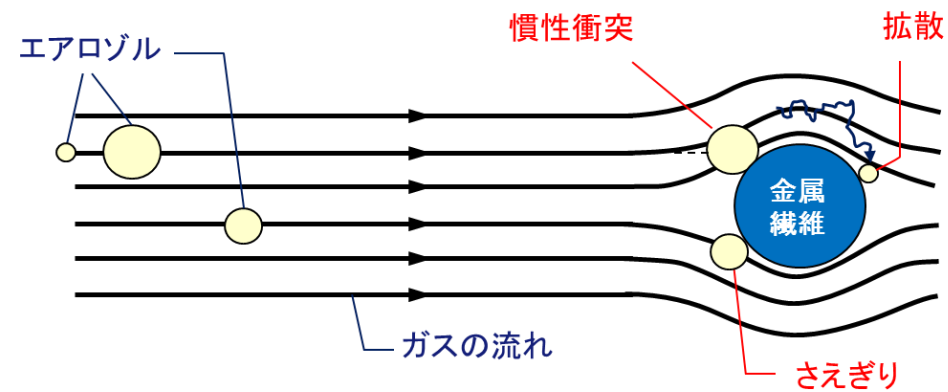


図3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故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格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は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、よう素除去部で捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

フィルタ装置内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等)、上部に金属フィルタを設置し、金属フィルタの下流側に流量制限オリフィスを介してよう素除去部を設置する。ベントガスの流れを第3.1.2-1図に示す。

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故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格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は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フィルタで捕集する。

無機よう素については、ベンチュリスクラバでスクラビング水と化学反応させることにより捕集し、さらに銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。また、有機よう素については、銀ゼオライトフィルタで吸着剤と化学反応させることにより捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

スクラバ容器内部の下部にベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル・スクラビング水等)、上部に金属フィルタを設置し、スクラバ容器下流側の流量制限オリフィスを介して、銀ゼオライト容器を設置する。以下にベンチュリスクラバ及び銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理を示す。

・設備の相違
⑥の相違

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第3.1.2-2図に示す。

ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。

第3.1.2-1図 フィルタ装置内のベントガスの流れ

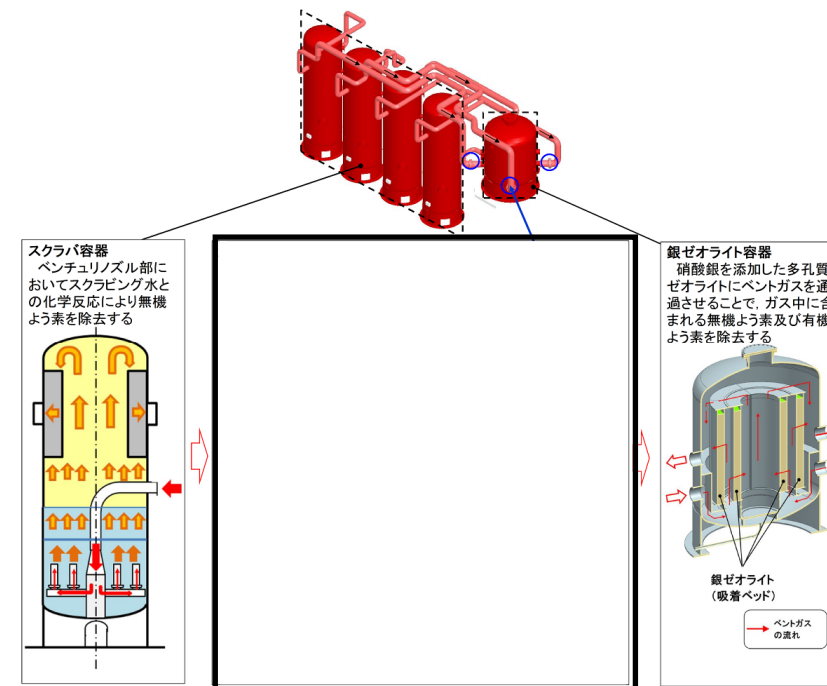


図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

第3.1.2-2図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化 (イメージ)

(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ビング水中に [] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[]		

以下に化学反応式を示す。

[]

[] の添加によって、スクラビング水はアルカリ性条件下となるため、式 (3.1.2-2) により、無機よう素を捕集する。

[]

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「スクラビング水の pH」が挙げられる。

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。

(1) ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の除去原理

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、無機よう素を捕集する。

[]

[] の添加によってスクラビング水中に水酸化物イオン (OH⁻) が多量に存在し、高アルカリ性となる。

また、スクラビング水中のよう化物イオンと無機よう素の平衡はスクラビング水の pH の影響を受け、アルカリ性環境下では酸性環境下と比較してよう化物イオンの割合が大きいため、スクラビング水に捕集されたよう化物イオンが再び無機よう素となる再揮発が抑制される。

以上より、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能に影響を与える主要な因子として、スクラビング水の pH を考慮する必要がある。

なお、一般的に、有機よう素は無機よう素と比較して活性が低く、反応しにくい化学種であるため、ベンチュリスクラバにおける有機よう素の捕集は期待していない。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>よう素除去部におけるよう素の除去</u></p> <div data-bbox="192 254 1270 1360" style="border: 1px solid black; height: 527px; width: 363px;"></div> <p>3.2 運転範囲 <u>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</u></p>	<p>(2) <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理</u></p> <p>a. 銀ゼオライトフィルタにおける除去原理</p> <p>銀ゼオライトフィルタでは、 吸着剤を用い、以下の化学反応により、有機よう素及び無機よう素を捕集する。</p> <div data-bbox="1338 380 2427 1703" style="border: 1px solid black; height: 630px; width: 367px;"></div> <p>3.2 運転範囲 <u>格納容器フィルタベント系の運転中（使用開始から事象静定まで）において、変動するパラメ</u></p>	

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第3.2-1表に示す。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ビング水のpH及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第3.2-1表に示す。



ータとその想定変動範囲を表3.2-1に示す。

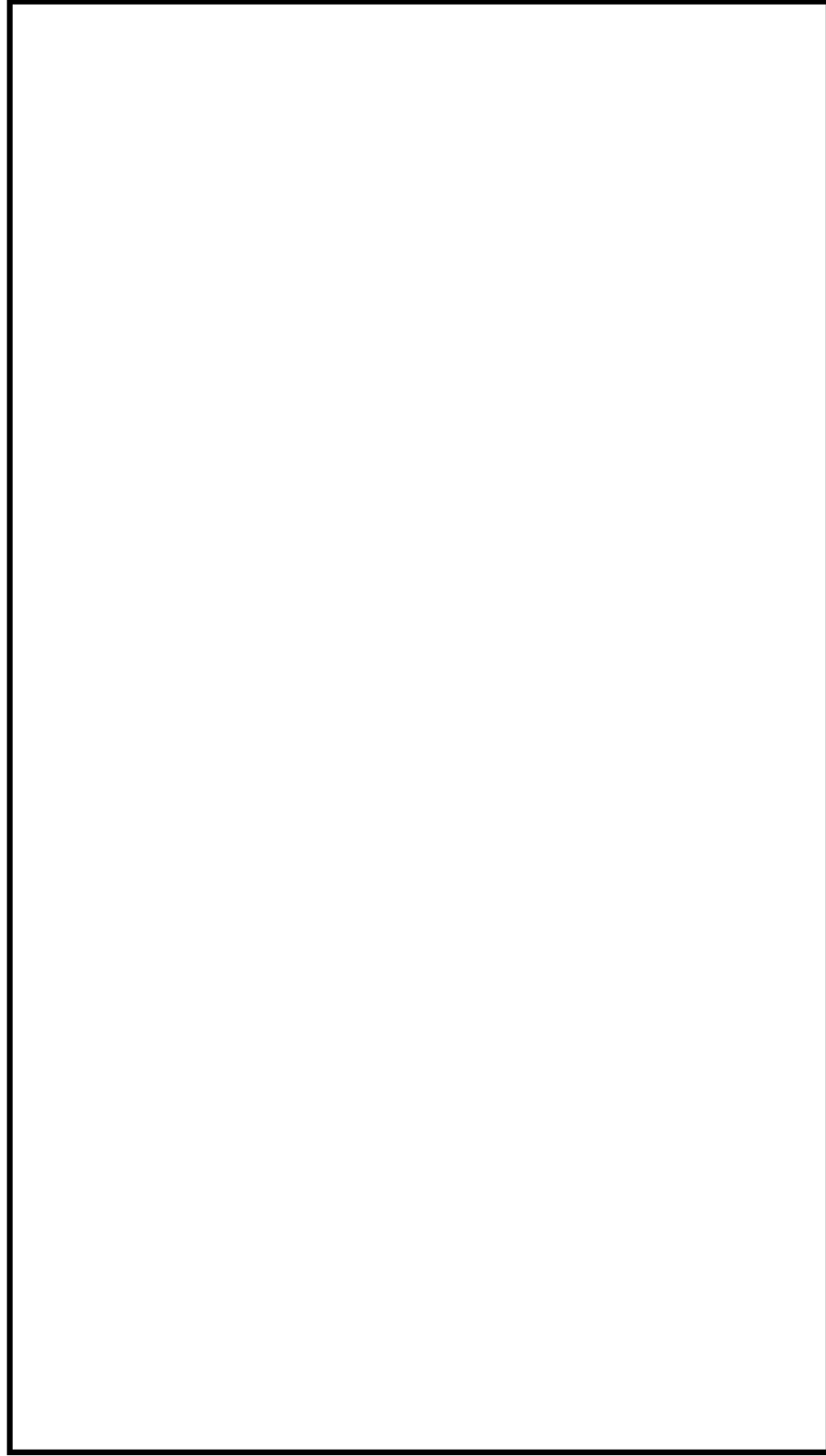
第3.2-1表 ベント実施中における想定運転範囲

表3.2-1 パラメータの想定変動範囲

パラメータ	想定運転範囲
ガス流速	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応するベンチュリノズル部のガス流速は、 <input type="text"/> となる。なお、金属フィルタ部におけるガス流速は、適切なガス流速となるよう金属フィルタの表面積を設定している。
エアロゾル粒径	サプレッション・チェンバからのベント時の粒径分布より、質量中央径を <input type="text"/> とする。
ガス温度	ベントから格納容器温度がほぼ静定した状態の運転範囲は <input type="text"/> となることから、上限を最高使用温度に合わせ包絡するよう、 <input type="text"/> とする。
ガス蒸気割合	ベントから事象発生7日後における、フィルタ装置に流入するガス蒸気割合は <input type="text"/> となるが保守的に0~100%を運転範囲とする。
スクラビング水のpH	スクラビング水は高アルカリに保つために、 <input type="text"/> 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	ベントからほぼ静定した格納容器圧力に対応する、よう素除去部におけるベントガスの過熱度は、 <input type="text"/> となる。

パラメータ	想定変動範囲
ガス流速	格納容器フィルタベント系は流量制限オリフィスによりフィルタ装置内の体積流量を幅広い圧力範囲に対してほぼ一定に保つ設計としており、ガス流速の変動幅も極力小さいものとなる。ベント実施のタイミング(格納容器圧力1Pdから2Pdの間で実施)を考慮し、格納容器圧力が2Pd(853kPa[gage])から圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約100kPa[gage]に至る圧力変動を想定変動範囲とし、その圧力変動に相当するガス流速(@ベンチュリノズル部)は <input type="text"/> となる。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)における格納容器圧力の最大値は約659kPa[gage]である。
エアロゾル粒径	ベント時の粒径分布の質量中央径は <input type="text"/> となる。
ガス温度	格納容器の限界温度である200℃から温度低下率がほぼ横這いで静定した状態となる約120℃に至る温度範囲 <input type="text"/> をフィルタ装置に流入するガス温度の想定変動範囲とする。 なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)において、格納容器雰囲気温度は200℃以下に維持され、ベント時の格納容器雰囲気温度は約169℃となる。
蒸気割合	ベント~事象発生7日後におけるフィルタ装置に流入する蒸気割合は <input type="text"/> となる。
ガス過熱度	格納容器の限界圧力である853kPa[gage]及びほぼ静定した状態となる100kPa[gage]に対応するフィルタ装置(銀ゼオライト容器)におけるベントガスの過熱度は <input type="text"/> となる。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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>AREVA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。(別紙46)</p> <p>(1) エアロゾルの除去性能試験 (JAVA 試験)</p> <p>AREVA (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形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同仕様様の金属フィルタを設置し、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。試験装置の概要を第3.3.1-1図に、試験条件を第3.3.1-1表に示す。</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(旧 AREVA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。(別紙34)</p> <p>(1) 粒子状放射性物質の除去性能試験 (JAVA 試験)</p> <p>Framatome社(旧 AREVA社)社は、1980年代後半から1990年にかけ、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、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去性能試験を行っている。</p> <p>試験装置には、実機に使用したものと同一形状のベンチュリノズル及び実機と同一仕様様の金属フィルタを設置し、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、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、試験条件を表3.3.1-1に示す。</p> 	



第3.3.1-1図 JAVA試験装置概要

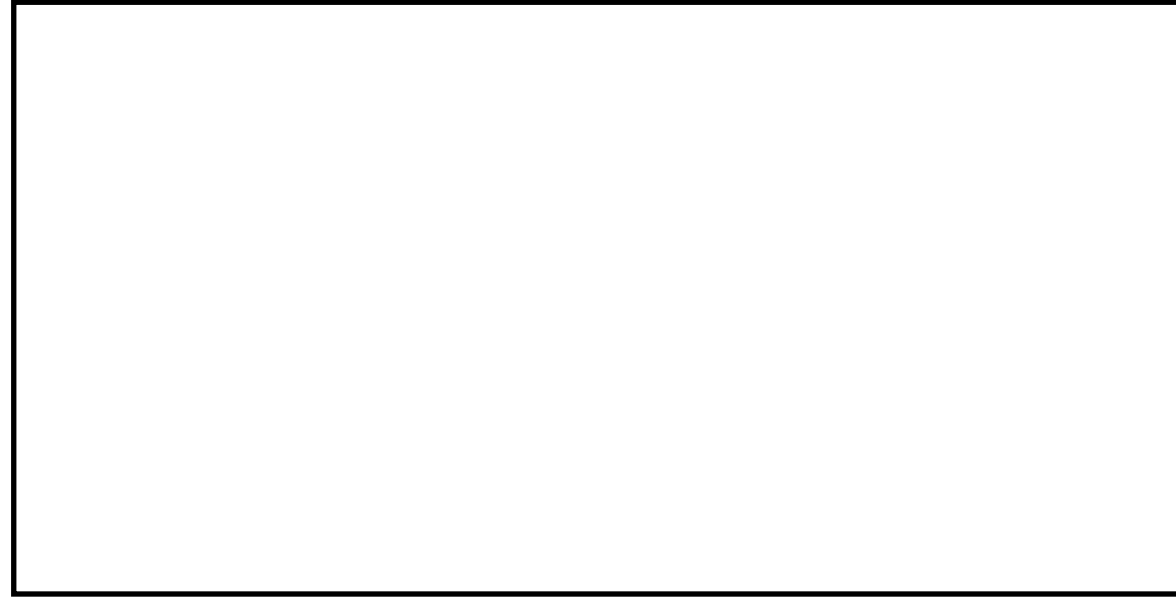


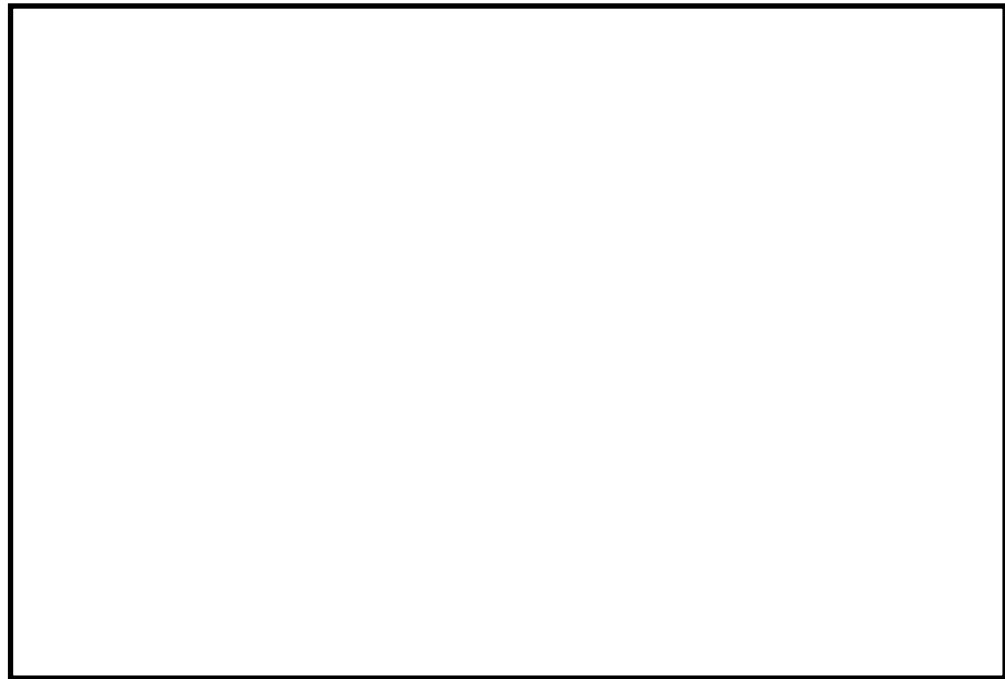
図3.3.1-1 JAVA試験装置概要

第3.3.1-1表 JAVA試験条件 (エアロゾル除去性能試験)

試験条件	
圧力	<input type="text"/> bar [abs] (<input type="text"/> kPa [abs])
温度	<input type="text"/> °C
流量	<input type="text"/> m ³ /h
蒸気割合	<input type="text"/> %
エアロゾル	<input type="text"/>

表3.3.1-1 JAVA試験条件 (粒子状放射性物質)

試験範囲	
圧力	<input type="text"/>
温度	
流量	
蒸気割合	
試験用エアロゾル	



第 3.3.1-2 図 試験用エアロゾルの粒径分布

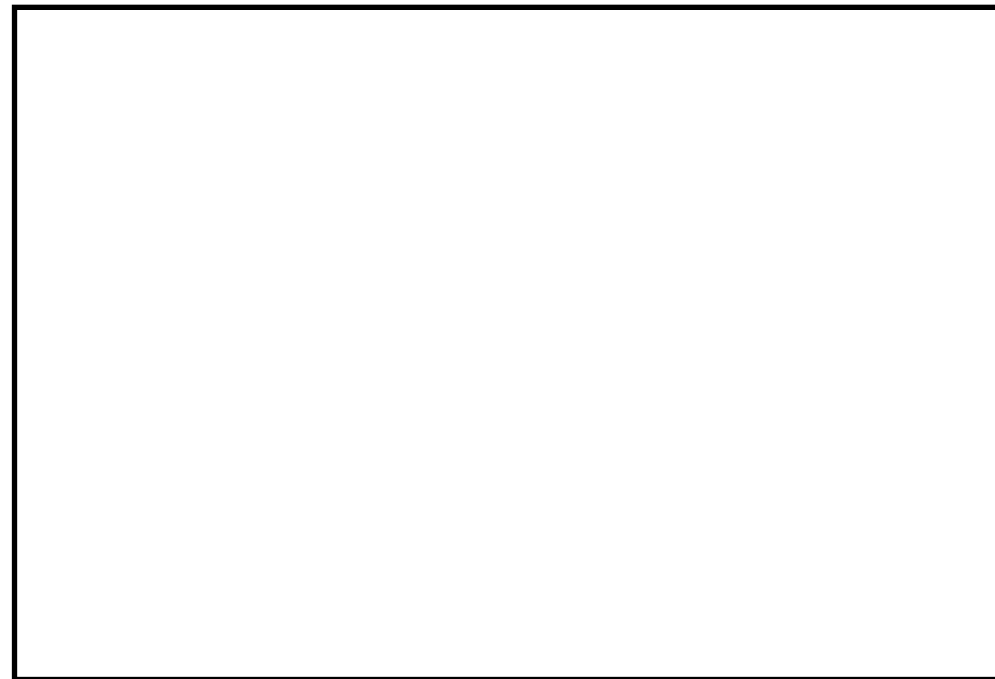


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

AREVA 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。

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、スクラビング水の 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第 3.3.1-2 表に示す。

第 3.3.1-2 表 JAVA 試験条件 (無機よう素除去性能試験)

試験条件	
圧力	[] bar [abs] ([] kPa [abs])
温度	[] °C
流量	[] m ³ /h
pH	[]
物質	[]

(2) 無機よう素の除去性能試験 (JAVA 試験)

Framatome 社(旧 AREVA 社)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。

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、スクラビング水の pH 等の化学条件) 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。試験条件を表 3.3.1-2 に示す。

表 3.3.1-2 JAVA 試験条件 (無機よう素)

試験範囲	
圧力	[]
温度	
流量	
pH	
試験用物質	

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

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、AREVA 社は「JAVA」試験装置に有機よう素除去部を設けた「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。

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。

試験装置の概要を第 3.3.1-3 図に、試験条件を第 3.3.1-3 表に示す。

第 3.3.1-3 表 JAVA PLUS 試験条件 (有機よう素除去性能試験)

試験条件	
圧力	[] bar [abs] ([] kPa [abs])
温度	[]
蒸気割合	[]
過熱度	[]
物質	[]

(3) 有機よう素の除去性能試験 (JAVA PLUS 試験)

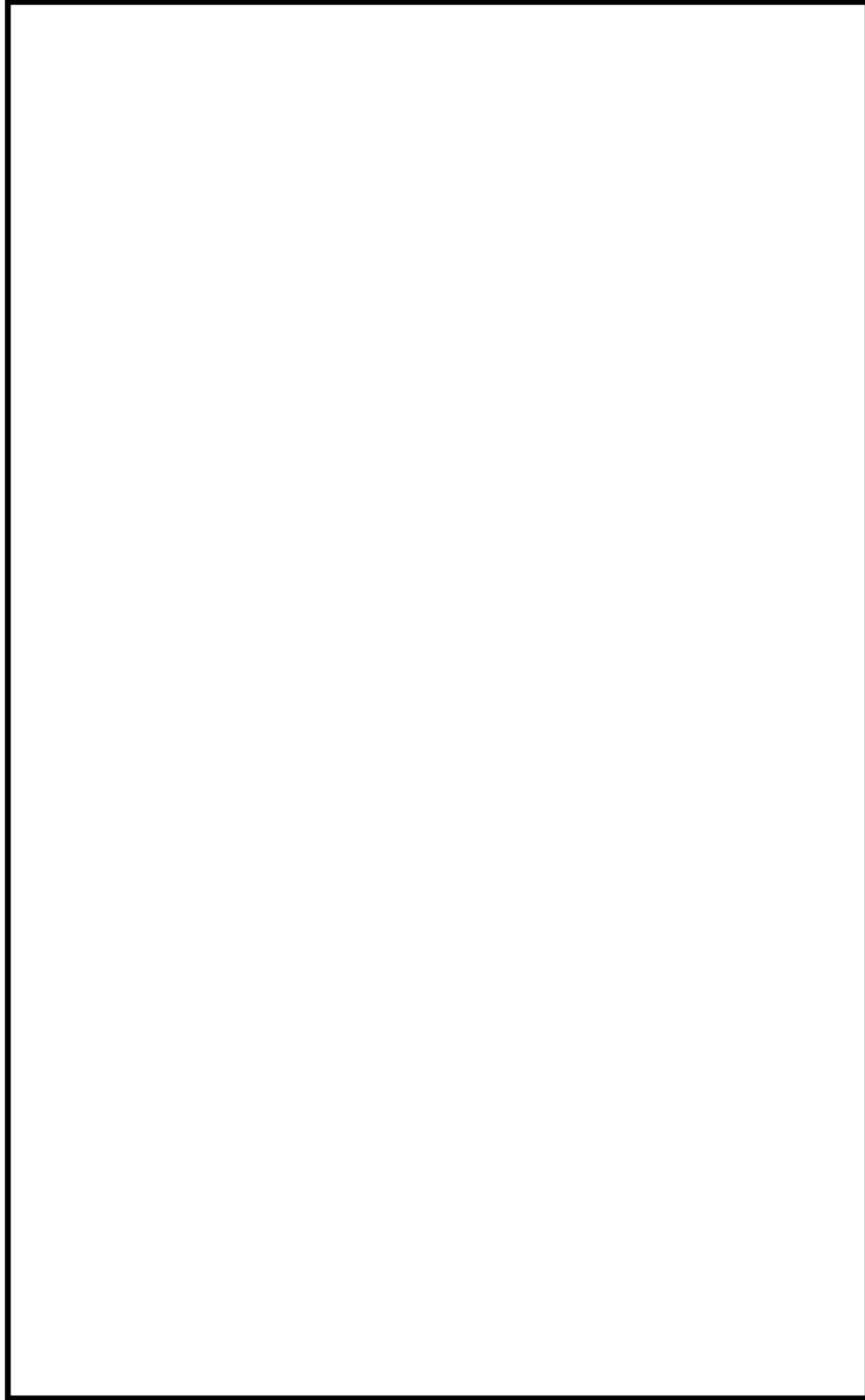
Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験施設を改造した施設 (以下、「JAVA PLUS」という。) にて有機よう素に対する除去性能試験を行っている。

試験装置には、実機と同一仕様の銀ゼオライトを使用し、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 3.3.1-3、試験条件を表 3.3.1-3 に示す。

表 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験条件

試験範囲	
圧力	[]
温度	
流量	
蒸気割合	
過熱度	
試験用物質	



第3.3.1-3図 JAVA PLUS 試験装置概要

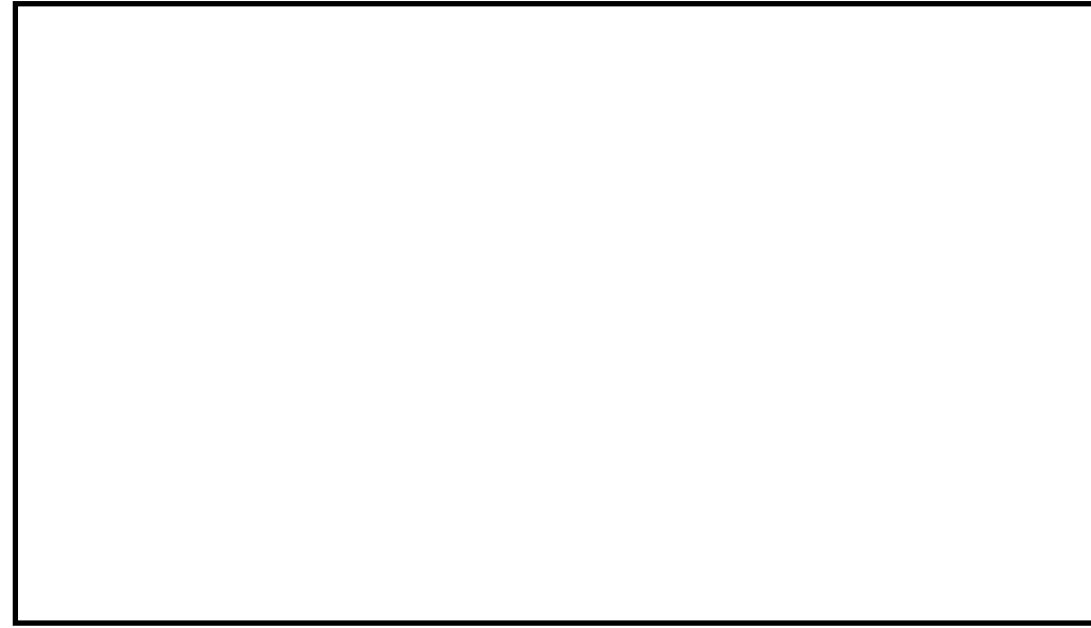


図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果

JAVA 試験における性能検証試験結果を第3.3.2-1表～3表に示す。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。

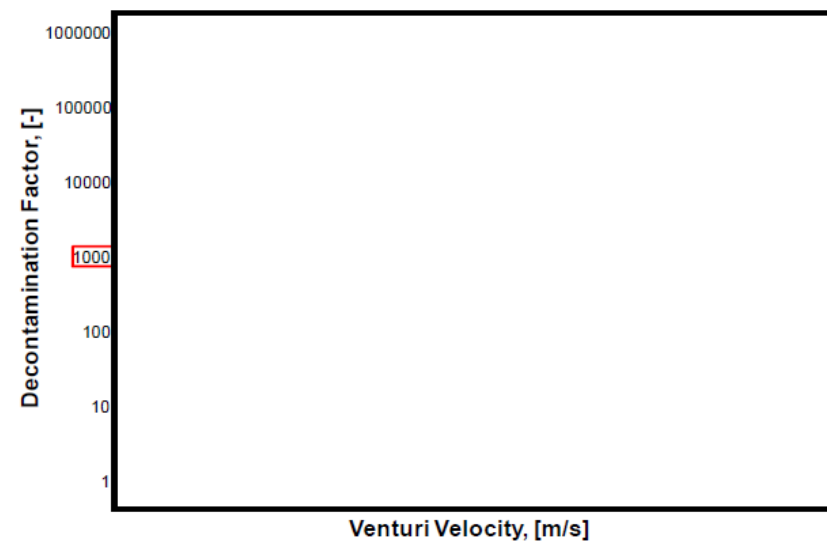
(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量からベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速を計算して確認した。

第3.3.2-1図及び第3.3.2-2図にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部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。

この結果から、ベンチュリスクラバ部にて想定する運転範囲 [] と金属フィルタ部にて想定する運転範囲全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

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フィルタの組合せで、DF1,000 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。



第3.3.2-1図 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

3.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価

JAVA 試験における性能検証試験結果を表3.3.2-1～4に示す。粒子状放射性物質の除去原理では、3.1.1(4) a. および b. に示す通り、「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ている。さらに、その他の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、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行っている。

(1) ガス流速

ガス流速の変化による除去性能を確認するために、流量をベンチュリノズル部のガス流速と金属フィルタ部のガス流速に換算して確認した。

図3.3.2-1及び図3.3.2-2にベンチュリノズル部及び金属フィルタ部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。

ガス流速によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ベンチュリノズルにおけるガス流速が小さい場合は、ベンチュリノズル部においてガスと水滴の速度差が小さくなるため、DFが小さくなる可能性があるが、ベンチュリノズル部におけるガス流速の運転範囲 [] は性能検証試験範囲内であり、金属フィルタ部におけるガス流速の運転範囲についても性能検証試験範囲内であることから、フィルタ装置（スクラバ容器）は想定されるガス流速に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、運転範囲よりも小さいガス流速でもベンチュリスクラバの後段の金属フィルタにおいてエアロゾルを捕集できるため、フィルタ装置（スクラバ容器）はガス流速によらず十分な性能を示していると評価できる。

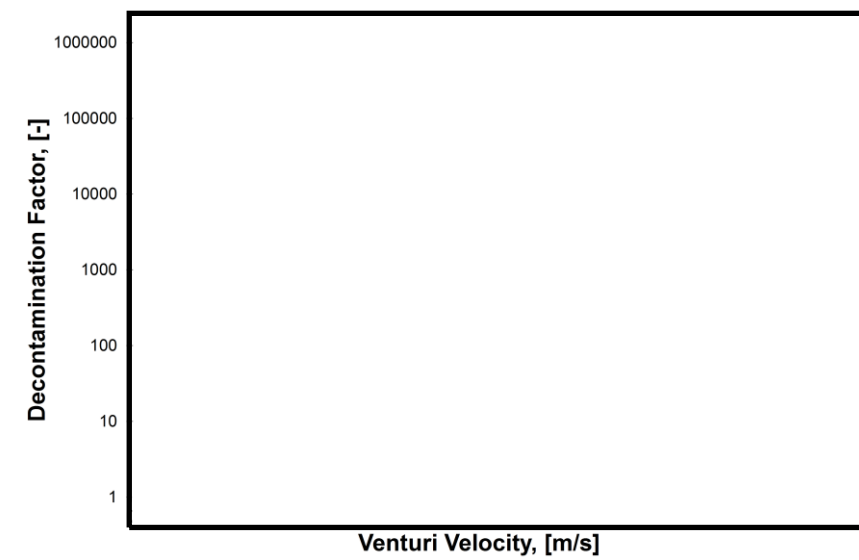
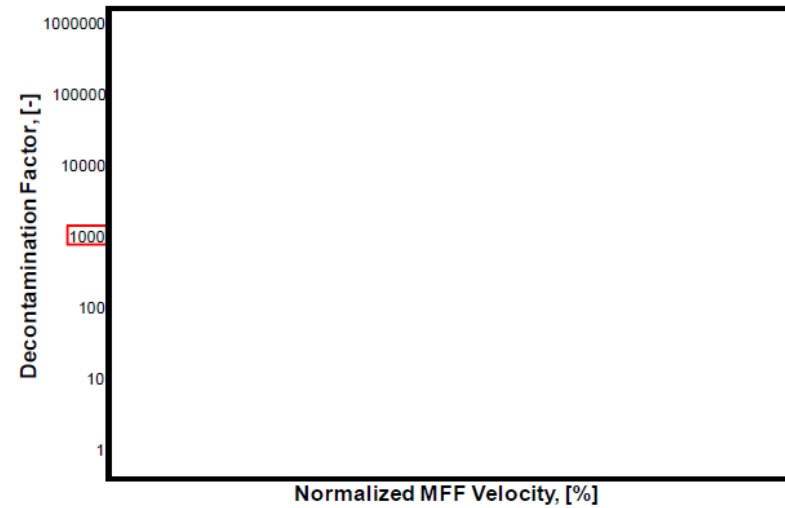


図3.3.2-1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



第 3.3.2-2 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

(2) エアロゾル粒径

第 3.3.2-3 図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:) 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、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 を満足していることがわかる。

サブプレッション・チェンバからのベント実施時に想定する質量中央径は である。試験用エアロゾルとしては質量中央径 を使用し、DF1,000 以上を満足していることから、フィルタ装置はエアロゾル粒径に対して十分な性能を有していると言える。

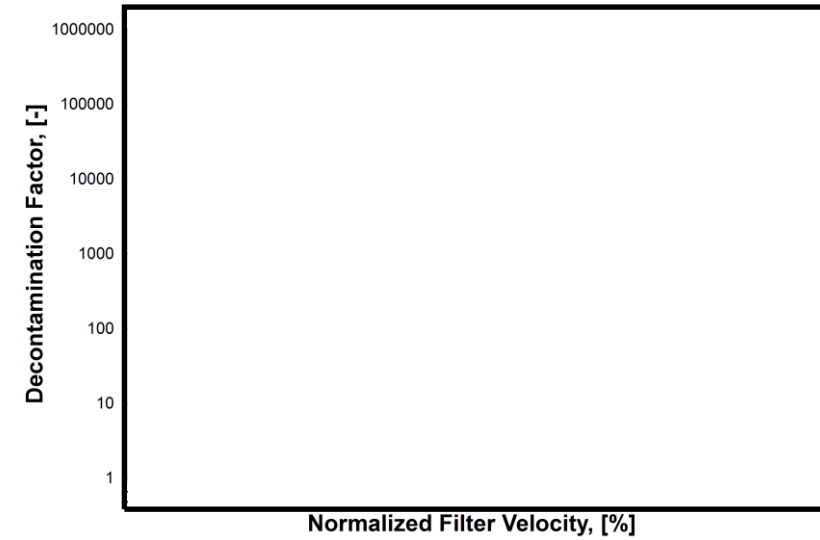
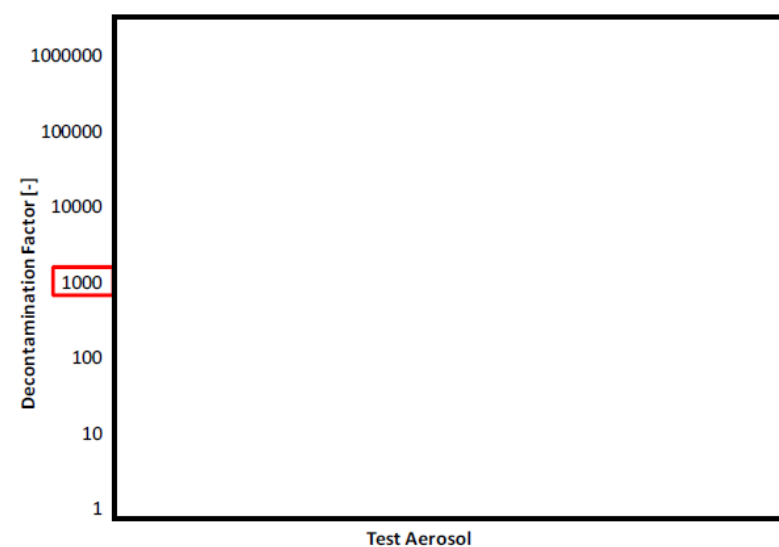


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾル粒径

図 3.3.2-3 に試験用エアロゾル (エアロゾル粒径) 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の大小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ておらず、いずれの試験結果においても要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

ウェットウェルベントの際にフィルタ装置内に流入するエアロゾルの粒径分布の質量中央径は と小さい粒径となることが想定されるが、試験用エアロゾルとして質量中央径が同等である を使用していることから、フィルタ装置 (スクラバ容器) は想定されるエアロゾル粒径に対して十分な性能を示していると評価できる。



第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

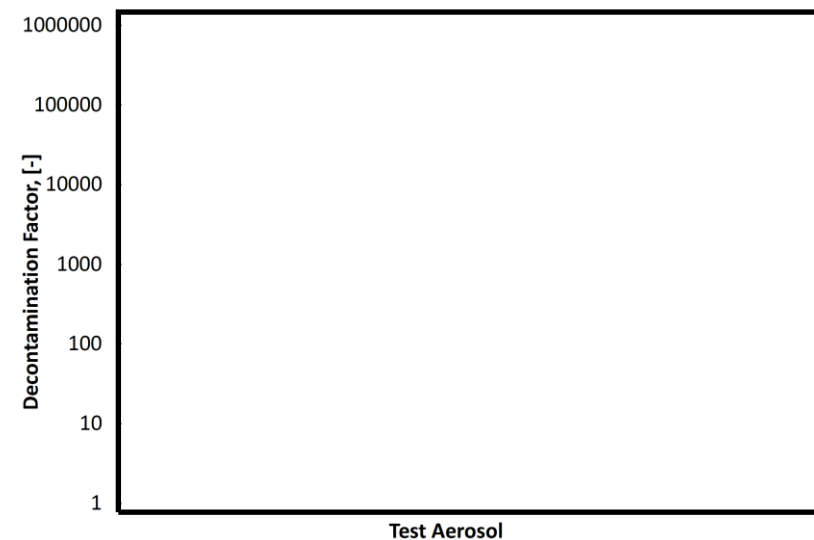


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

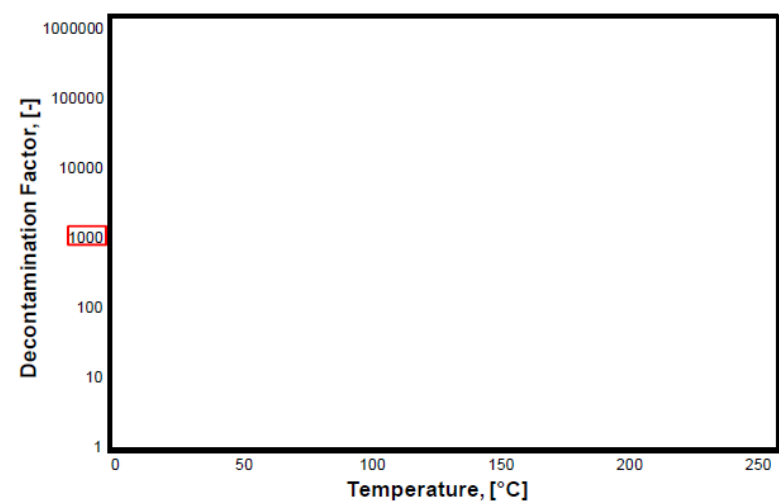
第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

したがって、ガス温度の運転範囲 に対して、フィルタ装置はガス温度に対して十分な性能を示していると言える。

(3) ガス温度

図 3.3.2-4 にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。ガス温度によらず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることが分かる。

したがって、ガス温度の運転範囲 に対して、フィルタ装置は十分な性能を示していると評価できる。



第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

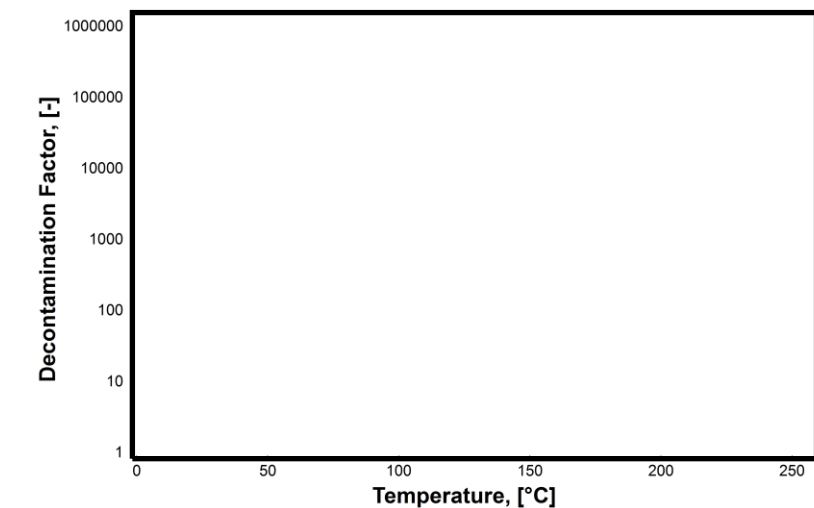
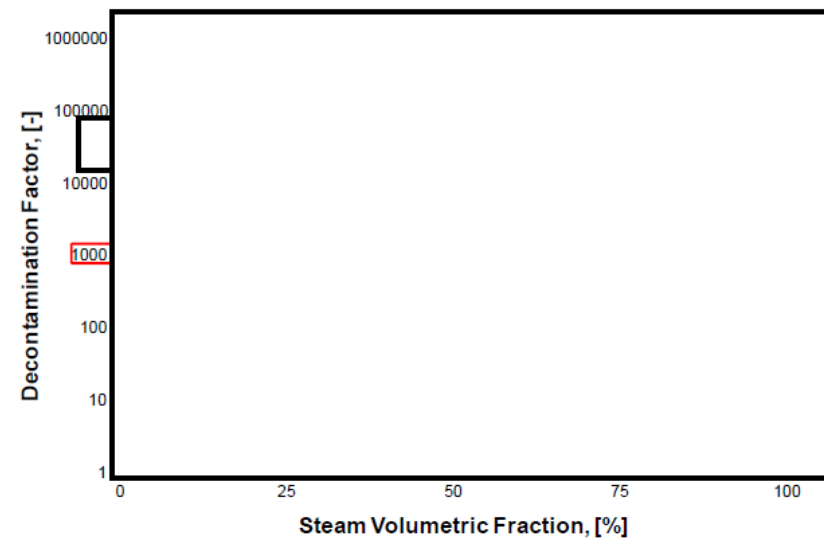


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

(4) ガス蒸気割合

第3.3.2-5図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DF1,000以上を満足していることがわかる。

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。



第3.3.2-5図 蒸気割合に対する除去係数

第3.3.2-1表 エアロゾル [] 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m³/h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m³)	Total Removal Efficiency (%)
[]							

(4) 蒸気割合

図3.3.2-5に蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。蒸気割合によらず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上を満足していることが分かる。

ベントガスは蒸気が支配的になるが、ベントガスには窒素や水素といった非凝縮性ガスが含まれるため、蒸気割合による除去性能への影響を確認したが、試験結果ではその影響は認められず、フィルタ装置は、蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

蒸気割合の運転範囲 [] は性能検証試験範囲内であり、フィルタ装置(スクラバ容器)は想定される蒸気割合に対して十分な性能を示していると評価できる。

なお、一般に蒸気割合が大きいほど、ガスの凝縮効果が見込まれDFが大きくなることが考えられるが、0vol%の蒸気割合においても性能検証試験結果は要求性能を上回っており、フィルタ装置(スクラバ容器)は蒸気割合によらず十分な性能を示していると評価できる。

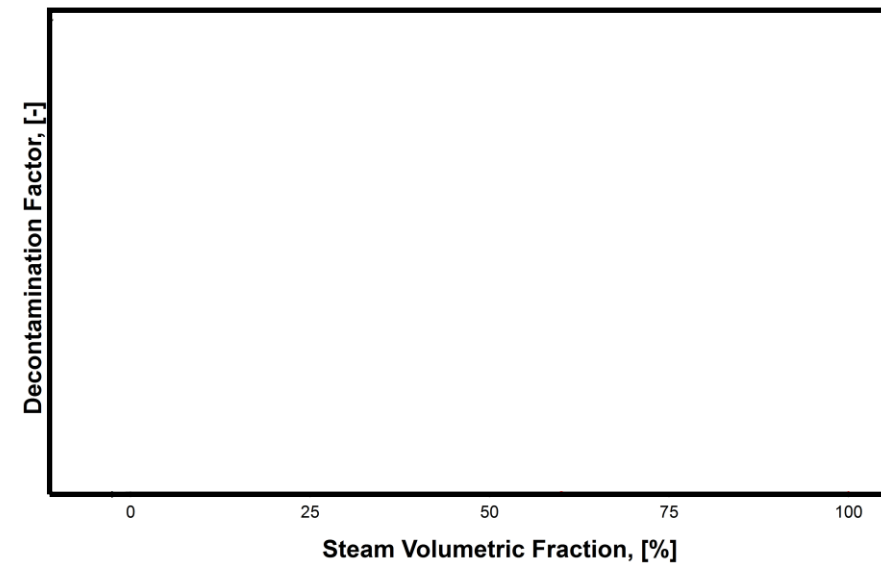


図3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

表3.3.2-1 エアロゾル [] 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m³/h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m³)	Total Removal Efficiency (%)
[]							

・記載方針の相違

第 3.3.2-2 表 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-2 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

第 3.3.2-3 表 エアロゾル 除去性能試験結果

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-3 エアロゾル 除去性能試験結果 (1/2)

Test-No.	Test Aerosol	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)	Total Removal Efficiency (%)

表 3.3.2-4 エアロゾル 除去性能試験結果 (2/2)

Test-No.	Gas Composition	Gas Flow (m ³ /h)	Pressure (bar abs)	Total Removal Efficiency (%)	Test Aerosol	Contaminated Gas Concentration (mg/m ³)

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ (スクラビング水) 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、「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3-1 図に、スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラビング水が の状態においても設計条件である除去効率 99% (DF100) 以上を満足していることがわかる。

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、よう素除去部でも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価

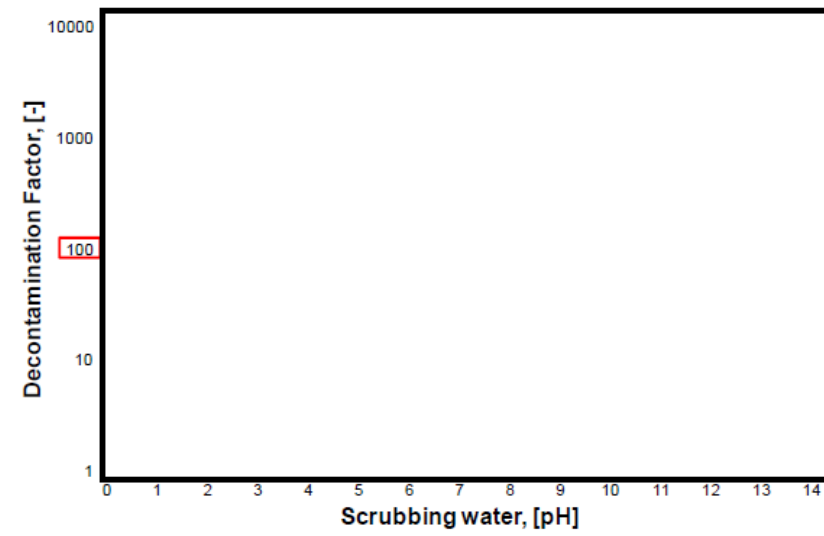
(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去

JAVA 試験における無機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-1 に示す。ベンチュリスクラバにおける無機よう素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パラメータであるスクラビング水の pH に対する無機よう素の除去係数を図 3.3.3-1 に示す。試験を実施した全域にわたって DF100 以上を満足していることがわかる。

スクラビング水の pH が低い場合は、無機よう素の DF が低くなる傾向が確認されているが、系統待機時のスクラビング水の pH は に維持し、ベント時においてもアルカリ性を維持することから要求される性能を満足できると評価される。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ反応しやすいため、銀ゼオライトフィルタでも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバに銀ゼオライトフィルタを組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

・記載方針の相違



第 3.3.3-1 図 pHに対する無機よう素除去係数

第 3.3.3-1 表 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

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

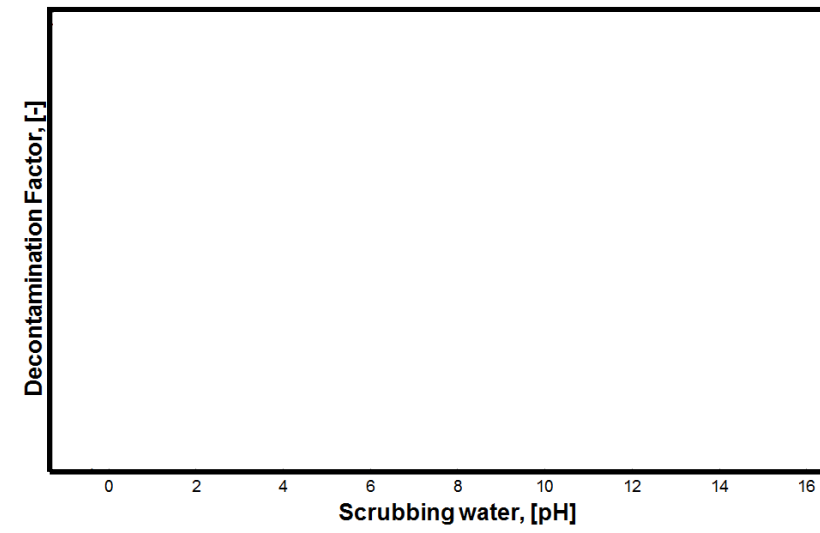


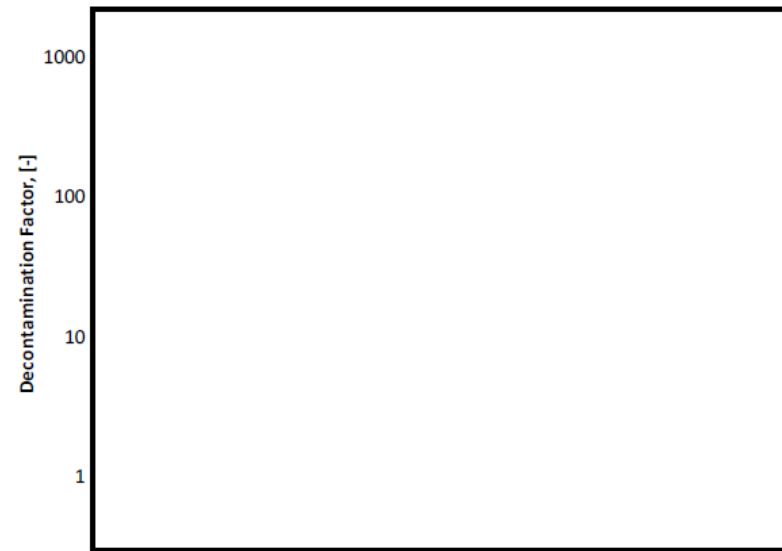
図 3.3.3-1 pHに対する無機よう素の除去係数

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

Test-No.	Pressure (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (m ³ /h)	Gas Composition	Scrubbing Water (pH)	Removal Efficiency (%)

(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第 3.3.3-2 表に示す。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第 3.3.3-2 図に示す



第 3.3.3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

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。



(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去

a. 有機よう素の除去

JAVA PLUS 試験における有機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-2 に示す。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。

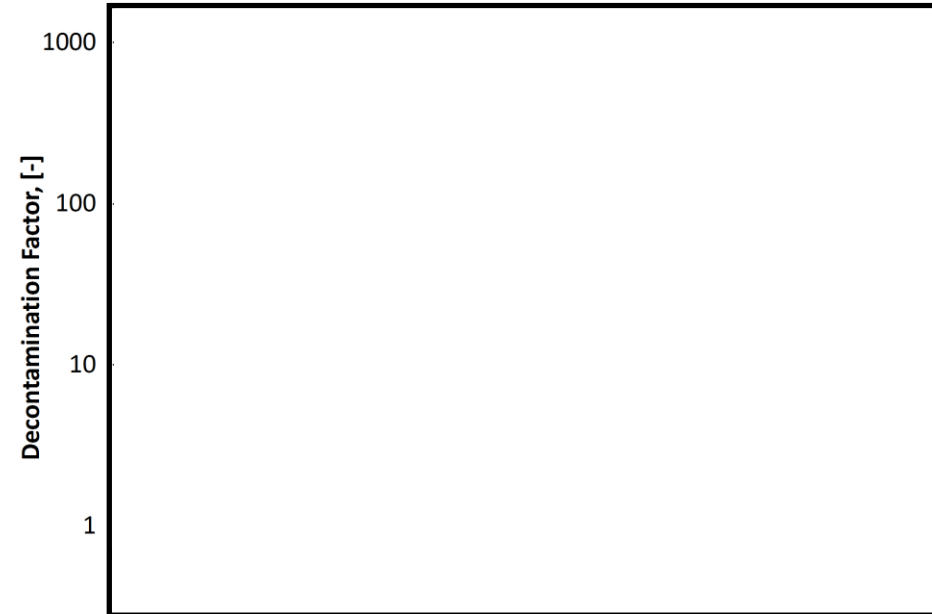
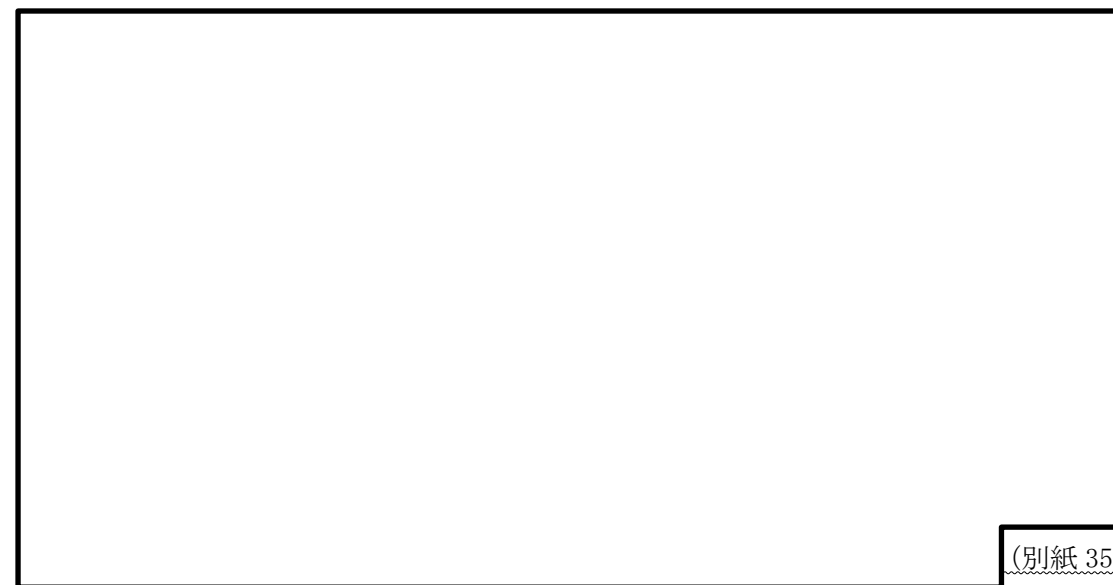


図 3.3.3-2 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、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。



(別紙 35)



第 3. 3. 3-3 図 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

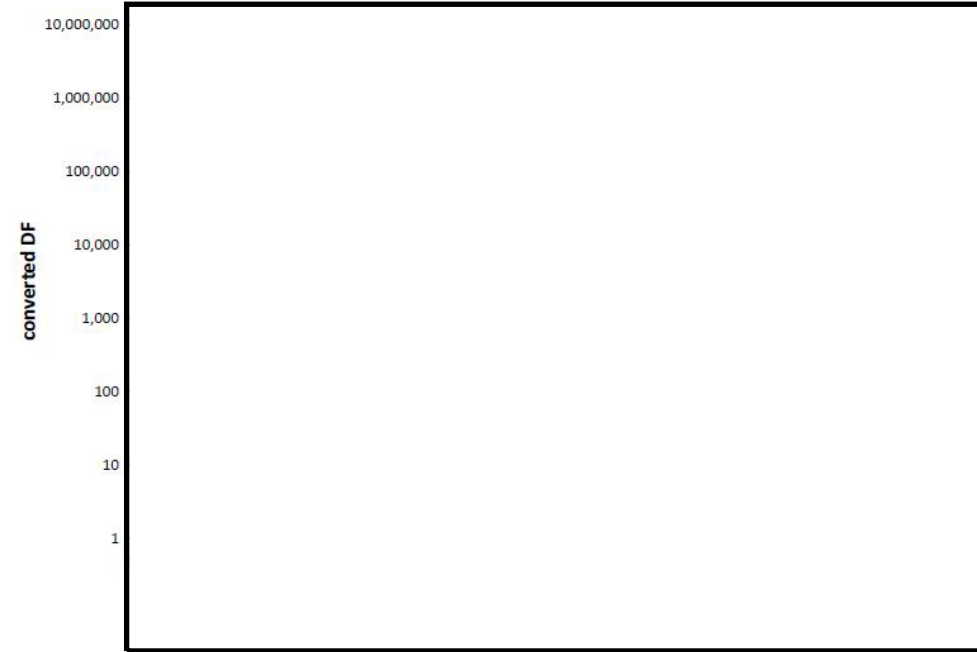


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

第3.3.3-2表 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol. %)		Removal Efficiency (%)

表3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果

Test-No.	VSV inlet Pressure (bar abs)	Pressure in the M/S (bar abs)	Temp. (°C)	Gas Flow (kg/s)	Gas Composition (Steam:Air) (vol. %)		Removal Efficiency (%)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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部</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。スクラビング水の水面近傍には、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> <div data-bbox="240 1276 1270 1549" style="border: 1px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <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。(別紙9)</p> <p>b. 金属フィルタ部</p> <p>(a) 想定する状態</p>	<p>3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項</p> <p>フィルタ装置を継続使用の際、粒子状放射性物質(エアロゾル)の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。(別紙36)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・粒子状放射性物質(エアロゾル)の再浮遊 ・金属フィルタの閉塞 <p>また、ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。(別紙37, 別紙38)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス状放射性よう素の再揮発 ・銀ゼオライトフィルタの吸着飽和 <p>なお、フィルタ装置に移行してくるエアロゾル、ガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響は小さいと評価している。(別紙11)</p> <p>また、フィルタ装置上流配管の内面に付着する放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮しても、配管の構造健全性に与える影響は小さいと評価している。(別紙19)</p> <p>(1) 粒子状放射性物質(エアロゾル)の再浮遊</p> <p>a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置(スクラバ容器)下流側に放出されることが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>フィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバの後段に金属フィルタが設置されている。この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの液滴を除去するための機構(プレフィルタ、湿分分離機構)及びドレンをスクラビング水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液滴はメインフィルタに到達する前に除去される。また、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、これはメインフィルタにて捕集される。</p> <p>以上のとおり、フィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。(別紙36)</p> <p>b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊</p> <p>(a) 想定する状態</p> <p>金属フィルタにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="154 220 1193 409" style="border: 1px solid black; height: 90px; width: 100%;"></div> <p>(b) 影響評価 <u>金属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。（別紙9）</u></p> <p>(2) ガス状放射性よう素の再揮発 a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発 (a) 想定する状態 <u>フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水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。</u></p> <p>(b) 影響評価 <u>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、スクラビング水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、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。（別紙10）</u> <u>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。</u></p> <p>b. <u>よう素除去部における放射性よう素の再揮発</u> (a) 想定する状態 <u>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。よう素除去部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。</u></p>	<p>これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価 <u>金属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、原子炉格納容器を不活性化するための窒素ガス等によって冷却される。また、ベント停止後において、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等により冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対して十分に低く抑えることができる。（別紙36）</u></p> <p>(2) ガス状放射性よう素の再揮発 a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発 (a) 想定する状態 <u>気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中へ再揮発することが考えられる。</u> <u>さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。</u></p> <p>(b) 影響評価 <u>アルカリ性環境下では、スクラビング水中に存在する無機よう素が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。（別紙37）</u> <u>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。</u> <u>また、スクラビング水には が添加されており、重大事故時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。</u></p> <p>b. <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発</u> (a) 想定する状態 <u>ゼオライトからのよう素の脱離反応は、400℃以上の高温状態において、数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。炉心損傷後のベント時には、水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状</u></p>	<p>・評価方針の相違 島根2号炉は、スクラビング水から発生する蒸気を冷却源として期待していない</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

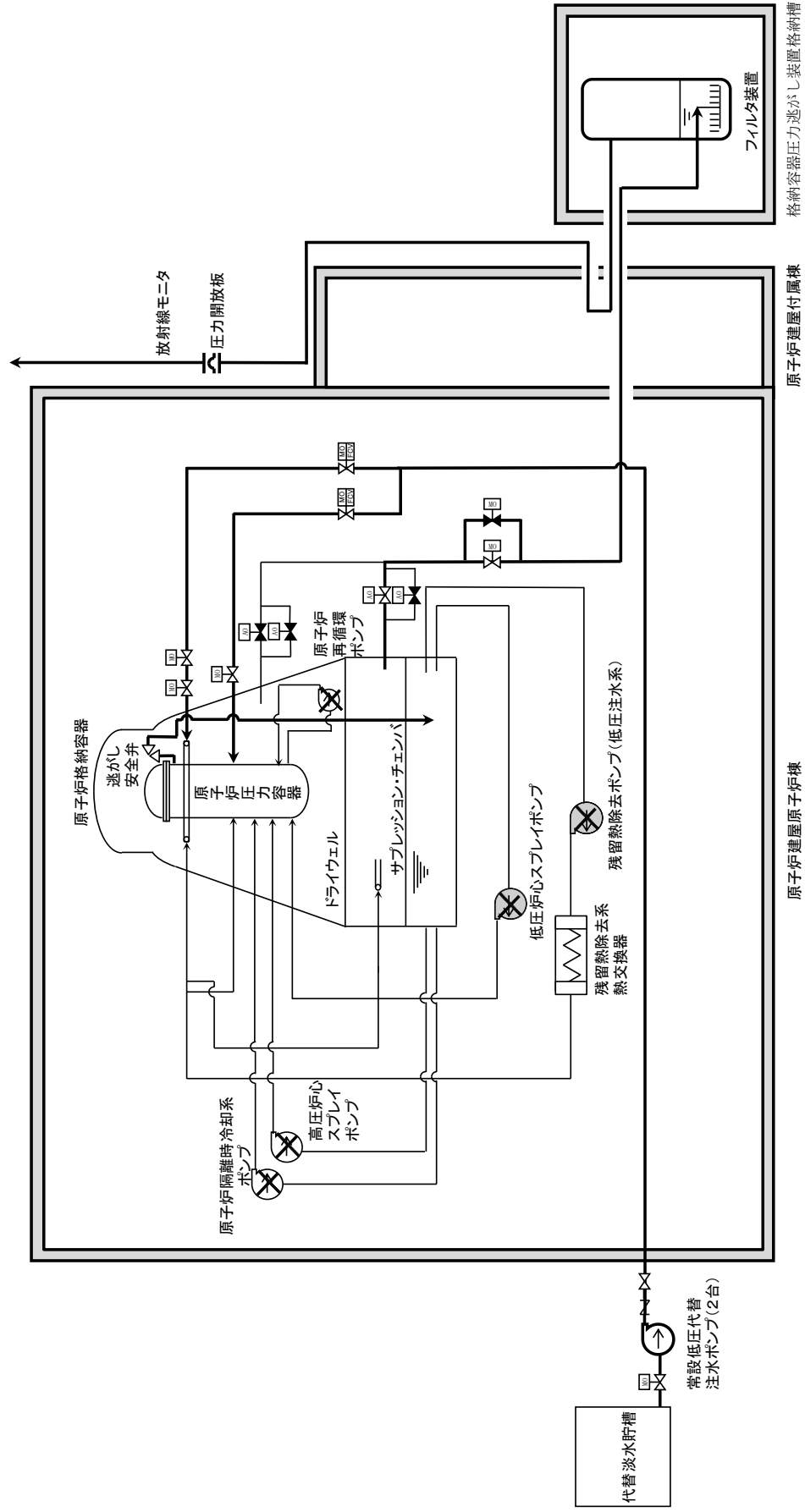
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 影響評価</p> <p>水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。</p> <p>また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発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。(別紙11)</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、<u>溶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フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。</u></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> <div data-bbox="213 1276 1282 1411" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 100%;"></div> <p>(別紙9)</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>スクラビング水に含まれる の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。(別紙10)</p>	<p>放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合、捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価</p> <p>銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスによって冷却される。また、ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等によって冷却されるが、<u>窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃以上)に対して十分低く抑えることができる。(別紙38)</u></p> <p>(3) 金属フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置(スクラバ容器)に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。</u></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>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量は、金属フィルタの設計負荷量に対して十分小さいことから、閉塞が発生することはない。(別紙36)</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>スクラビング水に含まれる の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはない。(別紙37)</p>	<p>備考</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、窒素ガスを冷却源として期待していない評価も実施している</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) <u>よう素除去部の容量減少</u></p> <p>a. 想定する状態 <u>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。</u></p> <p>b. 影響評価 <u>よう素除去部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、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。(別紙11)</u></p> <p>(6) <u>ベント時に生じるスウェリングによるよう素除去部への影響</u></p> <p>a. 想定する状態 <u>スクラビング水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、スクラビング水の水位は通常待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなり、スクラビング水の温度による除去性能に影響することが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価 <u>ベントガスの温度はベンチュリスクラバ(スクラビング水)を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられ、よって、スクラビング水と接するよう素除去部の外壁はスクラビング水から入熱されるため、よう素除去部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。(別紙14)</u></p>	<p>(5) <u>銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</u></p> <p>a. 想定する状態 <u>銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価 <u>銀ゼオライトフィルタに移行するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着容量に対して十分小さいことから、吸着飽和に達することはない。(別紙38)</u></p>	<p>・設備の相違 島根2号炉のベンチュリスクラバ及び金属フィルタとよう素フィルタは、別の容器で構成しているため、スクラビング水のスウェリングによる影響はない</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 運用方法</p> <p>4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。</p> <p>以下に、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の操作手順の概要について示す。</p> <p>4.1.1 炉心が損傷していない場合</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用して事象を収束させている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） ・ <u>原子炉冷却材喪失時注水機能喪失（中小破断LOCA）</u> <p>3ケース全てにおいて、<u>格納容器圧力が310kPa [gage]（最高使用圧力：1Pd）に到達した場合に格納容器圧力逃がし装置</u>を使用するケースであり、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の操作方法に相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。</p>	<p>4. 運用方法</p> <p>4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>は、想定される重大事故等の拡大を防止するための設備であり、有効性評価の各事故シーケンスにおいても、事象の収束に本設備の機能に期待している。</p> <p>以下に、<u>格納容器フィルタベント系</u>の使用に係る有効性評価の事故シーケンス及び<u>格納容器フィルタベント系</u>の操作手順の概要について示す。</p> <p>4.1.1 炉心が損傷していない場合</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、以下の3ケースにおいて最終ヒートシンクへ熱を輸送（除熱）するために、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用して事象を収束させている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） ・ <u>LOCA時注水機能喪失</u> <p>3ケース全てにおいて、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m</u>に到達した場合に<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用するケースであり、<u>格納容器フィルタベント系</u>の操作方法に相違はないため、代表例として、高圧・低圧注水機能喪失の概要を以下に示す。</p>	<p>・ 運用の相違</p> <p>・ ベント実施基準の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要</p> <p>給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、<u>低圧代替注水系（常設）</u>を起動し、事象発生から <u>25分後</u>には手動操作で逃がし安全弁 <u>7個（自動減圧機能）</u>を開き原子炉を減圧することによって、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉の減圧を開始すると、逃がし安全弁（<u>自動減圧機能</u>）からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、<u>低圧代替注水系（常設）</u>からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。</p> <p><u>格納容器圧力が 279kPa [gage] に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器スプレイを <u>130m³/h</u>にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、<u>サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために</u>、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 <u>±6.5m</u>に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、事象発生約 28 時間後に <u>サブプレッション・チェンバ圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で</u>、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベントを実施する。</p> <p>有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を第 4.1.1-1 図、系統概要図を第 4.1.1-2 図、格納容器圧力及び温度の推移を第 4.1.1-3 図及び第 4.1.1-4 図に示す。</p>	<p>(1) 有効性評価における「高圧・低圧注水機能喪失」の概要</p> <p>給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）設定点に到達することにより、原子炉はスクラムする。その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉水位の低下が継続するため、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>を起動し、事象発生から <u>30分後</u>には手動操作で<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁 6個</u>を開き原子炉を減圧することによって、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉の減圧を開始すると、<u>自動減圧機能付き逃がし安全弁</u>からの冷却材の流出によって原子炉水位の低下が進み、炉心の一部は露出するが、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>からの原子炉注水によって原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が逃がし安全弁から格納容器内に放出されるが、崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。</p> <p><u>格納容器圧力が 384kPa [gage] に到達した時点で</u>、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による格納容器スプレイを <u>120m³/h</u>にて実施することにより格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>は、外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が徐々に上昇することから、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位 <u>+約 1.3m</u>に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、<u>格納容器フィルタベント系</u>によるベントを実施する。</p> <p>有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失）のシナリオの概要を図 4.1.1-1、系統概要図を図 4.1.1-2、格納容器圧力及び温度の推移を図 4.1.1-3 及び図 4.1.1-4 に示す。</p>	<p>・解析条件の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2号炉は、格納容器スプレイの停止基準について、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没防止を目的に定めていない。</p> <p>・運用の相違</p> <p>ベント実施基準の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>解析上の時間</p> <p>(0秒)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">給水流量全喪失</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉水位低 (レベル3) 設定点到達</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉スクラム</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点到達</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">高压注水系機能喪失判断</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压注水系機能喪失判断</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压代替注水系 (常設) の起動</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(25分後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">逃がし安全弁7個 (自動減圧機能) による 原子炉減圧開始</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压代替注水系 (常設) による原子炉注水開始 炉心冠水</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">格納容器圧力 279kPa [gage] 到達 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の起動</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">サプレッション・プール水位 通常水位+約5.5m 到達にてベント準備操作開始</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達にて代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設) の停止</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(約28時間後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント</div> <p>第4.1.1-1図 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要</p>	<p>解析上の時間</p> <p>(0秒)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">給水流量全喪失</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉水位低 (レベル3) 設定点到達</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉スクラム</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点到達</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">高压注水系機能喪失判断</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压注水系機能喪失判断</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(10分後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">常設代替交流電源設備の起動</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压原子炉代替注水系 (常設) の起動</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(30分後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">自動減圧機能付き逃がし安全弁6個による 原子炉減圧開始</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">低压原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉注水開始 炉心冠水</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(約22時間後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">格納容器圧力 384kPa [gage] 到達 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の起動</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">サプレッション・プール水位 通常水位+約1.3m 到達にて格納容器 代替スプレイ系 (可搬型) の停止</div> <div style="text-align: center;">↓</div> <p>(約30時間後)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px; text-align: center;">格納容器フィルタベント系による格納容器ベント</div> <p>図4.1.1-1 高压・低压注水機能喪失の重要事故シーケンスの概要</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違</p>



第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

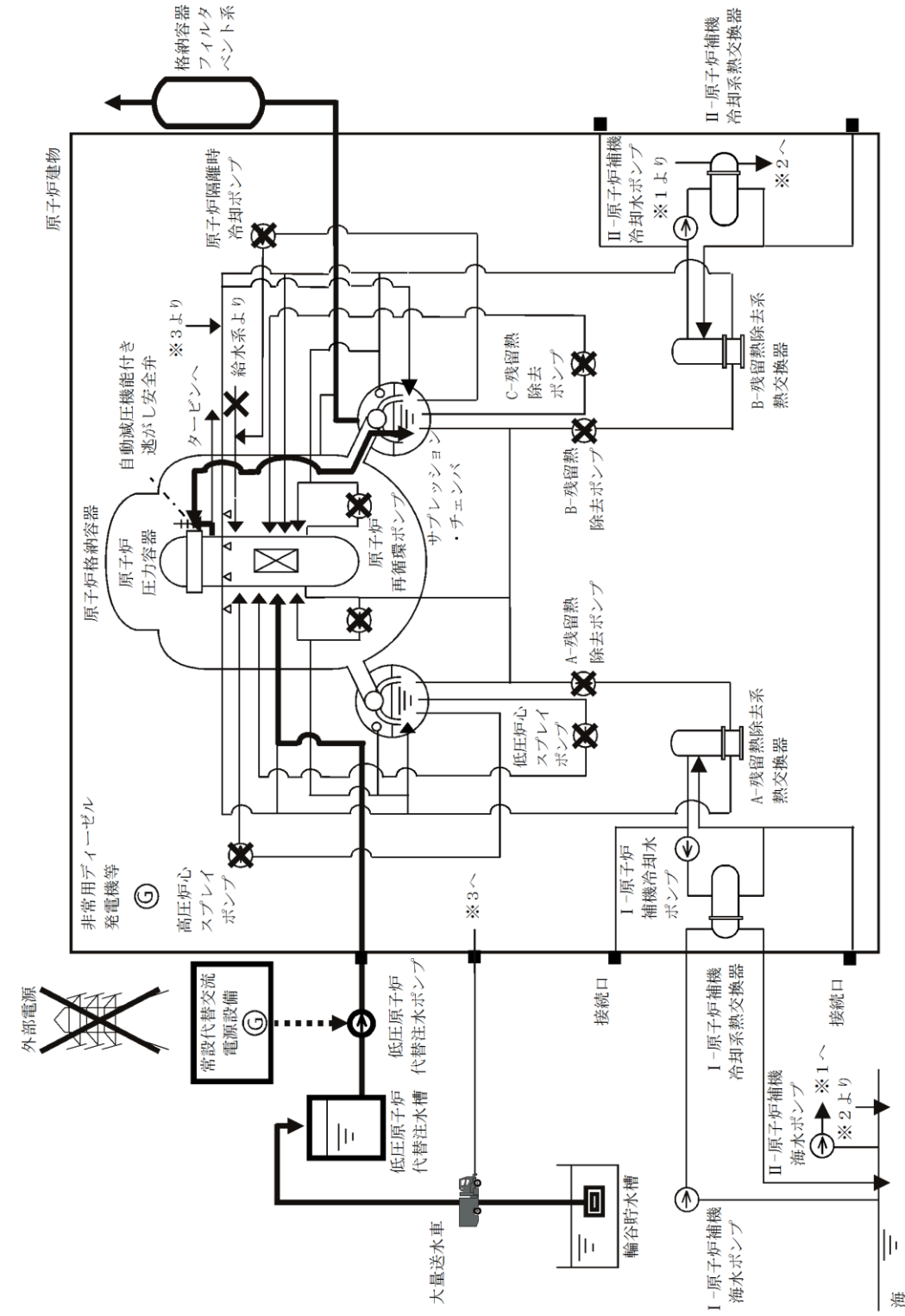
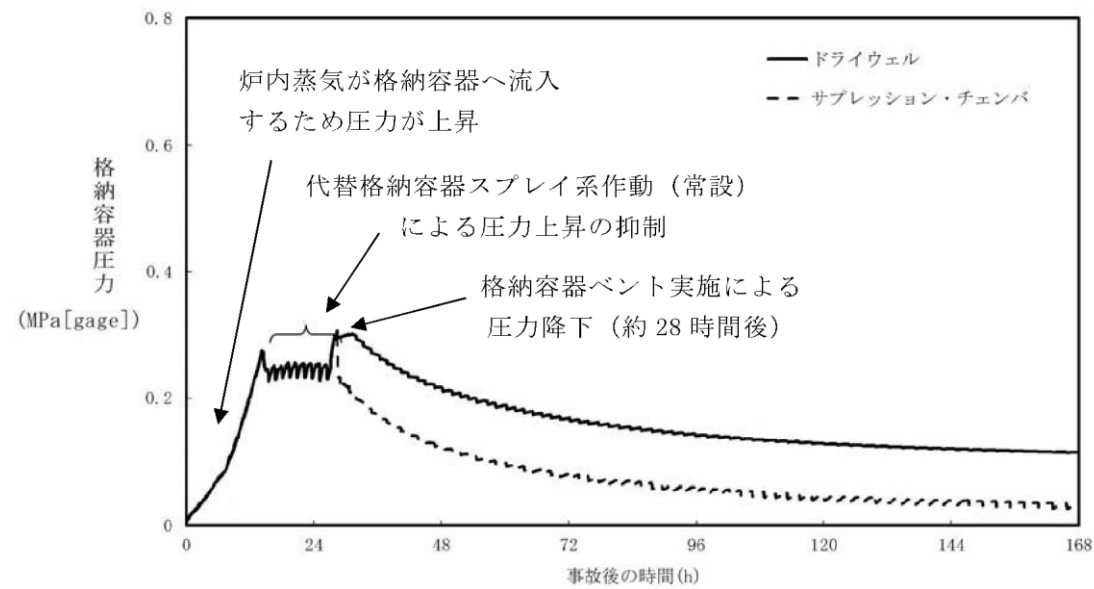


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

・解析条件の相違による使用設備の相違



第 4.1.1-3 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移

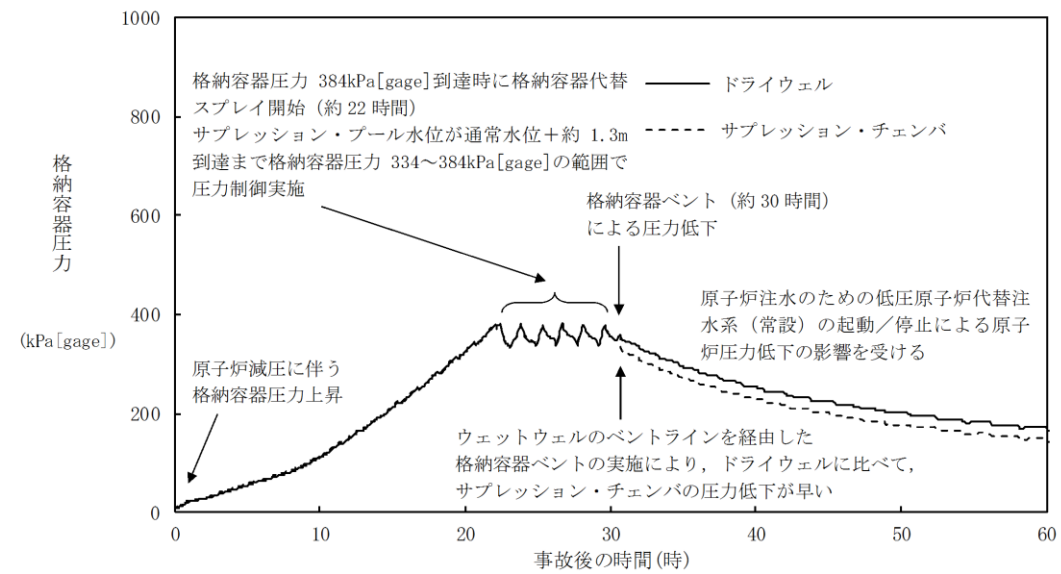
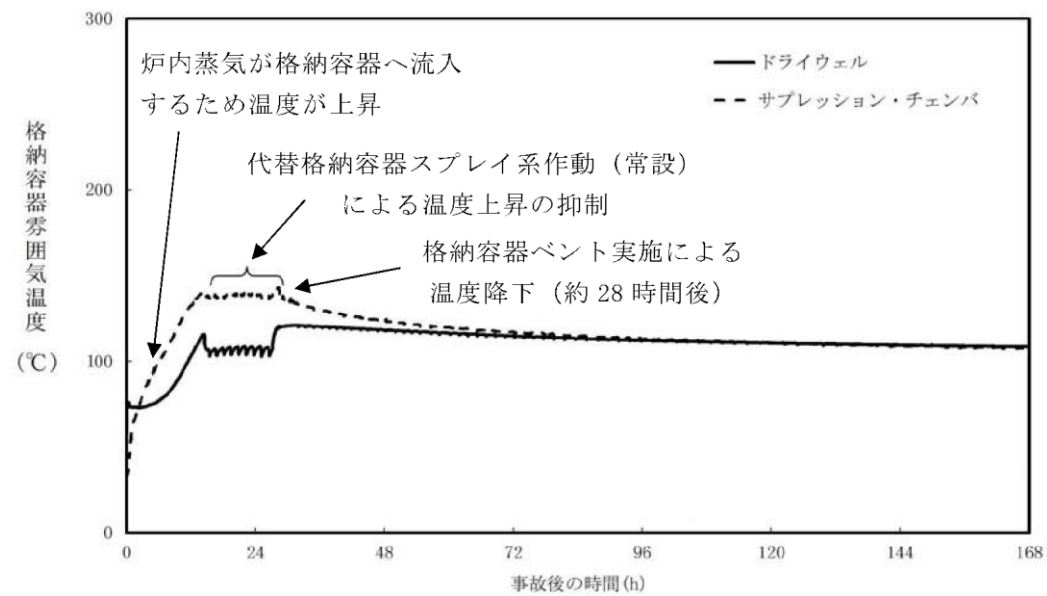


図 4.1.1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



第 4.1.1-4 図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

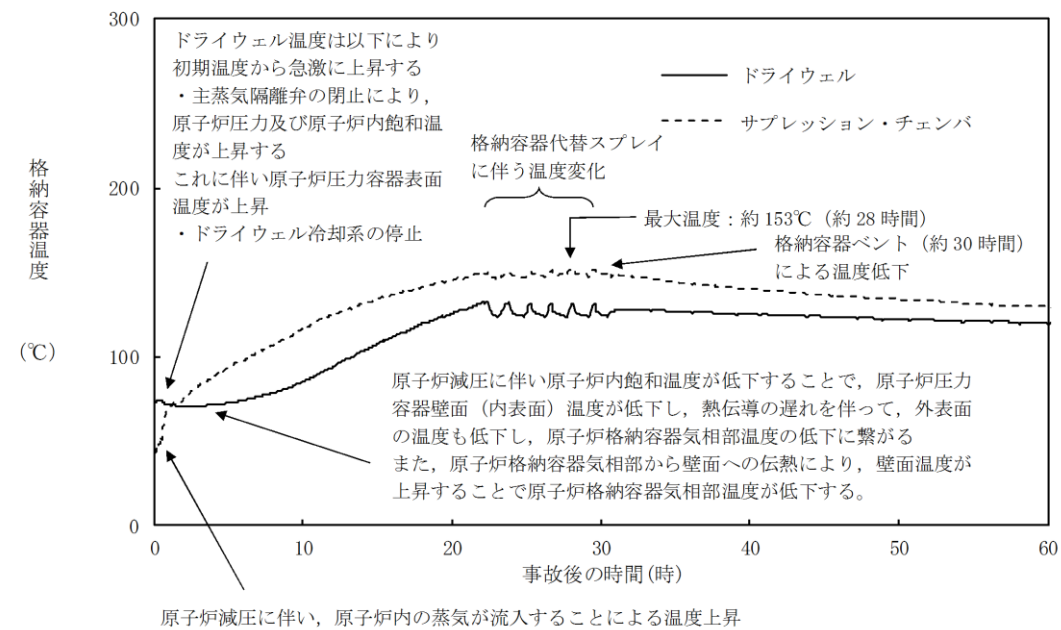


図 4.1.1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

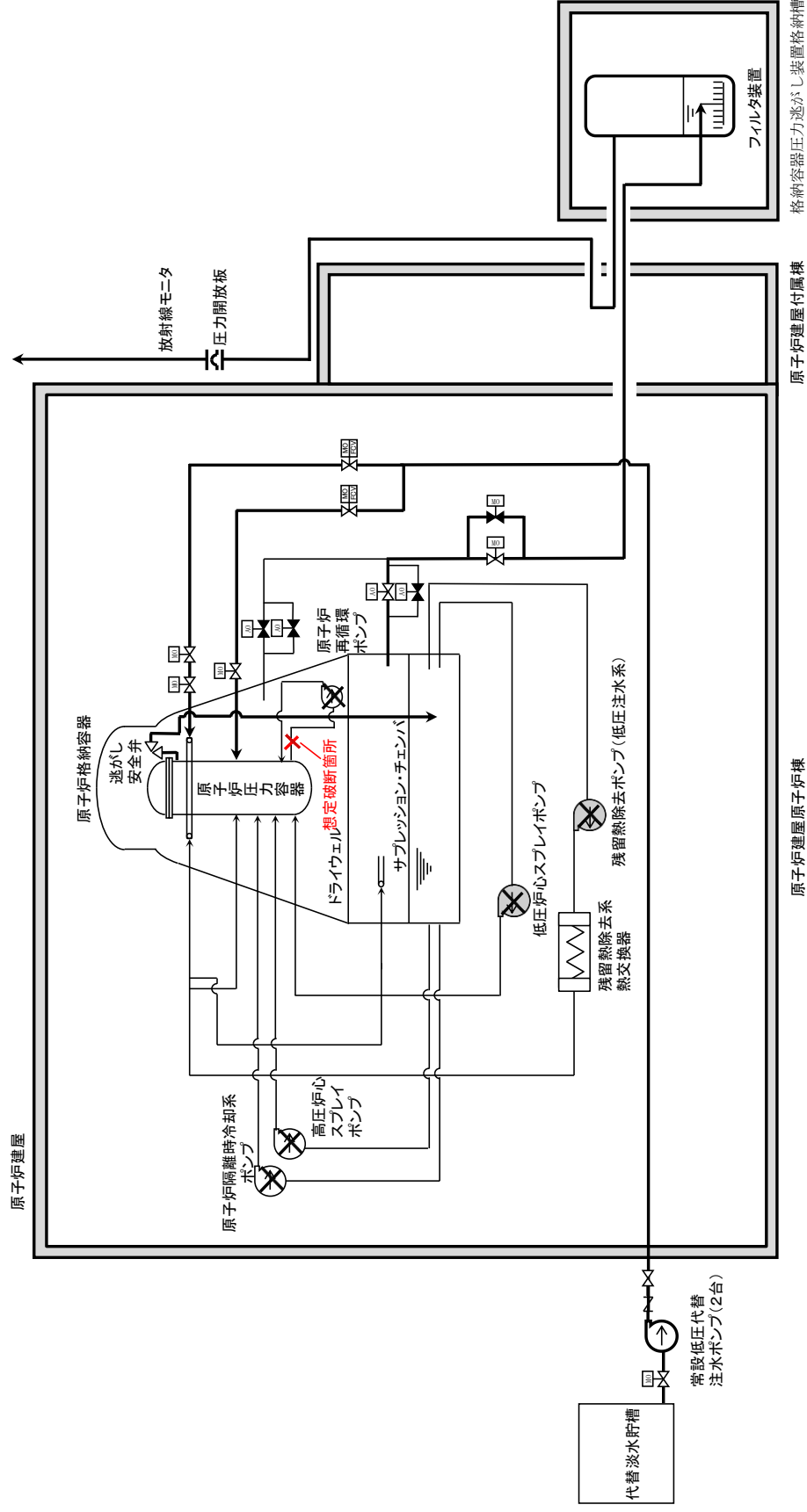
・評価条件等による解析結果の相違

・評価条件等による解析結果の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>4.1.2 炉心が損傷している場合</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「<u>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）</u>」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用して事象を収束させている。</p> <p>以下に、「<u>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）</u>」の概要について示す。</p> <p>なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、第 4.1.2-1 表に示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。</p> <p>さらに、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>のフィルタ効果に期待する場合は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。</p> <p style="text-align: center;"><u>第 4.1.2-1 表 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量</u></p> <table border="1" data-bbox="246 877 1184 1094"> <thead> <tr> <th rowspan="2">炉内蓄積量 (TBq)</th> <th colspan="2">ベント時の大気への放出量 (TBq)</th> </tr> <tr> <th>フィルタの効果を考慮しない場合</th> <th>フィルタの効果を考慮する場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 4.4×10^5</td> <td>約 0.11</td> <td>約 0.11×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 有効性評価における「<u>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）</u>」の概要</p> <p>大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 <u>4分</u>後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から <u>25分</u>経過した時点で、常設代替交流電源設備である <u>常設代替高圧電源装置</u>からの電源供給により、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。<u>また、原子炉注水と同時に代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器温度の上昇を抑制する。</u></p> <p><u>原子炉注水及び格納容器スプレイの実施後約1時間で炉心が再冠水することに伴い過熱蒸気の発生が抑えられるため、格納容器スプレイを停止するが、格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。</u></p> <p>格納容器圧力が <u>465kPa [gage]</u>（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、格納容器スプレイ（<u>130m³/h の 465kPa [gage] ～400kPa [gage]</u> 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>は外部水源を使用するため、サプレッション・プール水位が徐々に上昇する。事象発生から約 <u>19時間</u>経過した</p>	炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)		フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合	約 4.4×10^5	約 0.11	約 0.11×10^{-3}	<p>4.1.2 炉心が損傷している場合</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」において、格納容器圧力及び温度を低下させるために、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用して事象を収束させている。</p> <p>以下に、「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」の概要について示す。</p> <p>なお、審査ガイドで確認が求められている Cs-137 に対しては、表 4.1.2-1 に示すとおり、ベントにより格納容器の健全性を確保する場合、放射性物質が炉内から大気へ放出される過程において、格納容器内における FP の自然沈着効果、サプレッション・プール水によるスクラビング効果等に期待でき、炉内内蔵量に対して大気への放出量は大幅に低減できる。</p> <p>さらに、<u>格納容器フィルタベント系</u>のフィルタ効果に期待する場合は、<u>格納容器フィルタベント系</u>のフィルタ効果に期待しない場合に比べて、大気への放出量をより一層低減できることが分かる。</p> <p style="text-align: center;"><u>表 4.1.2-1 Cs-137 の炉内蓄積量とベント時の大気への放出量</u></p> <table border="1" data-bbox="1317 877 2410 1094"> <thead> <tr> <th rowspan="2">炉内蓄積量 (TBq)</th> <th colspan="2">ベント時の大気への放出量 (TBq)</th> </tr> <tr> <th>フィルタの効果を考慮しない場合</th> <th>フィルタの効果を考慮する場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 3.2×10^5</td> <td>約 2.1</td> <td>約 2.1×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 有効性評価における「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」の概要</p> <p>大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 <u>5分</u>後に燃料被覆管温度が 1,000K に到達し、炉心損傷が開始されるが、事象発生から <u>30分</u>経過した時点で、常設代替交流電源設備である <u>ガスタービン発電機</u>からの電源供給により、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器は破損に至ることなく水位は回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>格納容器内に放出される蒸気により格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。</p> <p>格納容器圧力が <u>640kPa [gage]</u>（最高使用圧力の 1.5 倍）に達した時点で、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による格納容器スプレイ（<u>120m³/h の 640kPa [gage] ～588kPa [gage]</u> 間欠）を実施することで、格納容器圧力及び温度の上昇は緩和される。<u>格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）</u>は外部水源を使用するため、サプレッション・プール水位が徐々に上昇</p>	炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)		フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合	約 3.2×10^5	約 2.1	約 2.1×10^{-3}	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価結果の相違 ・解析結果の相違 ・解析条件の相違 ・運用の相違 島根 2 号炉は、流量バランスの管理性を考慮し、同時注水は実施しない ・炉型の違い 島根 2 号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違
炉内蓄積量 (TBq)		ベント時の大気への放出量 (TBq)																
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合																
約 4.4×10^5	約 0.11	約 0.11×10^{-3}																
炉内蓄積量 (TBq)	ベント時の大気への放出量 (TBq)																	
	フィルタの効果を考慮しない場合	フィルタの効果を考慮する場合																
約 3.2×10^5	約 2.1	約 2.1×10^{-3}																

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>時点で、<u>サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没を防止するために、サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+6.5mに到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。</u></p> <p>「<u>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）</u>」のシナリオの概要を第4.1.2-1図、系統概要図を第4.1.2-2図、格納容器圧力及び温度の推移を第4.1.2-3図及び第4.1.2-4図に示す。</p>	<p>する。事象発生から約32時間後に、<u>サブプレッション・プール水位計の指示値が通常水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施停止する。</u></p> <p>「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」のシナリオの概要を図4.1.2-1、系統概要図を図4.1.2-2、格納容器圧力及び温度の推移を図4.1.2-3及び図4.1.2-4に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 島根2号炉は、可搬型設備にて格納容器スプレイを実施する解析 ・運用の相違 島根2号炉は、格納容器スプレイの停止基準について、サブプレッション・チェンバのベント排気ラインの水没防止を目的に定めていない。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>解析上の時間</p> <p>(0秒) 大破断LOCA発生, 全交流動力電源喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉スクラム</p> <p>↓</p> <p>(約4分後) 炉心損傷開始</p> <p>↓</p> <p>常設代替交流電源設備からの電源供給</p> <p>↓</p> <p>(25分後) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 代替格納容器スプレイ系(常設)の起動</p> <p>↓</p> <p>過熱蒸気による格納容器温度の上昇抑制</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ系(常設)の停止</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力及び温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ系(常設)の作動(間欠スプレイ)</p> <p>↓</p> <p>サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達 ベント準備操作開始</p> <p>↓</p> <p>サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達 代替格納容器スプレイ系(常設)の停止</p> <p>↓</p> <p>(約19時間後) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント</p>	<p>解析上の時間</p> <p>(0秒) 大破断LOCA発生, 全交流動力電源喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉スクラム</p> <p>↓</p> <p>(約5分後) 炉心損傷開始</p> <p>↓</p> <p>常設代替交流電源設備からの電源供給</p> <p>↓</p> <p>(30分後) 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力及び温度の上昇</p> <p>↓</p> <p>(約27時間) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)の起動(間欠スプレイ)</p> <p>↓</p> <p>サプレッション・プール水位 通常水位+約1.3m 到達 格納容器代替スプレイ系(可搬型)の停止</p> <p>↓</p> <p>(約32時間後) 格納容器フィルタベント系による格納容器ベント</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 島根2号炉は, 可搬型設備にて格納容器スプレイを実施</p>
<p>第4.1.2-1 図「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u> (代替循環冷却系を使用できない場合)」のシナリオの概要</p> <p>図4.1.2-1「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u> (<u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>)」のシナリオの概要</p>		



第 4.1.2-2 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」
 における系統概要図

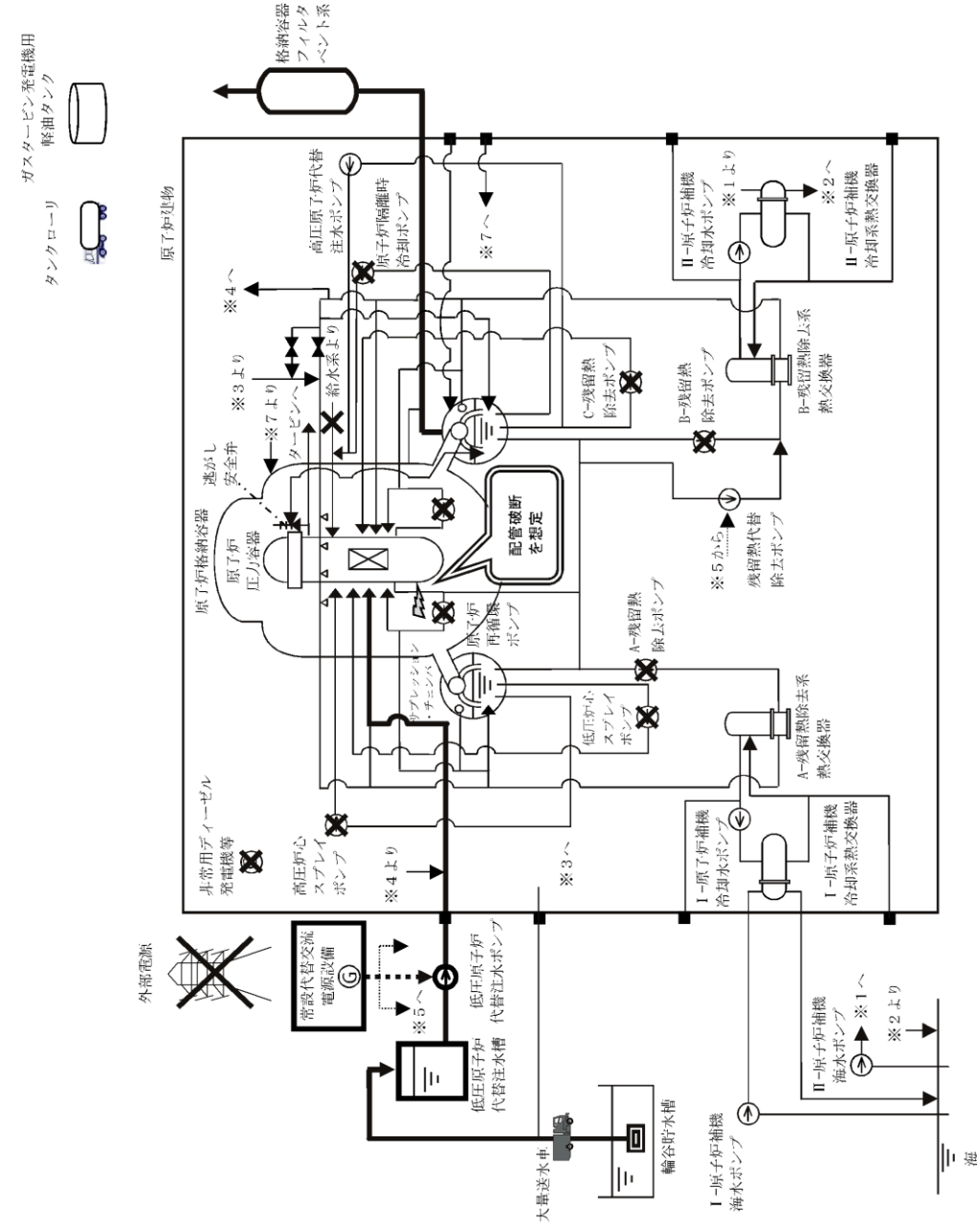
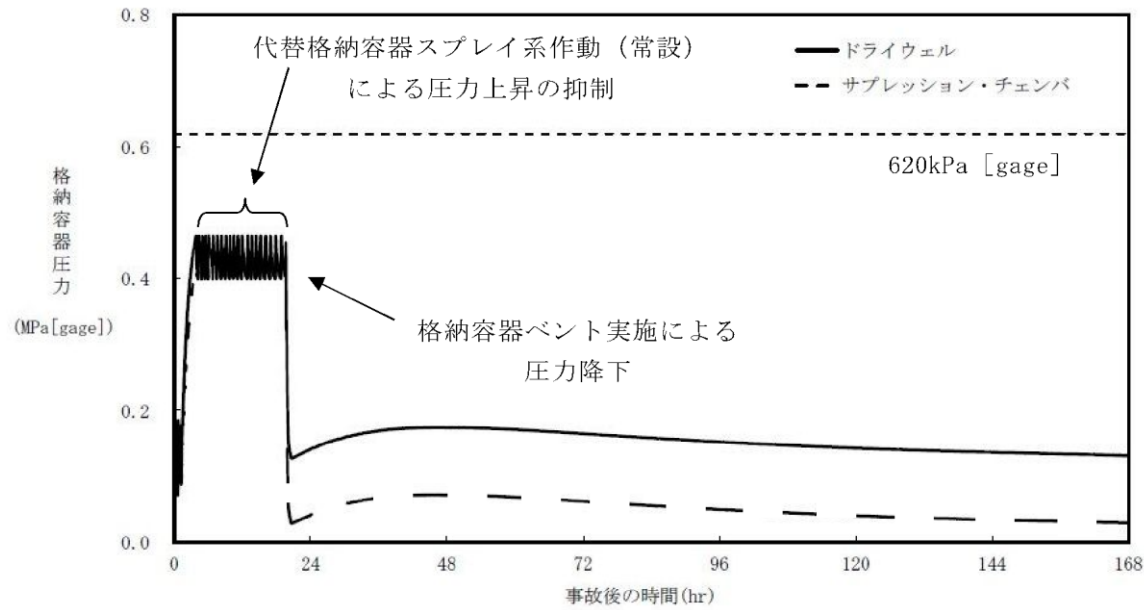


図 4.1.2-2 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」
 における系統概要図

・解析条件の相違による使用設備の相違



第 4.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移

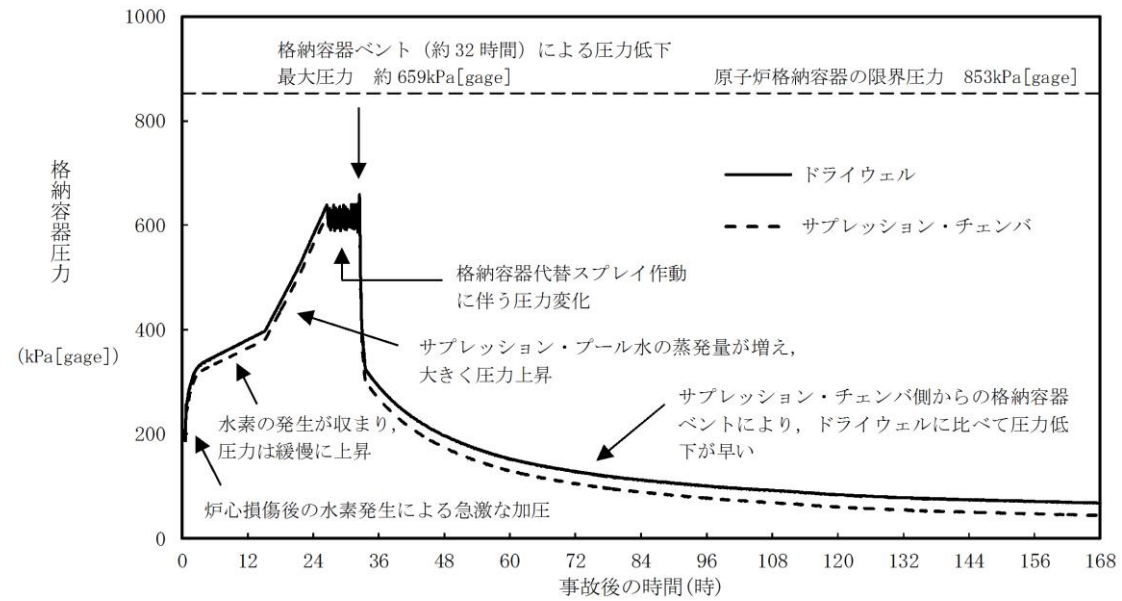
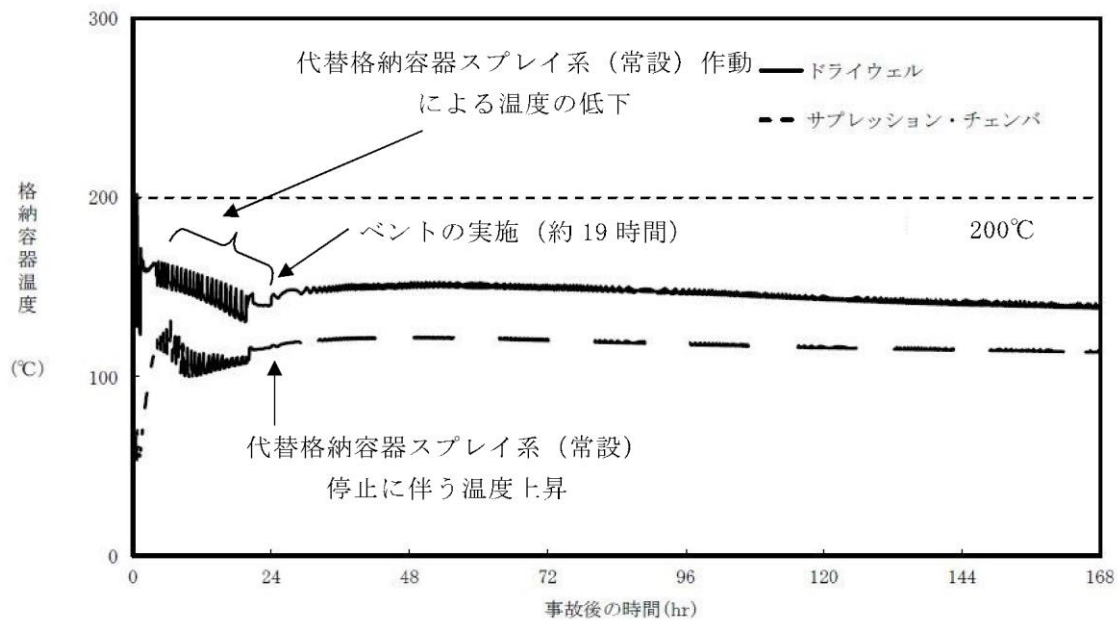


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器圧力の推移

・評価条件等による解析結果の相違



第 4.1.2-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

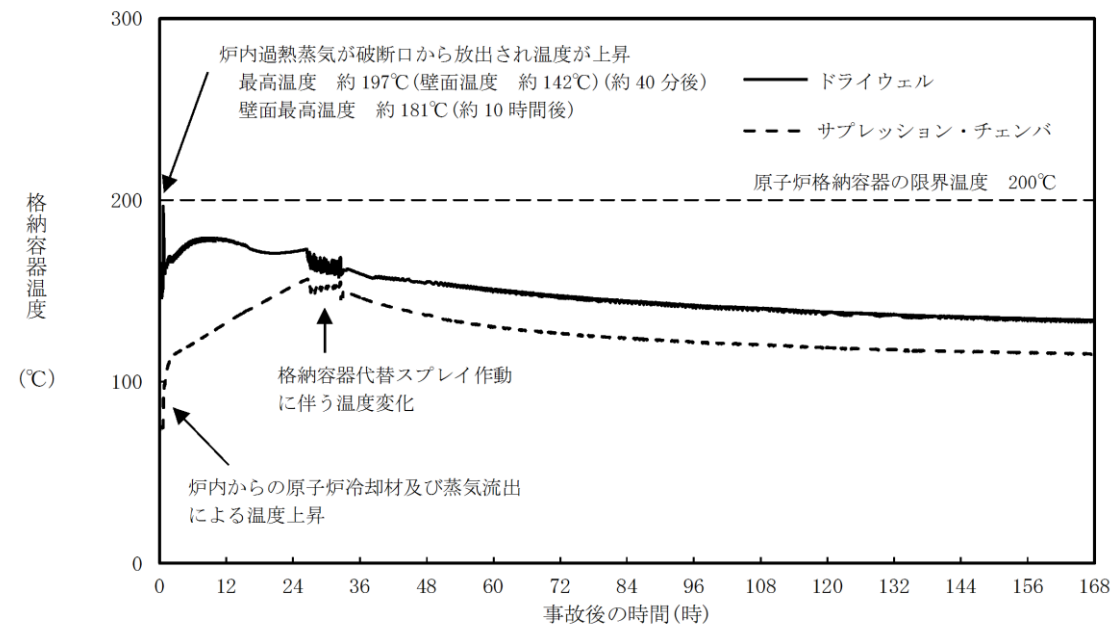
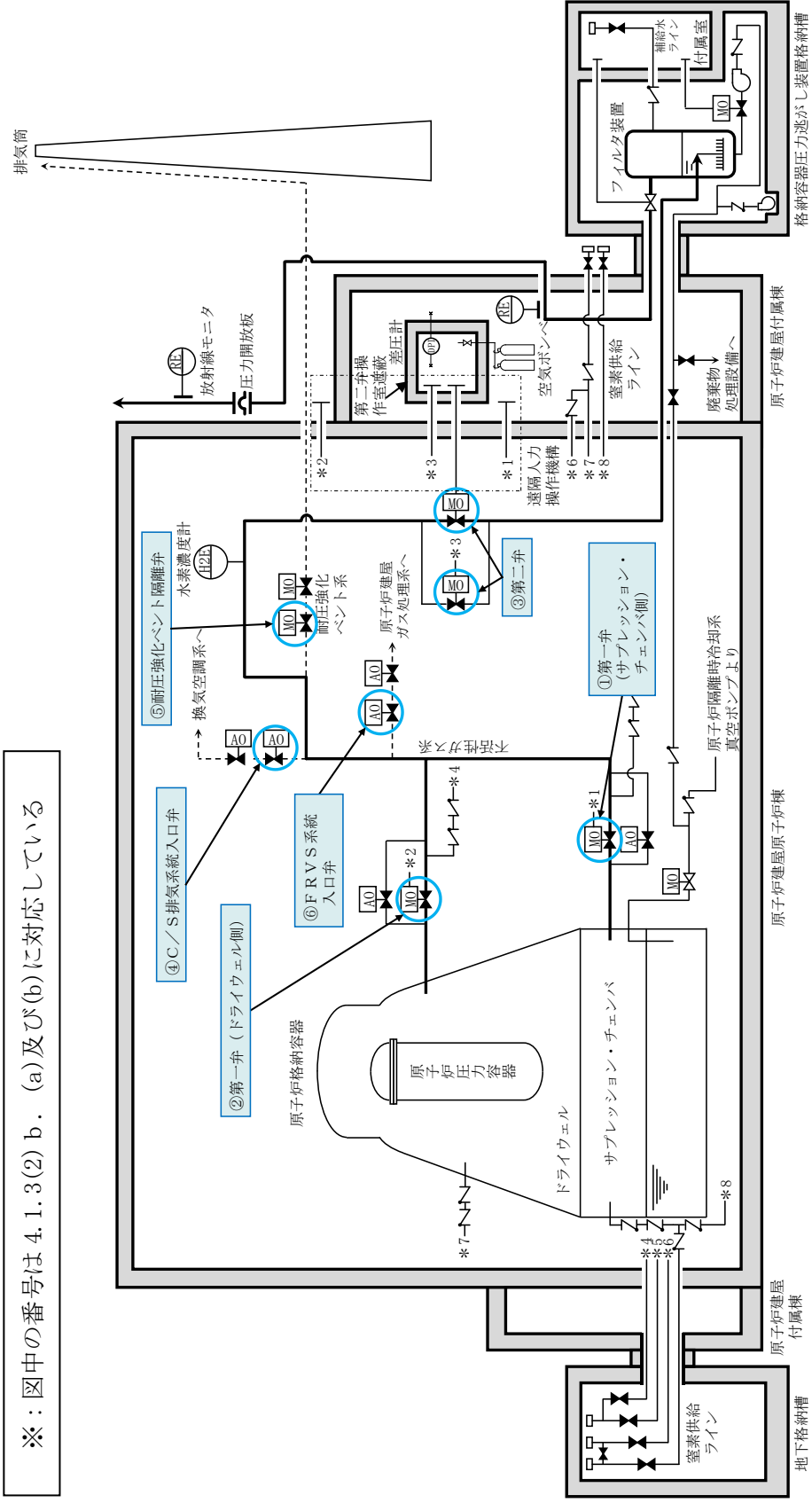


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器温度の推移

・評価条件等による解析結果の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4.1.3 <u>格納容器圧力逃がし装置操作手順について</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。（別紙37）</u></p> <p>ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。</p> <p><u>また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時に隔離する第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。</u></p> <p><u>なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁間の水素滞留を防止するためである。</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第4.1.3-1図に示す。</p>	<p>4.1.3 <u>格納容器フィルタベント系操作手順について</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系の放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する系統の2通りがあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。</u></p> <p>ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。</p> <p><u>また、ベント準備を含めたベント弁開操作は、以下を考慮し、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場の雰囲気線量を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。</u> ・<u>格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順</u> <u>機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。</u> ・<u>現場での手動操作時間を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。</u> <p><u>なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、格納容器バウンダリ範囲を通常時と同様にするためである。</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の系統概要図（操作対象箇所）を図4.1.3-1に示す。</p>	<p>・運用の相違 島根2号炉は、外部注水制限到達によりベントを実施するため、サブプレッション・チェンバ側ベントとドライウエル側ベントでタイミングが変わらない</p> <p>・設備及び運用の相違 島根2号炉は、第1弁、第2弁の操作時間は同様。また、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作する</p> <p>・運用の相違 ベント停止に係る考え方の相違</p>

※：図中の番号は 4.1.3(2) b. (a) 及び(b) に対応している



第 4.1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

※：図中の番号は 4.1.3(2) b. (a) 及び(b) に対応している

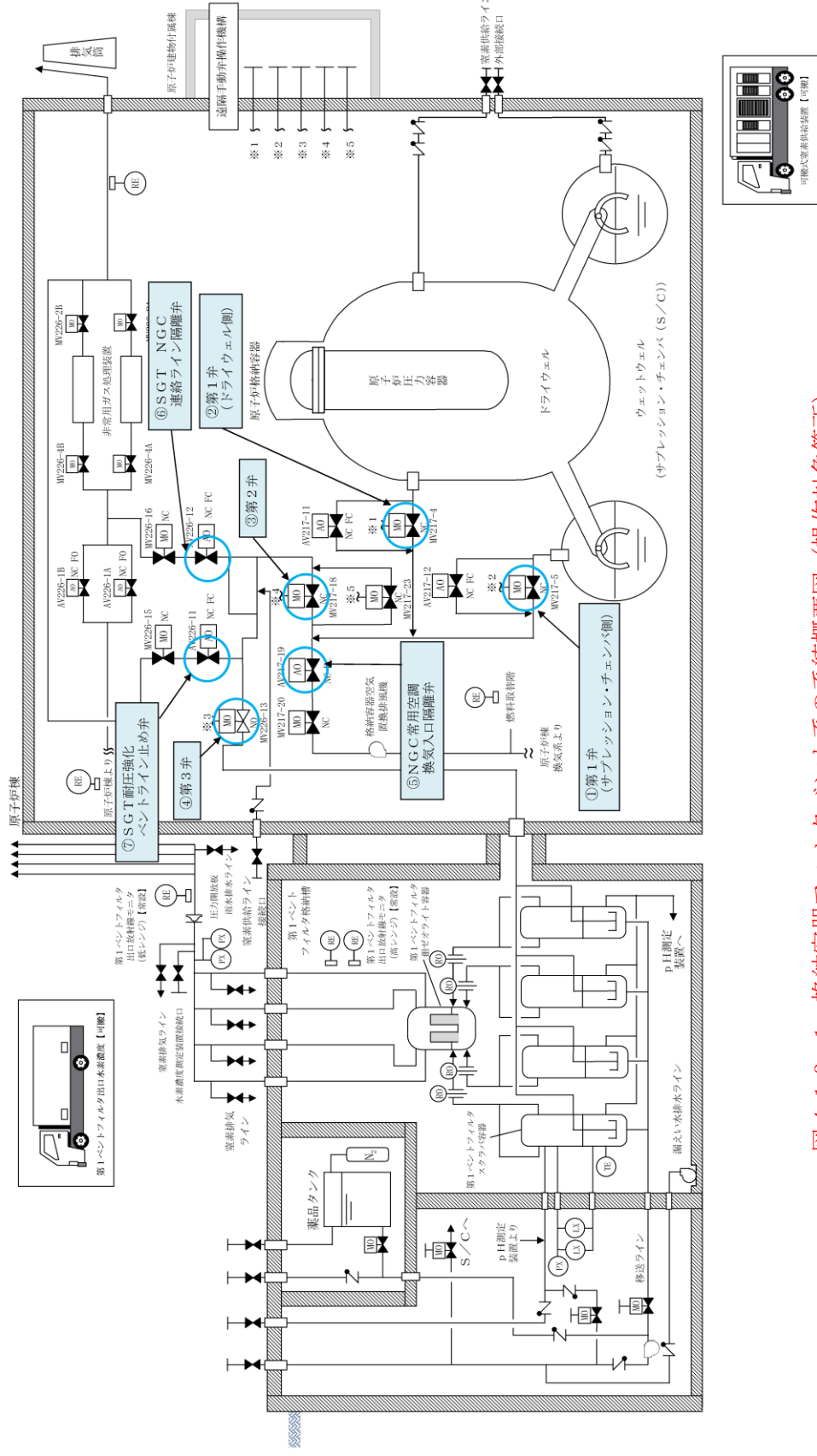


図 4.1.3-1 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

・設備の相違
設計方針の相違による系統構成の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>におけるベントタイミング</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント操作は、第 4.1.3-1 表に示す基準に到達した場合に、<u>発電長</u>の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第 4.1.3-1 表 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="166 472 1261 783"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、<u>格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施する。</u>外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位±6.5mに到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、<u>格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。</u>これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、<u>465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系 (常設) による格納容器スプレイ (連続) を実施し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。</u>これにより確実に <u>620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて <u>4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施すること</u>で格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 4.1.3-2~4 図に示す。</p> <p>炉心損傷の有無の判断は、第 4.1.3-2 表に示すパラメータを確認する。</p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達	<p>(1) <u>格納容器フィルタベント系</u>におけるベントタイミング</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント操作は、表 4.1.3-1 に示す基準に到達した場合に、<u>当直長</u>の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;">表 4.1.3-1 ベント実施判断基準</p> <table border="1" data-bbox="1308 472 2410 783"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、<u>格納容器圧力が 384kPa [gage] から 334kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施する。</u>外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位±約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、<u>格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。</u>炉心損傷を判断した場合は、<u>640kPa [gage] から 588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施し、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。</u>これにより確実に <u>853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて <u>4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% に到達した時点でベント操作を実施すること</u>で格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 4.1.3-2~4 図に示す。</p> <p>炉心損傷の有無の判断は、表 4.1.3-2 に示すパラメータを確認する。</p>	炉心状態	目的	実施判断基準	炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% 到達	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、格納容器スプレイの停止基準について、サブプレッション・チェンパのベント排気ラインの水没防止を目的に定めていない。</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 格納容器酸素濃度によるベント実施基準の相違</p>
炉心状態	目的	実施判断基準																						
炉心損傷なし	過圧破損防止	格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力：1Pd) 到達																						
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達																						
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達																					
炉心状態	目的	実施判断基準																						
炉心損傷なし	過圧破損防止	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達																						
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達																						
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及び ウェット条件にて 1.5vol% 到達																					

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
<p style="text-align: center;">第 4.1.3-2 表 確認パラメータ (炉心損傷判断)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">確認パラメータ</th> <th>炉心損傷判断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率</td> <td>設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍以上</u> となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ この基準は、炉内蓄積量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。(別紙 23)</p> <p>さらに、<u>炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</u>として、第 4.1.3-3 表に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p style="text-align: center;">第 4.1.3-3 表 <u>炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</u></p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器破損の緩和</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合 (別紙 25)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋水素濃度 <u>2vol% 到達</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">大気へ放出される放射性物質の総量の低減</td> <td>格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 21)</td> </tr> <tr> <td>可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table>	確認パラメータ	炉心損傷判断	ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍以上</u> となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。	目的	実施判断基準	格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合 (別紙 25)	原子炉建屋水素濃度 <u>2vol% 到達</u>	大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 21)	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p style="text-align: center;">表 4.1.3-2 確認パラメータ (炉心損傷判断)</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">確認パラメータ</th> <th>炉心損傷判断</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率</td> <td>設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍を超えた場合</u>、炉心が損傷したものと判断する*。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ この基準は、炉内蓄積量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合のγ線線量率相当となっている。(別紙 40)</p> <p>さらに、重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として、表 4.1.3-3 に示す判断基準を整理している。これらの状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。</p> <p style="text-align: center;">表 4.1.3-3 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">炉心状態</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td><u>格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)</u></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心損傷を判断した場合</td> <td>格納容器スプレイが実施できない場合 <u>(1.5Pd 以下維持不可)</u> (別紙 41)</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物水素濃度 <u>2.5vol% 到達</u></td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 52)</td> </tr> <tr> <td>可搬式モニタリング・ポスト指示の急激な上昇</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、<u>炉心損傷後の格納容器代替スプレイが実施できない場合でも、格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達後、2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに 5 時間程度以上の時間があるため、ベント準備時間が約 1 時間 30 分であることを踏まえても格納容器圧力 2Pd (853kPa [gage]) に到達するまでに準備ができる。</u></p>	確認パラメータ	炉心損傷判断	ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍を超えた場合</u> 、炉心が損傷したものと判断する*。	炉心状態	実施判断基準	炉心損傷なし	<u>格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)</u>	炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合 <u>(1.5Pd 以下維持不可)</u> (別紙 41)	原子炉建物水素濃度 <u>2.5vol% 到達</u>	格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 52)	可搬式モニタリング・ポスト指示の急激な上昇		原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<p>• 運用の相違 島根 2 号炉は、10 倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では、10 倍を含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている</p> <p>• 運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>• 運用の相違 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>• 記載方針の相違 格納容器代替スプレイが実施できない場合のベント実施までの余裕時間における作業成立性を記載</p>
確認パラメータ	炉心損傷判断																													
ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍以上</u> となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。																													
目的	実施判断基準																													
格納容器破損の緩和	格納容器スプレイが実施できない場合 (別紙 25)																													
	原子炉建屋水素濃度 <u>2vol% 到達</u>																													
大気へ放出される放射性物質の総量の低減	格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 21)																													
	可搬型モニタリング・ポスト指示値の急激な上昇																													
	原子炉建屋内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																													
確認パラメータ	炉心損傷判断																													
ドライウェル又はサプレッション・チェンバのγ線線量率	設計基準事故 (原子炉冷却材喪失) において想定する希ガスの追加放出量相当のγ線線量率の <u>10 倍を超えた場合</u> 、炉心が損傷したものと判断する*。																													
炉心状態	実施判断基準																													
炉心損傷なし	<u>格納容器スプレイが実施できない場合 (384kPa [gage] 以下維持不可)</u>																													
炉心損傷を判断した場合	格納容器スプレイが実施できない場合 <u>(1.5Pd 以下維持不可)</u> (別紙 41)																													
	原子炉建物水素濃度 <u>2.5vol% 到達</u>																													
	格納容器温度 200℃ 以上において温度上昇が継続している場合 (別紙 52)																													
	可搬式モニタリング・ポスト指示の急激な上昇																													
	原子炉建物内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																													

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>代替格納容器スプレイ系(常設)</u>及び<u>代替循環冷却系並びに可搬型設備を用いた代替格納容器スプレイ系(可搬型)</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟水素濃度が上昇した場合、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、<u>原子炉建屋</u>水素濃度 <u>2vol%到達</u>によりベントを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気^が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>指示値及び<u>原子炉建屋</u>内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</p>	<p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>格納容器代替スプレイ系(常設)</u>及び<u>残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内での水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol%を考慮し、<u>原子炉建物</u>水素濃度 <u>2.5vol%到達</u>によりベントを実施する。</p> <p><u>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気^が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</u></p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>指示値及び<u>原子炉建物</u>内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</p>	<p>・運用の相違 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>①代替格納容器スプレイ実施 (格納容器圧力 279kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント準備操作開始 (サブプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達)</p> <p>③代替格納容器スプレイ停止 (サブプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達)</p> <p>④ベント操作 (格納容器圧力 310kPa [gage] 到達)</p> <p>⑤ベント成否確認</p> <p>⑥安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①代替格納容器スプレイ実施 ・279kPa [gage] ～217kPa [gage] 連続スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・格納容器圧力 310kPa [gage] 到達時に速やかにベントを実施可能とするため、事前に第一弁の開操作を実施する。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウエル側ベント弁の操作を行う。 ・第一弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は90分である。</p> <p>③スプレイ停止 ・サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達すれば、代替格納容器スプレイを停止する。</p> <p>④ベント操作 ・格納容器圧力 310kPa [gage] 到達後速やかにベント操作を行う。 ・第二弁を開弁することでベントを開始する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動したことが確認できない場合)は、第二弁操作場所へ移動し、現場操作(人力による遠隔操作)を実施する。 ・第二弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は30分である。</p> <p>⑤ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、圧力及び温度が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるので、第二弁操作場所へ移動し、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑥安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器ベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p>	<p>①格納容器圧力 245kPa [gage] 到達</p> <p>②格納容器代替スプレイ実施 (格納容器圧力 384kPa [gage] 到達)</p> <p>③サブプレッション・プール通常水位 +約1.3m 到達 (格納容器代替スプレイ停止, ベント操作)</p> <p>④ベント成否確認</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①ベント準備操作開始 ・格納容器圧力 427kPa [gage] 到達時に、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第2弁の開操作を実施する。 ・第2弁の操作は中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。 ・第2弁の人力操作は2名で実施し、弁操作時間は1時間20分である。</p> <p>②格納容器代替スプレイ実施 ・384kPa [gage] ～334kPa [gage] 間欠スプレイ</p> <p>③格納容器代替スプレイ停止 ・サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達すれば、格納容器代替スプレイを停止する。</p> <p>ベント操作 ・格納容器代替スプレイ停止後、速やかにベント操作を行う。 ・第1弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、開弁することでベントを開始する。中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動したことが確認できない場合)は、第1弁操作場所へ移動し、現場操作(人力による遠隔操作)を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウエル側ベント弁の操作を行う。 ・第1弁の人力操作は2名で実施し、弁操作時間は1時間30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線量率、スクラバ容器圧力が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるので、第1弁操作場所へ移動し、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器ベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p>
<p>第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p>図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>①代替格納容器スプレイ実施 (格納容器圧力 465kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント準備操作開始 (サブプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達)</p> <p>③ベント操作 (代替格納容器スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達)</p> <p>④ベント成否確認</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①代替格納容器スプレイ実施 ・465kPa [gage] ~400kPa [gage] 連続スプレイ</p> <p>②ベント準備操作開始 ・代替格納容器スプレイ停止後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第一弁の開操作を実施する。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウェル側ベントに切り替えて弁の操作を行う。 ・サブプレッション・プール水位通常水位+5.5mに到達すれば、第二弁操作者は第二弁現場操作場所へ移動し、待機する。 ・第一弁の人力操作は3名で実施し、弁操作時間は90分である。</p> <p>③ベント操作 ・格納容器圧力 620kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達後格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第二弁を開弁することでベントを開始する。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に待避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場待機している第二弁操作者へ連絡し、現場操作(人力による遠隔操作)を実施する。 ・第二弁の人力操作は3名で実施し、開操作時間は30分である。</p> <p>④ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線モニタ、圧力及び温度が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるので、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>⑤安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p>	<p>①格納容器代替スプレイ実施 (格納容器圧力 640kPa [gage] 到達)</p> <p>②ベント操作 (格納容器代替スプレイ停止) (サブプレッション・プール水位計の 指示が通常水位+約 1.3m 到達後)</p> <p>③ベント成否確認</p> <p>④安定停止に向けた復旧 (ベント停止)</p> <p>①格納容器代替スプレイ実施 ・640kPa [gage] ~853kPa [gage] 間欠スプレイ</p> <p>①ベント準備操作開始 ・サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、速やかにベントを実施可能とするため、事前に第二弁の開操作を実施する。 ・第二弁の操作は、中央制御室からのスイッチ操作を実施する。スイッチ操作不可(弁開閉表示の消灯、スイッチによる開弁不可)の場合は、現場にて人力操作を実施する。 ・第二弁の人力操作は2名で実施し、弁操作時間は1時間20分である。</p> <p>②ベント操作 ・格納容器圧力 853kPa [gage] までに確実にベントを実施するため、サブプレッション・プール水位計の指示が通常水位+約 1.3m 到達後、格納容器スプレイを停止し、速やかにベント操作を行う。 ・第一弁の操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、開弁することでベントを開始する。サブプレッション・チェンバ側ベント弁が開弁できない場合は、ドライウェル側ベントの操作を行う。 ・ベント開始後、中央制御室操作者は中央制御室待避室に退避する。 ・中央制御室から遠隔操作できない場合(弁開閉表示によって開動作したことが確認できない場合)は、現場にて人力操作を実施する。 ・第一弁の人力操作は2名で実施し、開操作時間は1時間30分である。</p> <p>③ベント成否確認 ・ベント操作実施後、格納容器圧力及び温度が減少し、フィルタ装置出口放射線量率、スクラバ容器圧力が上昇していることを確認する。 ・遠隔操作によりパラメータに変化が見られない場合、ベント失敗の可能性があるので、第一弁操作場所へ移動し、人力操作によるベントを実施する。</p> <p>④安定停止に向けた復旧 ・下記機能が使用可能と判断した場合、格納容器フィルタベントを停止する。 ○格納容器除熱機能 ○窒素供給機能 ○格納容器内水素・酸素濃度制御機能</p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉(Mark-I改)と東海第二(Mark-II)の最高使用圧力の相違</p>
<p>第 4.1.3-4 図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	<p>図 4.1.3-4 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の操作手順の概要</p> <p>a. 系統待機状態の確認</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機状態において、第4.1.3-4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第4.1.3-4表 確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="181 472 1249 684"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水pH</td> <td>13以上であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置排気ライン圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. ベント準備操作</p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑥の番号は、第4.1.3-1図の番号に対応している。</p> <p>(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第一弁 (サプレッション・チェンバ側) ②第一弁 (ドライウエル側) ③第二弁</p> <p>(b) 他系統との隔離確認</p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (<u>換気空調系</u>, <u>原子炉建屋ガス処理系</u>及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>④C/S排気系統入口弁 ⑤耐圧強化ベント隔離弁 ⑥FRVS系統入口弁</p> <p>(c) <u>第一弁</u>の開操作</p> <p>中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。</p> <p>また、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果 (エアロゾル等の低減効果) が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。</p> <p>ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウ</p>	確認パラメータ	確認内容	フィルタ装置水位	待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること	フィルタ装置スクラビング水pH	13以上であること	フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること	<p>(2) <u>格納容器フィルタベント系</u>の操作手順の概要</p> <p>a. 系統待機状態の確認</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の待機状態において、表4.1.3-4に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>表4.1.3-4 確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="1344 472 2371 672"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>待機水位である [] の範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器pH</td> <td>[] であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. ベント準備操作</p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑦の番号は、図4.1.3-1の番号に対応している。</p> <p>(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第1弁 (サプレッション・チェンバ側) ②第1弁 (ドライウエル側) ③第2弁 ④第3弁 (<u>開確認のみ</u>)</p> <p>(b) 他系統との隔離確認</p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (<u>原子炉棟空調換気系</u>, <u>非常用ガス処理系</u>及び耐圧強化ベント系) と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。</p> <p>⑤NGC常用空調換気入口隔離弁 ⑥SGT NGC連絡ライン隔離弁 ⑦SGT耐圧強化ベントライン止め弁</p> <p>(c) <u>第2弁</u>の開操作</p> <p>中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第2弁の人力による開操作を実施する。</p> <p>また、<u>格納容器フィルタベント系</u>の放出経路として、サプレッション・チェンバからとドライウエルから放出する経路の2通りあるが、サプレッション・プールにおけるスクラビング効果 (エアロゾル等の低減効果) が期待できるサプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。</p> <p>ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウ</p>	確認パラメータ	確認内容	スクラバ容器水位	待機水位である [] の範囲にあること	スクラバ容器pH	[] であること	フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること	<p>備考</p> <p>・設備の相違 格納容器フィルタベント系の設計の相違</p> <p>・設備の相違 系統設計による隔離弁の相違</p> <p>・設備の相違 操作対象弁の相違</p> <p>・運用の相違 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施 (準備操作含む) の被ばく評価結果を考慮し、第2弁 (ベント装置側) から開操作する</p>
確認パラメータ	確認内容																	
フィルタ装置水位	待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること																	
フィルタ装置スクラビング水pH	13以上であること																	
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること																	
確認パラメータ	確認内容																	
スクラバ容器水位	待機水位である [] の範囲にあること																	
スクラバ容器pH	[] であること																	
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること																	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。</p> <p>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</p> <p><u>(d) 第二弁操作のための要員移動</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。</u></p> <p><u>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</u></p> <p>c. ベント準備判断の確認パラメータ</p> <p><u>ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。(別紙26)</u></p> <p>また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.3vol%に到達する時間を予測し、4.3vol%到達までにベント準備を完了させる。</p> <p>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位 ・格納容器内酸素濃度 (SA) <p>d. ベント準備作業の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</p> <p><u>ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とすることを目的としていることから、ベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。</u></p>	<p>ただし、サプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウエルからのベントを実施する。</p> <p>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。</p> <p><u>(d)可搬型重大事故等対処設備(水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置)準備</u></p> <p><u>ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。</u></p> <p>c. ベント準備判断の確認パラメータ</p> <p><u>ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力245kPa [gage]及び640kPa [gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。</u></p> <p>また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。</p> <p>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 ・格納容器酸素濃度 (SA) <p>d. ベント準備作業の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</p> <p><u>可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。</u></p> <p><u>なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。</u></p> <p><u>また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からブルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。</u></p> <p><u>フィルタ装置(スクラバ容器)のスクラビング水(水・薬剤)の補給操作については、格納容器ベント実施後168時間までは補給不要の設計のため、ベント後、補給が必要とな</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線防護具着用時間の相違 ・運用の相違 島根2号炉は、現場でのベント弁操作者は現場待機しない運用 ・運用の相違 島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施 ・運用の相違 島根2号炉は、炉心損傷前後でベント準備の判断基準が異なる ・運用の相違 ベント実施基準の相違 ・運用の相違 ベント準備判断基準の相違 ・運用の相違 島根2号炉は、可搬型設備の準備もあわせて実施

東海第二発電所 (2018.9.18版)							島根原子力発電所 2号炉							備考
第4.1.3-5表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境							表4.1.3-5 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境							・運用の相違 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施(準備操作含む)の被ばく評価結果を考慮し、第2弁(ベント装置側)から開操作する ・運用の相違 島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	作業項目	作業・操作場所	作業環境				連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明	その他			温度・湿度	放射線環境	照明	その他			
他系統との隔離	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	ベント弁の健全性確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。	
ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認			【炉心損傷後】 約60mSv/7日間				【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)							
第一弁開操作(移動含む)			原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)				通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	第2弁開操作(移動含む)	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度
第二弁への現場移動	屋外原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	【炉心損傷後】 15mSv/h以下	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	【炉心損傷後】 14mSv/h以下	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2		【炉心損傷後】 9.3mSv/h以下 (マスク着用※3)				【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。

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

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

※3：全面マスク(PF50)の着用

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「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）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-5図に示す。

第4.1.3-5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

e. ベント準備操作の余裕時間

有効性評価で示したシナリオを例に、ベント準備操作の余裕時間を以下に示す。

(a) 炉心損傷なしの場合

炉心損傷なしの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表4.1.3-5に示す。

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

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

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

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

表4.1.3-6 炉心損傷なしの場合のベント関連時間

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

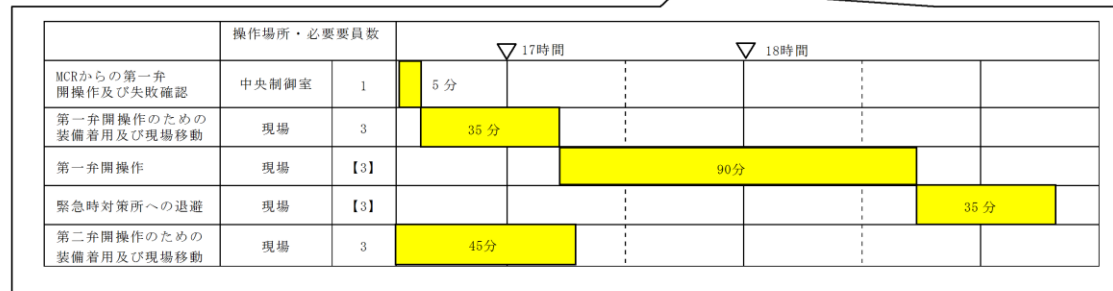
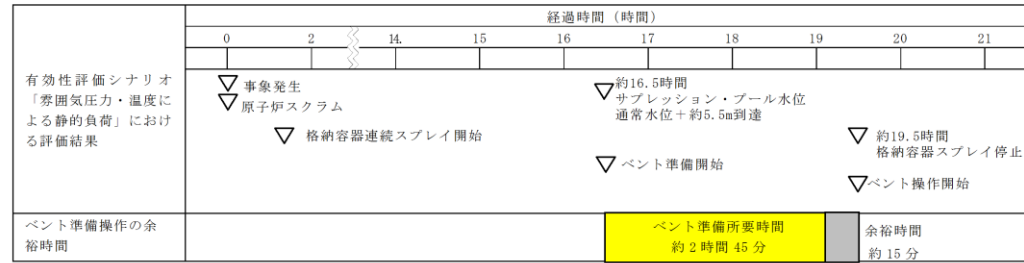
※1：サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達する時間。

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

・記載表現の相違
島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載

・記載表現の相違
東海第二は、「4.1.3(2)i.有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間」に記載

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第4.1.3-5図 ベント準備操作のタイムチャート

(b) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表4.1.3-7に示す。

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

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

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

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

・記載表現の相違
島根2号炉は、ベント準備開始基準が炉心損傷なし、ありで異なることから、場合分けして記載

表4.1.3-7 炉心損傷ありの場合のベント関連時間

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

※1：サブプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達する時間。

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

・記載表現の相違
準備操作の対象弁を記載

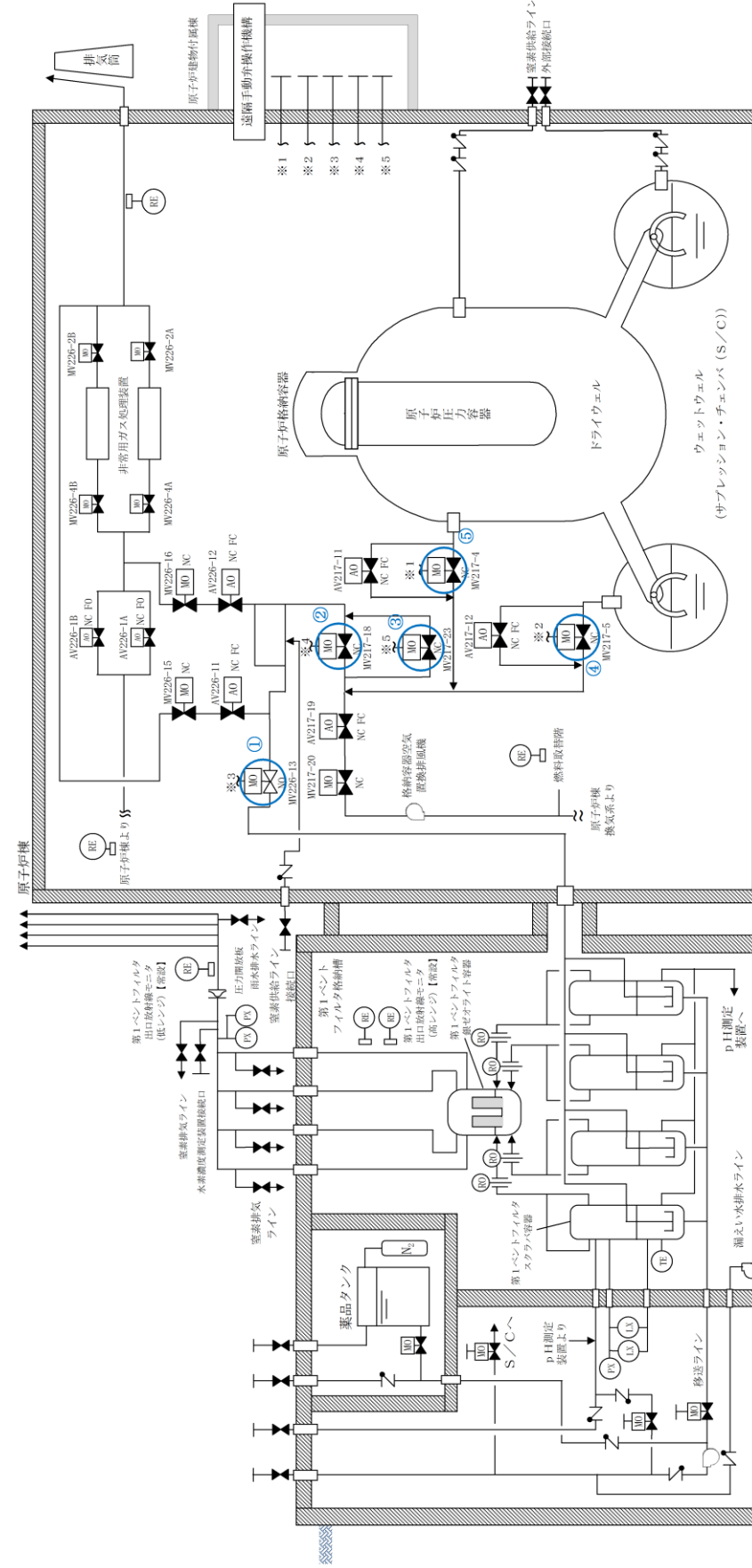


図 4.1.3-5 格納容器フィルタベント系 系統概要図 (他系統を含む)

・記載表現の相違
準備操作の余裕時間を有効性
評価のタイムチャートをベー
スに記載

崩壊除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）

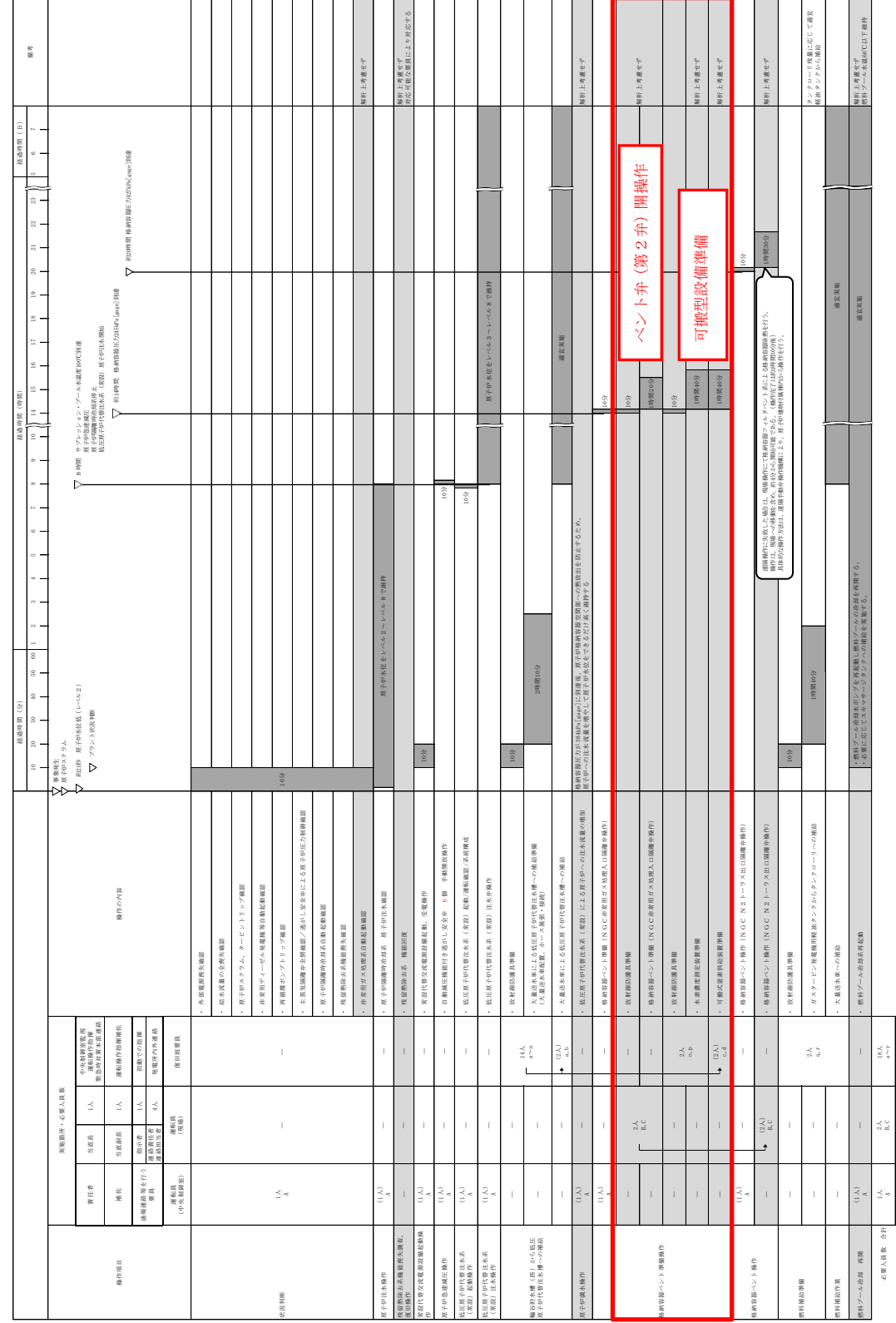


図 4.1.3-6 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）時の作業・操作の所要時間

・記載表現の相違
準備操作の余裕時間を有効性
評価のタイムチャートをベー
スに記載

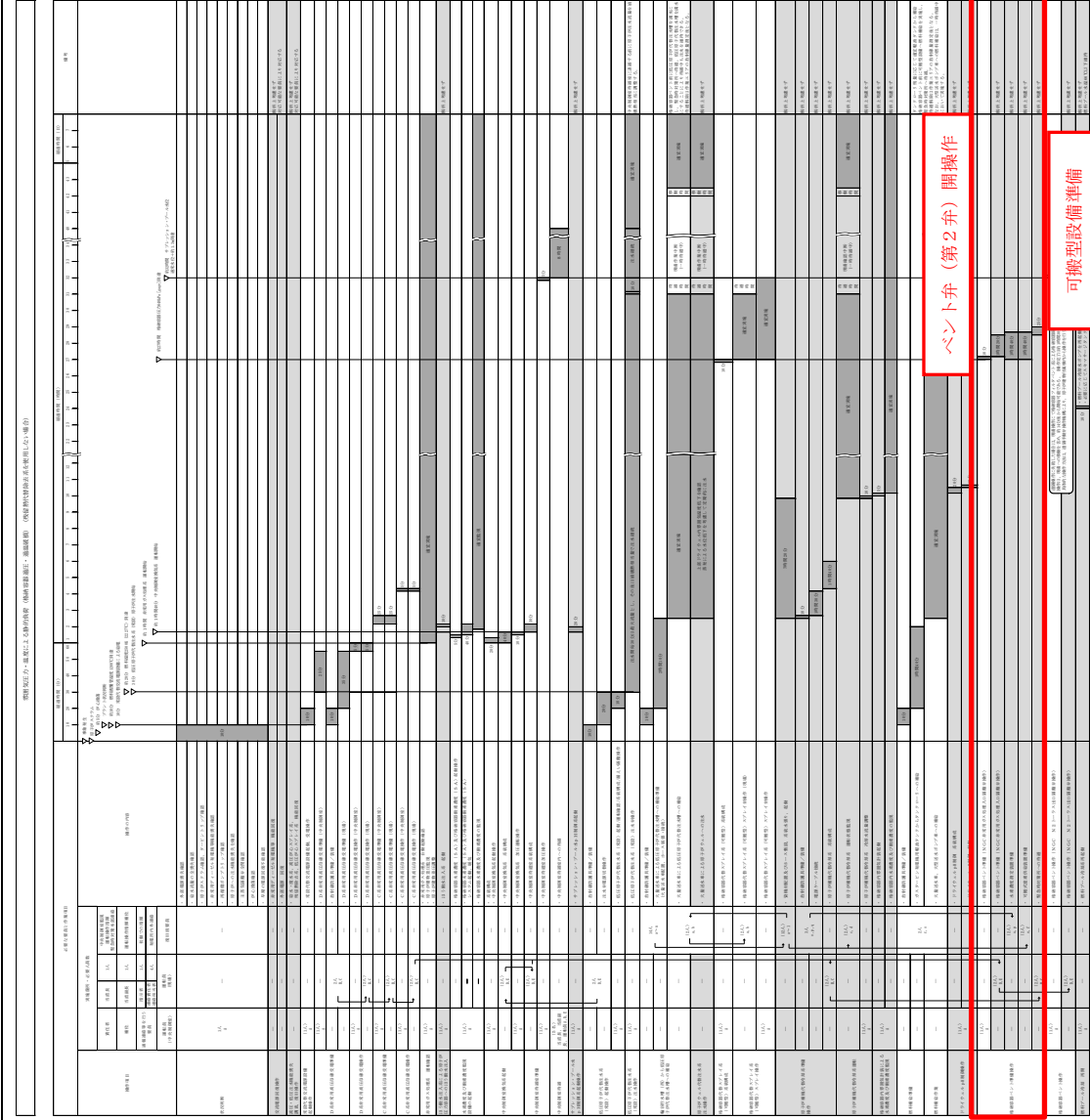


図 4.1.3-7 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>f. ベント実施操作判断基準</p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>最高使用圧力である 310kPa [gage]</u>に到達した時点でベントを実施する。</p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u> <u>格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.3vol%</u>に到達した場合</p> <p>炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.3vol%</u>に到達した場合にベントを実施する。<u>4.3vol%</u>の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の<u>±約 0.6vol%</u>及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</p> <p>g. ベント実施操作判断の確認パラメータ</p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</u> 炉心損傷がない場合は、<u>格納容器圧力</u>にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器圧力</u> <p>なお、<u>格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。(別紙 19)</u></p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達</u> 炉心損傷を判断した場合は、<u>連続の格納容器スプレイ</u>を実施しながら、サブプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・プール水位</u> 	<p>f. ベント実施操作判断基準</p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m</u>に到達した時点でベントを実施する。</p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> <u>格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.4vol%</u>及びウェット条件にて <u>1.5vol%</u>に到達した場合</p> <p>炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.4vol%</u>及びウェット条件にて <u>1.5vol%</u>に到達した場合にベントを実施する。<u>4.4vol%</u>の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の<u>±約 0.5vol%</u>及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。</p> <p>g. ベント実施操作判断の確認パラメータ</p> <p>(a) 炉心損傷なしの場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> 炉心損傷がない場合は、<u>サブプレッション・プール水位</u>にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</u> 炉心損傷を判断した場合は、<u>格納容器スプレイを間欠にて実施しながら、サブプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サブプレッション・プール水位 (SA)</u> 	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 格納容器酸素ベント基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、エアロゾル除去が有効な液滴径確保の観点から 120m³/h で格納容器スプレイを実施する必要があるた</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.3vol%</u>に到達した場合</p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 (S.A) <p>h. ベント実施操作の妥当性</p> <p>ベントは、<u>第2弁</u>を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場(原子炉建屋付属棟)にて手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</p> <p>なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>代替循環冷却系</u>を使用できない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、ブルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、<u>約28mSv</u>である。(別紙17)</p>	<p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.4vol%及びウェット条件にて1.5vol%</u>に到達した場合</p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器酸素濃度 (S.A) <p>h. ベント実施操作の妥当性</p> <p>ベントは、<u>第1弁</u>を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表4.1.3-8に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場(原子炉建物付属棟)にて手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</p> <p>なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、ブルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、<u>約12mSv</u>である。(別紙8)</p>	<p>め、その流量で連続スプレイを実施した場合には、外部注水制限量に到達する時間が早まり、格納容器ベントの遅延とならないため、間欠スプレイを実施する運用</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 ベント実施基準の相違 <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 島根2号炉は、格納容器パウダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施(準備操作含む)の被ばく評価結果を考慮し、第2弁(ベント装置側)から開操作するため、ベント実施は、第1弁を操作 被ばく評価結果の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)						島根原子力発電所 2号炉						備考		
第4.1.3-6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境						表4.1.3-8 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境						・被ばく評価結果の相違		
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明	その他				温度・湿度	放射線環境	照明			その他
第二弁開操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	ベント弁の開操作・開確認	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※3 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。	
	原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。		原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2※3 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信用設備により連絡可能である。	

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

※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

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

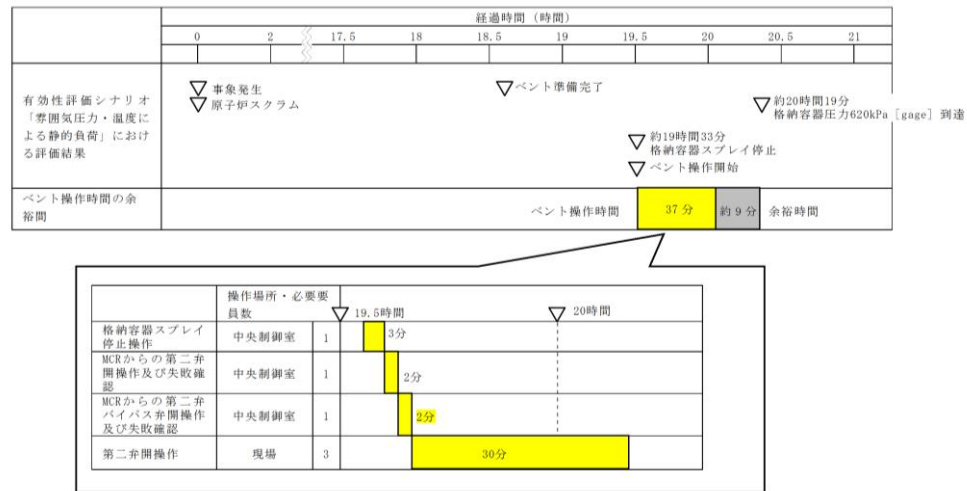
※4：全面マスク(PF50)の着用

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「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)」における現場での手動操作(人力による遠隔操作)を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-6図に示す。

第4.1.3-6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。

・記載表現の相違
島根2号炉は、「4.1.3(2)e. ベント準備操作の余裕時間」に記載



第 4.1.3-6 図 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第 4.1.3-7 表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第 4.1.3-7 表 確認パラメータ (ベント操作開始時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力	指示値が低下すること
フィルタ装置圧力	指示値が上昇すること
フィルタ装置スクラビング水温度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	

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

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

k. ベント継続時

ベント継続時は、第 4.1.3-8 表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

j. ベント成否確認

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

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

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

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

k. ベント継続時

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

・ 運用の相違
島根 2 号炉は、格納容器ベント成功を格納容器圧力の低下による判断を基本とし、その他関連パラメータについても、参考として確認

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																							
<p style="text-align: center;">第4.1.3-8表 確認パラメータ (ベント継続時)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">確認パラメータ</th> <th style="width: 50%;">確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td rowspan="7" style="text-align: center;">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・プール水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置圧力</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p>なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション[*]及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p>※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</p> <p>1. ベント停止操作</p> <p>第4.1.3-9表に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第4.1.3-10表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。(別紙20)</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと	サプレッション・プール水位	フィルタ装置圧力	フィルタ装置水位	フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置出口放射線モニタ	モニタリング・ポスト	<p style="text-align: center;">表4.1.3-9 確認パラメータ (ベント継続時)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">確認パラメータ</th> <th style="width: 50%;">確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="10" style="text-align: center;">各パラメータに異常な変化がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>サプレッション・チェンバ水位</td> </tr> <tr> <td><u>格納容器酸素濃度 (SA)</u></td> </tr> <tr> <td><u>格納容器水素濃度 (SA)</u></td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> </tr> <tr> <td>野外放射線量率</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。</p> <p>なお、炉心損傷がない場合の格納容器フィルタベント系によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション[*]及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的にベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること <p>※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。</p> <p>1. ベント停止操作</p> <p>表4.1.3-10に示す機能が全て使用可能となったことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、表4.1.3-11に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第1弁を閉とすることでベントを停止する。(別紙42)</p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと	格納容器温度	サプレッション・チェンバ水位	<u>格納容器酸素濃度 (SA)</u>	<u>格納容器水素濃度 (SA)</u>	スクラバ容器圧力	スクラバ容器水位	スクラバ容器温度	フィルタ装置出口放射線量率	野外放射線量率	<p>・運用の相違</p> <p>島根2号炉では、ベント継続時に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃限界未満であることを確認する運用</p>
確認パラメータ	確認内容																								
格納容器圧力及び温度	各パラメータに異常な変化がないこと																								
サプレッション・プール水位																									
フィルタ装置圧力																									
フィルタ装置水位																									
フィルタ装置スクラビング水温度																									
フィルタ装置出口放射線モニタ																									
モニタリング・ポスト																									
確認パラメータ	確認内容																								
格納容器圧力	各パラメータに異常な変化がないこと																								
格納容器温度																									
サプレッション・チェンバ水位																									
<u>格納容器酸素濃度 (SA)</u>																									
<u>格納容器水素濃度 (SA)</u>																									
スクラバ容器圧力																									
スクラバ容器水位																									
スクラバ容器温度																									
フィルタ装置出口放射線量率																									
野外放射線量率																									

第4.1.3-9表 ベント停止のために必要な機能及び設備

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

第4.1.3-10表 確認パラメータ (ベント停止時)

確認パラメータ	確認内容
格納容器圧力及び温度	310kPa [gage] 以下であること及び 171℃ 以下であること
格納容器水素濃度	可燃限界未満であること

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

第4.1.3-7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

①ベント停止可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初の実施する。

- ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。

表4.1.3-10 ベント停止のために必要な機能及び設備

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

表4.1.3-11 確認パラメータ (ベント停止時)

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

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

図4.1.3-8にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

①ベント停止可能であると判断した場合、可搬式窒素供給装置により格納容器に窒素注入を開始する。

- ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されることが考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によって発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初の実施する。

- ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。

・運用の相違

島根2号炉は、ベントを停止する際、ベント停止後に格納容器内での水素燃焼を防止するために酸素濃度についても監視する。また、フィルタベント系が不活性化されていることを確認するため、フィルタ装置出口水素濃度を監視

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>②第一弁を閉とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一弁閉後は、<u>第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。</u> ・<u>フィルタ装置への窒素供給を開始する。</u> <p>③残留熱除去系又は<u>代替循環冷却系</u>を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、<u>残留熱除去系又は代替循環冷却系</u>を起動する。 ・<u>残留熱除去系又は代替循環冷却系</u>による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、<u>第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。</u></p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 ・起動後 <u>2時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 <p>⑥<u>第一弁</u>を閉とする。</p> <p>⑦格納容器への窒素注入を停止する。</p> <p>⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。</p> <p>n. ベント停止操作の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 4.1.3-11 表に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。<u>(別紙 18)</u></p>	<p>②第 1 弁を微開とする。</p> <p>③残留熱除去系又は<u>残留熱代替除去系</u>を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁を微開後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、<u>残留熱除去系又は残留熱代替除去系</u>を起動する。 ・<u>残留熱除去系又は残留熱代替除去系</u>による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。 <p>④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認する。</p> <p>⑤可燃性ガス濃度制御系を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。 ・起動後 <u>3時間以内</u>に暖機運転が完了し、処理が開始される。 <p>⑥<u>第 1 弁</u>を閉とする。</p> <p>⑦格納容器への窒素注入を停止する。</p> <p>⑧格納容器内水素・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。</p> <p>n. ベント停止操作の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-12 に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、格納容器負圧防止の観点から、ベント弁は全閉せず微開運用</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、ベント弁微開運用のため再度格納容器ベントを実施しない運用</p> <p>・設備の相違</p> <p>設備仕様の相違に伴う暖機時間の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)						島根原子力発電所 2号炉						備考		
第4.1.3-11表 ベント停止操作項目及び作業環境						表4.1.3-12 ベント停止操作項目及び作業環境						・設備の相違 島根2号炉は、水素濃度測定装置が可搬型設備 ・被ばく評価結果の相違		
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明	その他				温度・湿度	放射線環境	照明			その他
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。	
	原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 15mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。		原子炉建屋付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。	
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 3.9mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。	窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 5.0mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。	
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。								

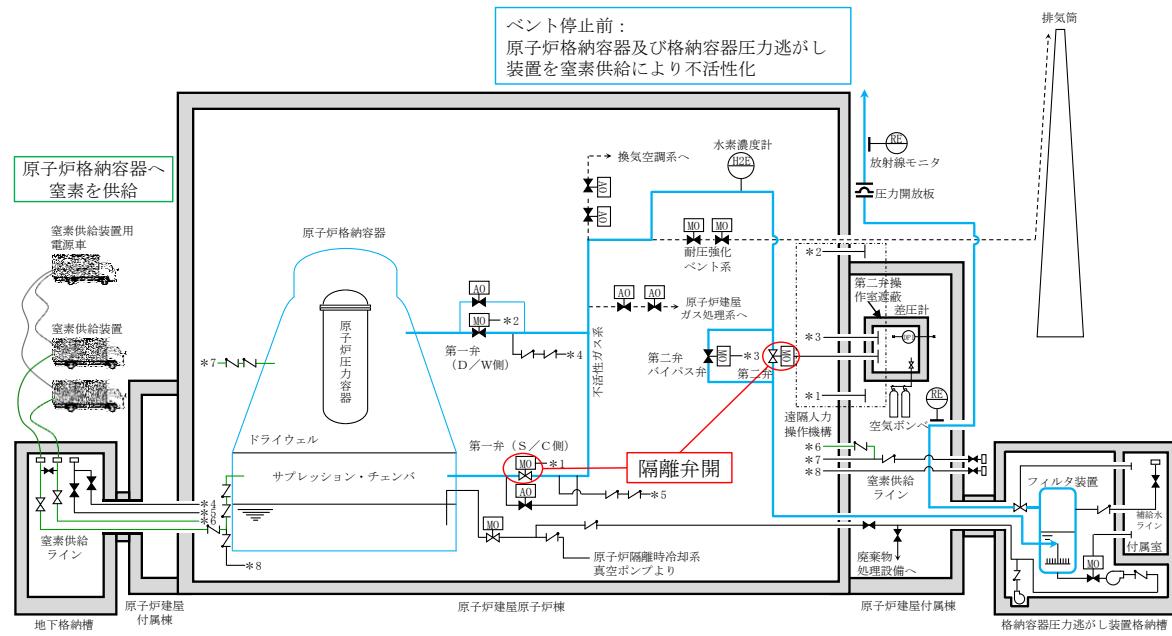
※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

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

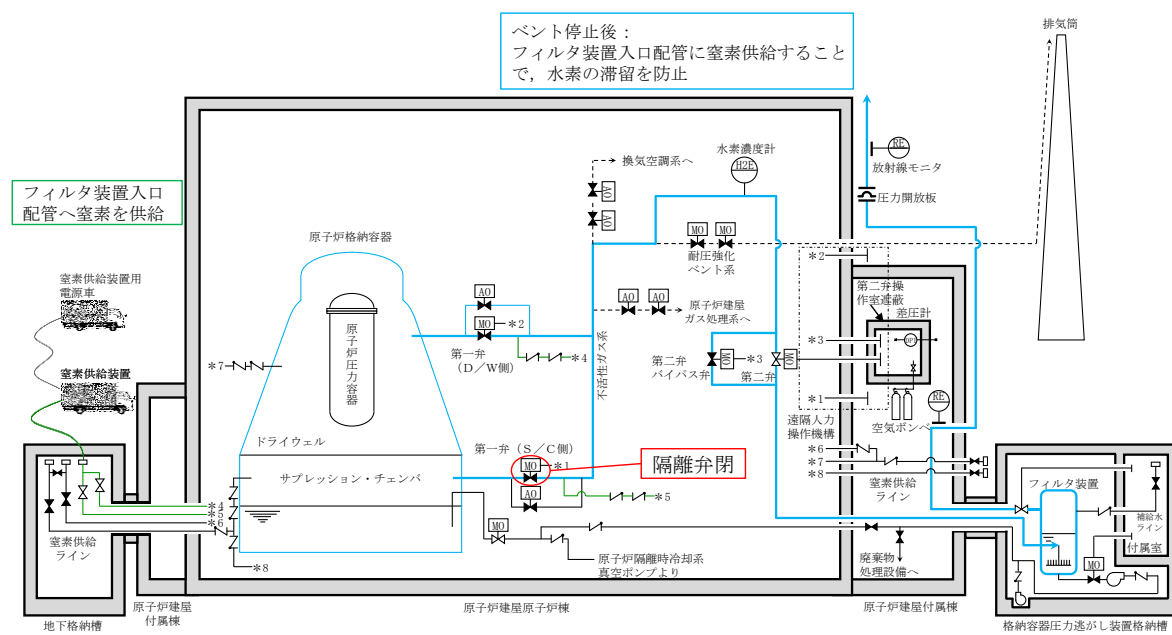
※3：事故後168時間以降を想定

※4：全面マスク(PF50)の着用

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																					
<p>o. ベント停止後の操作 ベント停止後は、第4.1.3-12表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第4.1.3-12表 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="160 472 1270 1014"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力及び温度</td> <td>・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口水素濃度</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位</td> <td>フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置スクラビング水温度</td> <td>温度の異常な上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>放射線量率の異常な上昇がないこと</td> </tr> </tbody> </table> <p>ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。</p> <p>なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。</p> <p><u>第4.1.3-8図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。</u></p>	確認パラメータ	確認内容	格納容器圧力及び温度	・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと	格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置入口水素濃度	フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)	フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと	フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと	<p>o. ベント停止後の操作 ベント停止後は、表4.1.3-13で示すパラメータにより格納容器及び格納容器フィルタベント系に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>表4.1.3-13 確認パラメータ (ベント停止後)</u></p> <table border="1" data-bbox="1314 472 2410 1207"> <thead> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>監視理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器温度</td> <td>指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>野外放射線線量率</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>スクラバ水 pH</td> <td>アルカリ性に維持されていることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td rowspan="2">格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素濃度</td> <td rowspan="2">格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。</td> </tr> <tr> <td>格納容器酸素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	監視パラメータ	監視理由	スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。	スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。	フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。	フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。	フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。	野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。	スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。	格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。	格納容器温度	格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。	格納容器酸素濃度	<p>・ 運用の相違 島根2号炉は、ベント停止後も水の放射線分解によって発生する酸素ガスを監視</p> <p>・ 設備の相違 島根2号炉は、放射性物質が再揮発する温度に至らないことを評価により確認</p>
確認パラメータ	確認内容																																						
格納容器圧力及び温度	・ 格納容器内が負圧でないこと ・ ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと																																						
格納容器水素濃度	格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと																																						
フィルタ装置入口水素濃度																																							
フィルタ装置水位	フィルタ装置の水位が確保されていること (フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)																																						
フィルタ装置スクラビング水温度	温度の異常な上昇がないこと																																						
フィルタ装置出口放射線モニタ	放射線量率の異常な上昇がないこと																																						
監視パラメータ	監視理由																																						
スクラバ容器水位	フィルタ装置水位が運転範囲内にあることを監視する。また、蒸発による水位低下時においては、水補給の必要性を判断する。																																						
スクラバ容器圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																						
スクラバ容器温度	指示値によりスクラビング水からの水蒸気発生の有無を監視する。																																						
フィルタ装置出口配管圧力	指示値により系統が過圧されていないこと又は負圧となっていないことを監視する。																																						
フィルタ装置出口水素濃度	指示値により系統に水素が滞留していないことを監視する。																																						
フィルタ装置出口放射線量率	指示値が安定していることを監視する。																																						
野外放射線線量率	指示値が安定していることを監視する。																																						
スクラバ水 pH	アルカリ性に維持されていることを監視する。																																						
格納容器圧力	格納容器内が負圧でないこと。また、ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと。																																						
格納容器温度																																							
格納容器水素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度の異常な上昇がないこと。																																						
格納容器酸素濃度																																							



第4.1.3-7図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第4.1.3-8図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

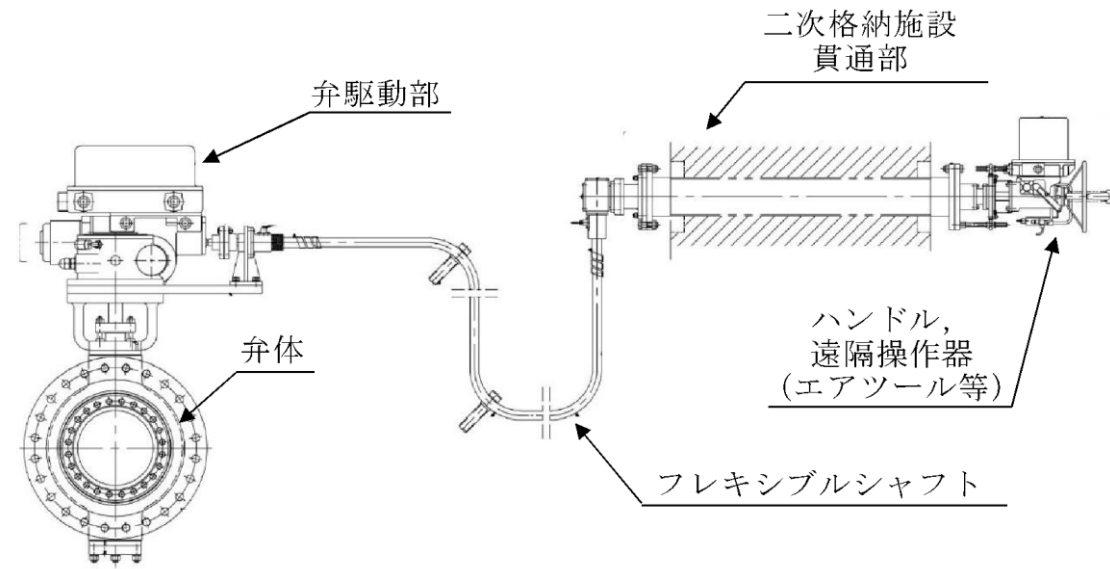
4.2 現場における操作について (別紙17, 18)

4.2.1 隔離弁の現場操作

第一弁, 第二弁とも交流電源で駆動することから, 常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から受電することで, 中央制御室からの操作が可能である。

これらの代替電源設備からの受電が期待できない場合は, 遠隔人力操作機構により, 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) から人力で操作が可能である。

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



第4.2.1-1図 遠隔人力操作機構概略図

4.2 現場における操作について (別紙8)

4.2.1 隔離弁の現場操作

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

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

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

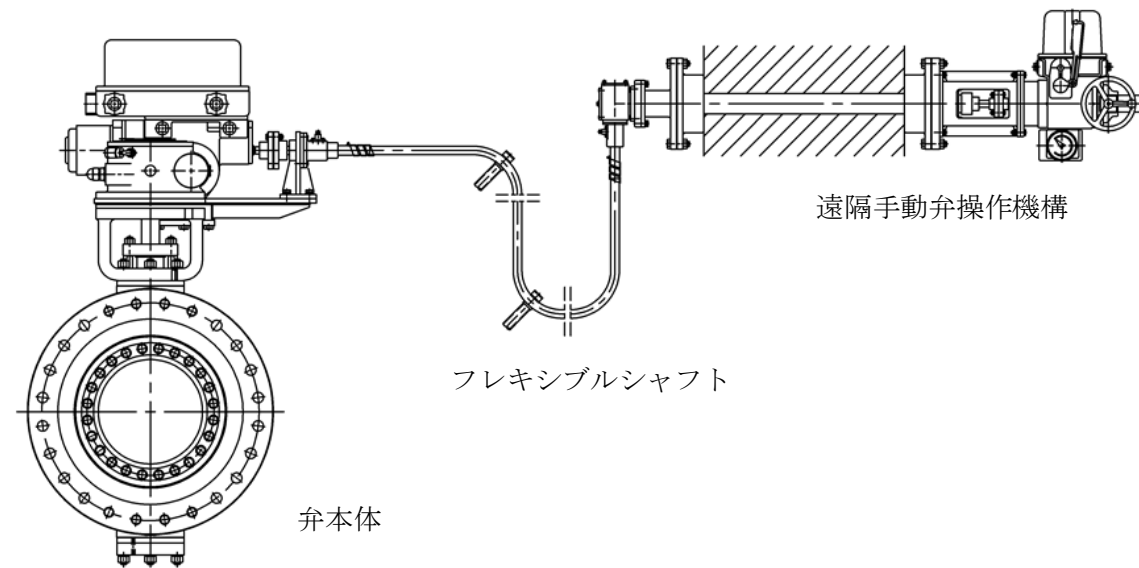
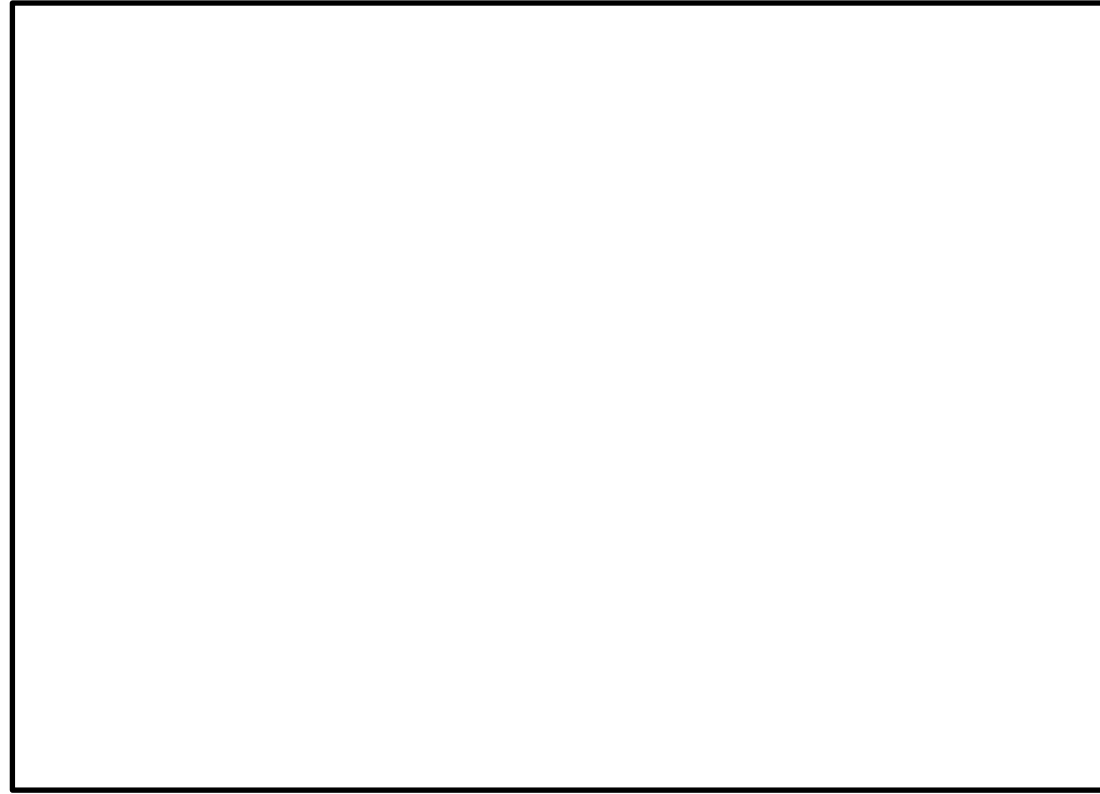
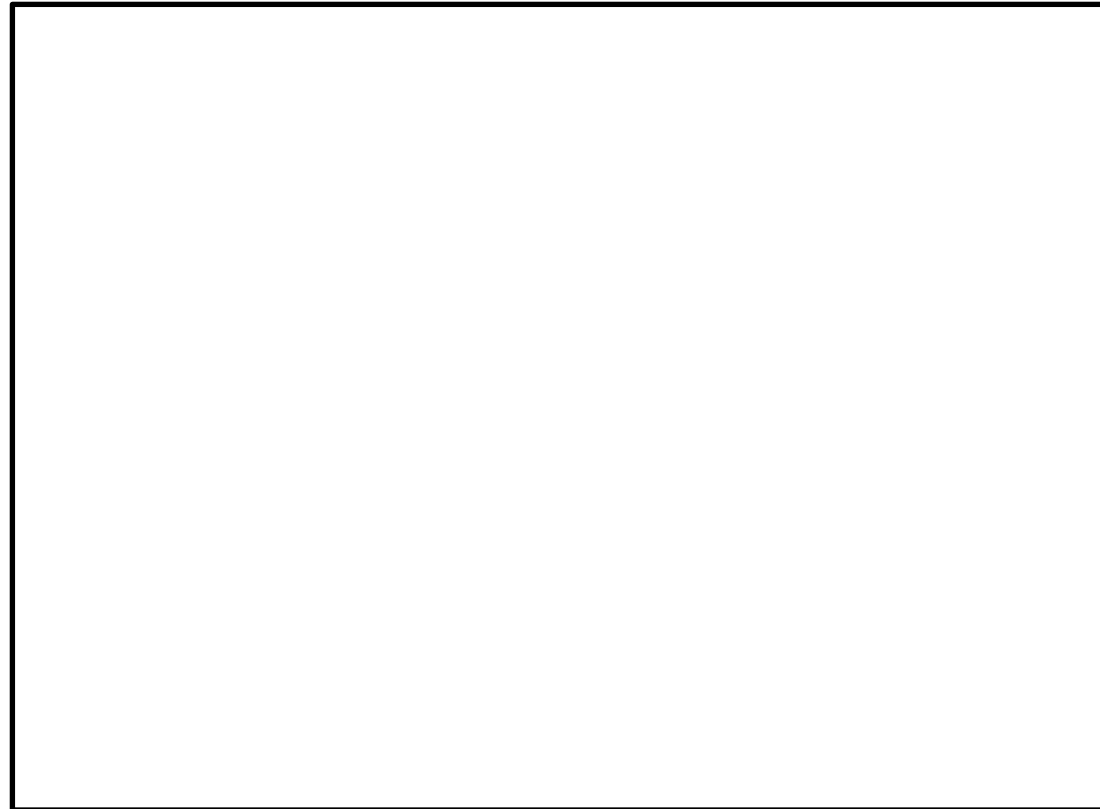


図4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



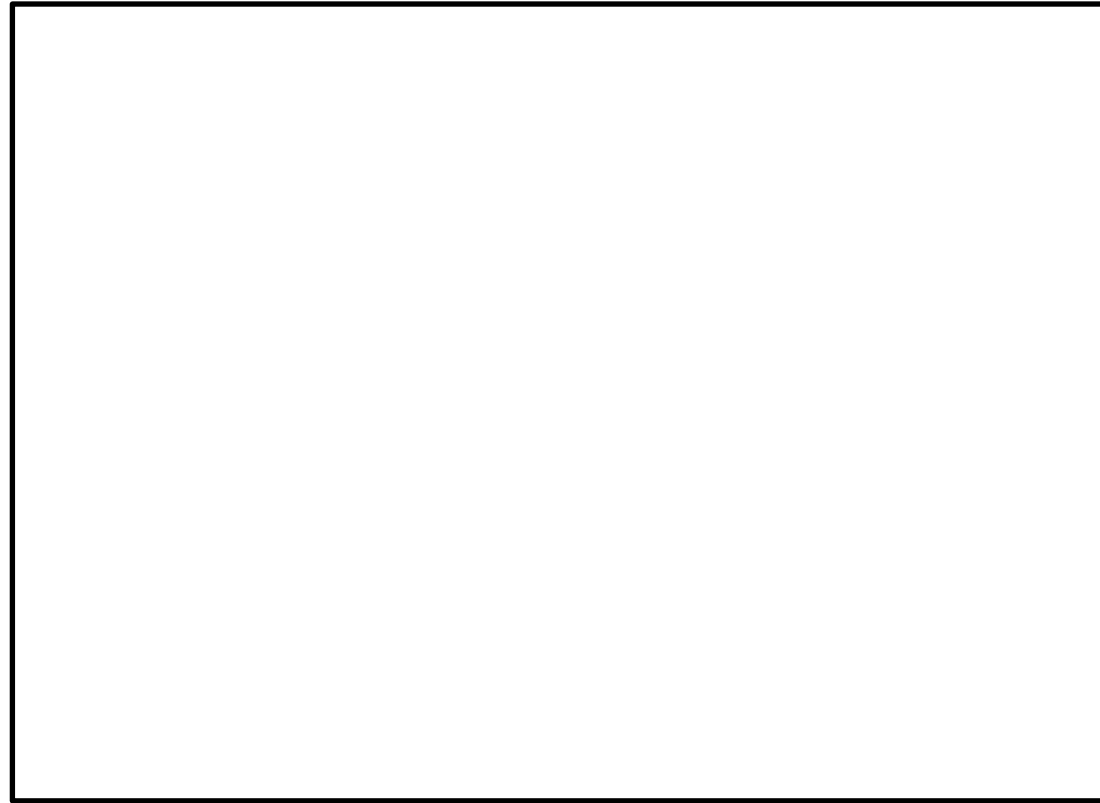
第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)



図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (1/3)



図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (2/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

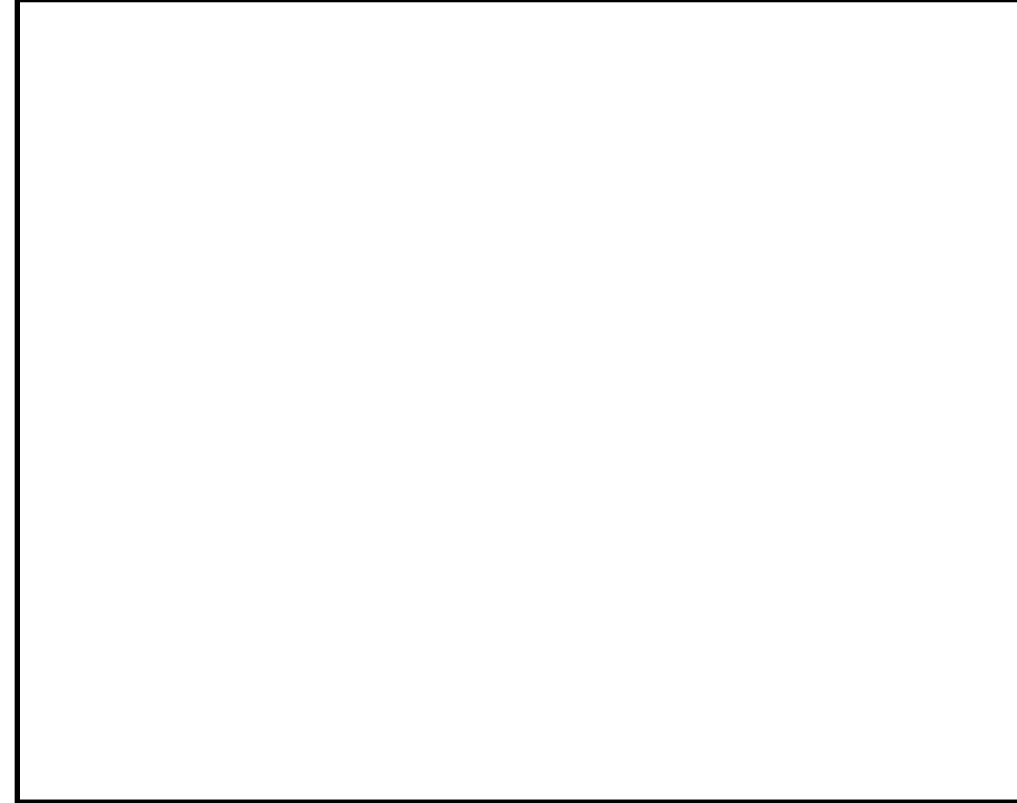


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (3/3)

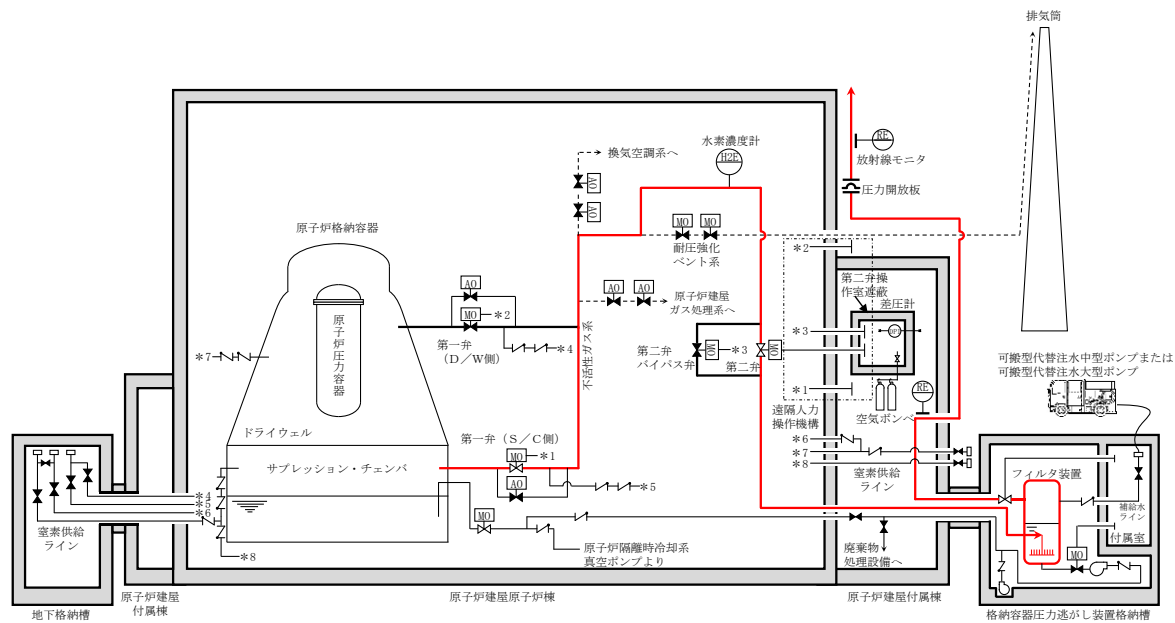
4.2.2 スクラビング水の補給

スクラビング水は、ベンチュリスクラバで捕集した放射性物質の崩壊熱等による蒸発を考慮しても、ベント開始後7日間は運転員等による補給操作が不要となる水量を保有するよう水位を設定するとともに、スクラビング水が減少した場合にベントフィルタ外部より補給を行う。

格納容器圧力逃がし装置格納槽外部に設置された接続口に可搬型の注水設備等を接続し、水を補給する。補給に使用する配管に設置された弁は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより手動操作を行う。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイロローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

スクラビング水補給時の系統状態の概要を第4.2.2-1図に、スクラビング水補給用接続箇所現場位置を第4.2.2-2図に示す。



第4.2.2-1図 スクラビング水補給時の系統状態概要図

4.2.2 スクラビング水・薬剤の補給

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

また、スクラビング水の排水操作後は、薬品タンクから薬剤の補給を行う。

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

スクラビング水・薬剤補給時の系統状態の概要を図4.2.2-1,2に、スクラビング水補給用接続箇所現場位置を図4.2.2-3に示すとともに、作業環境を表4.2.2-1に示す。

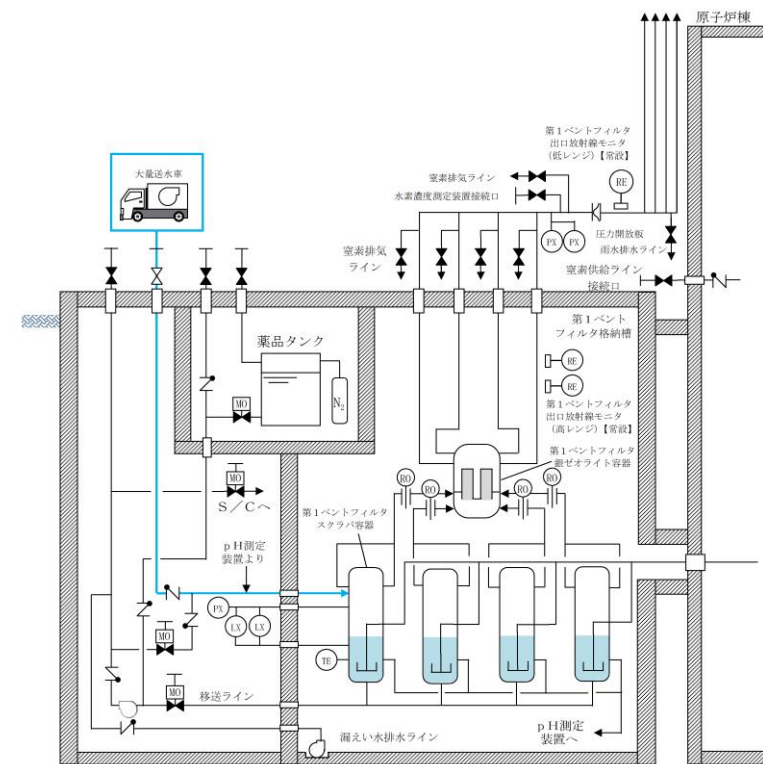


図4.2.2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

- ・設備の相違
島根2号炉は、薬品タンクを設置しており、薬品タンクの補給に合わせ水の補給を実施
- ・設備の相違
島根2号炉は、補給に必要な弁は第1ベントフィルタ格納槽外部に設置
- ・評価結果の相違
現場操作場所へのアクセスは、地震・津波による影響は受けませんが、万一对応を記載

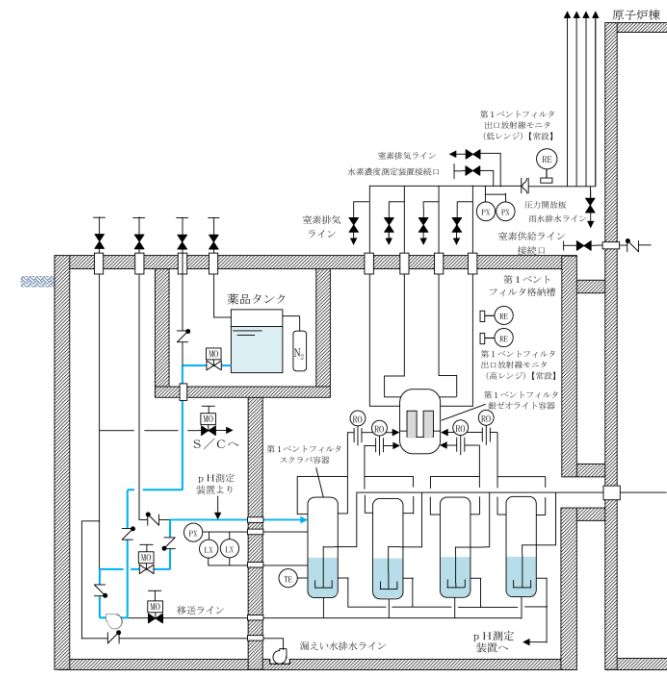
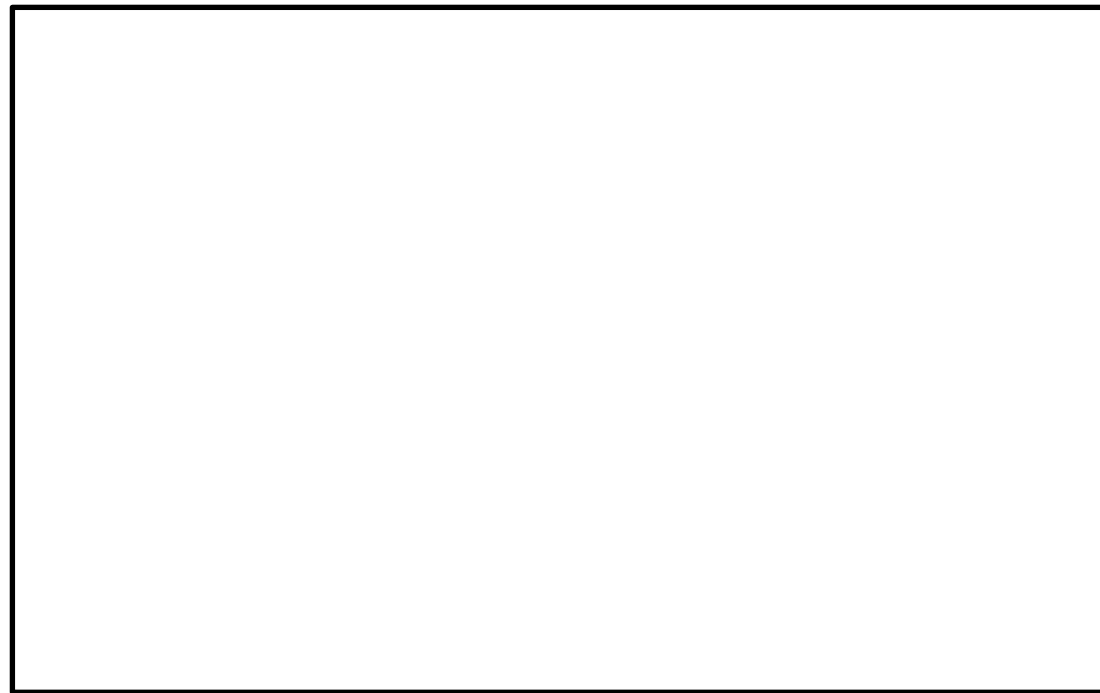


図 4. 2. 2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図



第 4. 2. 2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

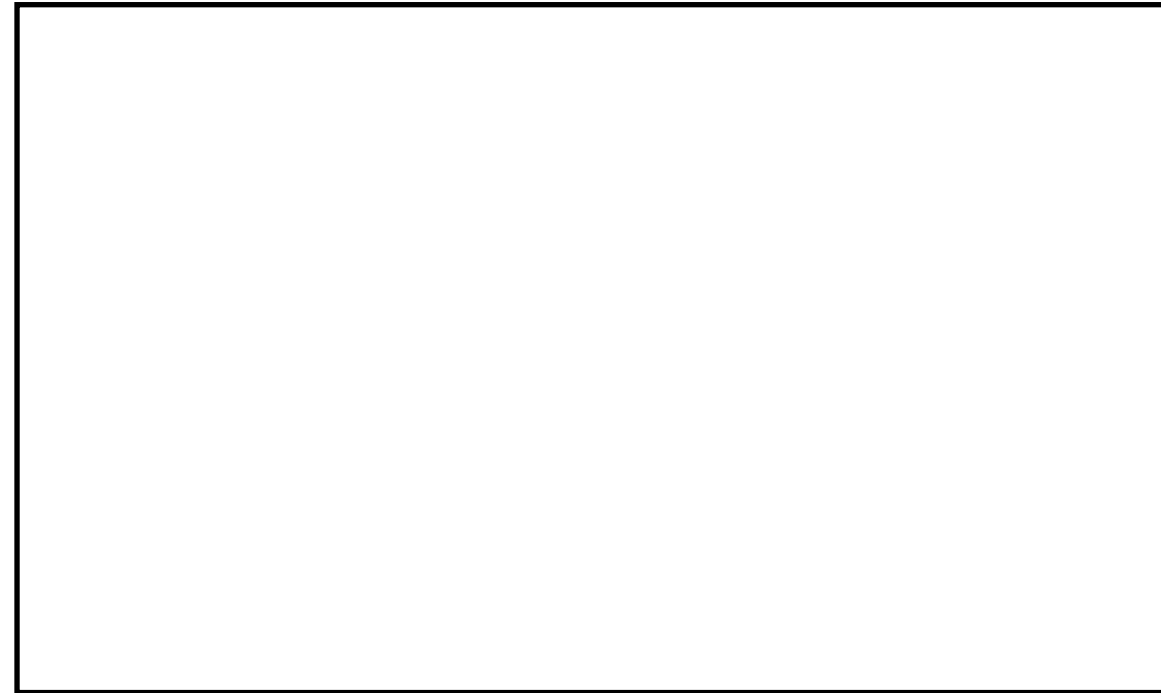


図 4. 2. 2-3 スクラビング水補給接続口位置

表 4.2.2-1 ベント後長期時の作業項目及び作業環境

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

※1: 炉心損傷防止対策の事故シーケンス(全交流動力電源喪失((外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗))における評価結果を示している。
 ※2: 事故後168時間以降を想定
 ※3: 全面マスク(PF50)の着用

4.2.3 窒素の供給及び水素濃度測定

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

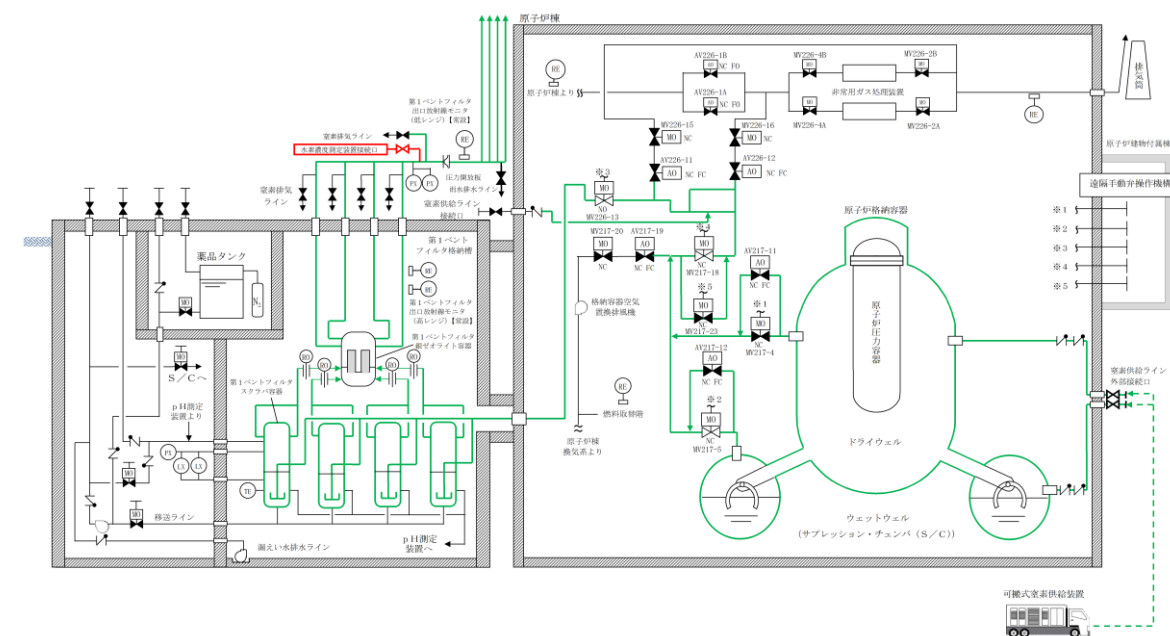


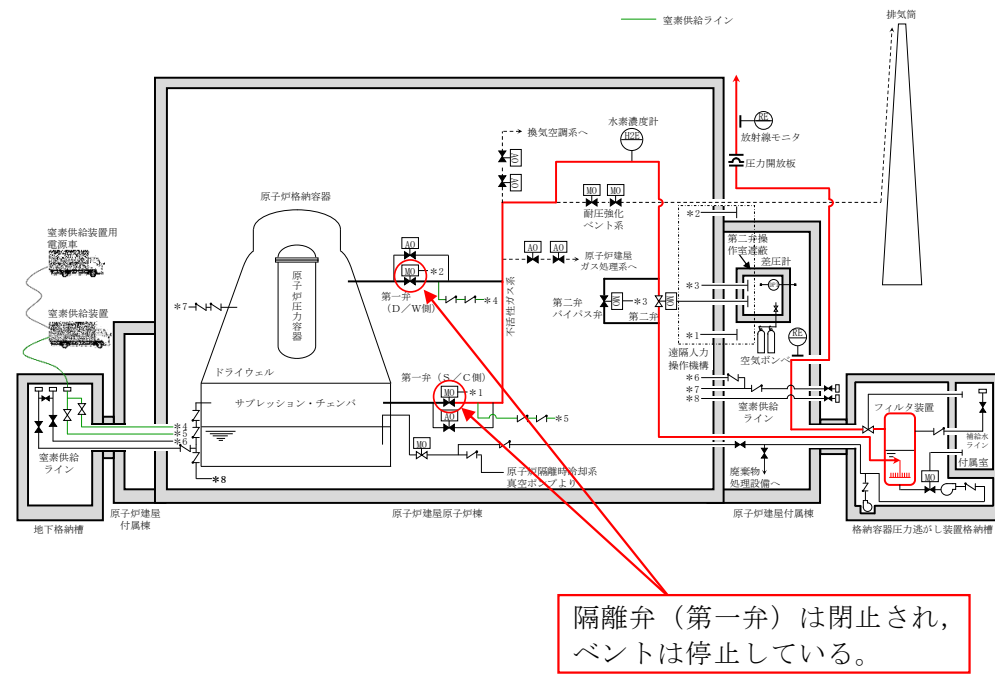
図 4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

4.2.3 窒素の供給

原子炉建屋外壁に設置された接続口に、可搬型の窒素供給装置を接続し、窒素を格納容器圧力逃がし装置へ供給する。

現場操作場所への経路は地震、津波による被害要因を想定し、経路確保のためのホイールローダ等の重機を配備することで、可能な限り早急な仮復旧時間で移動ルートを確認する。

窒素供給時の系統状態の概要を第4.2.3-1図に、窒素供給用接続箇所を第4.2.3-2図に示す。

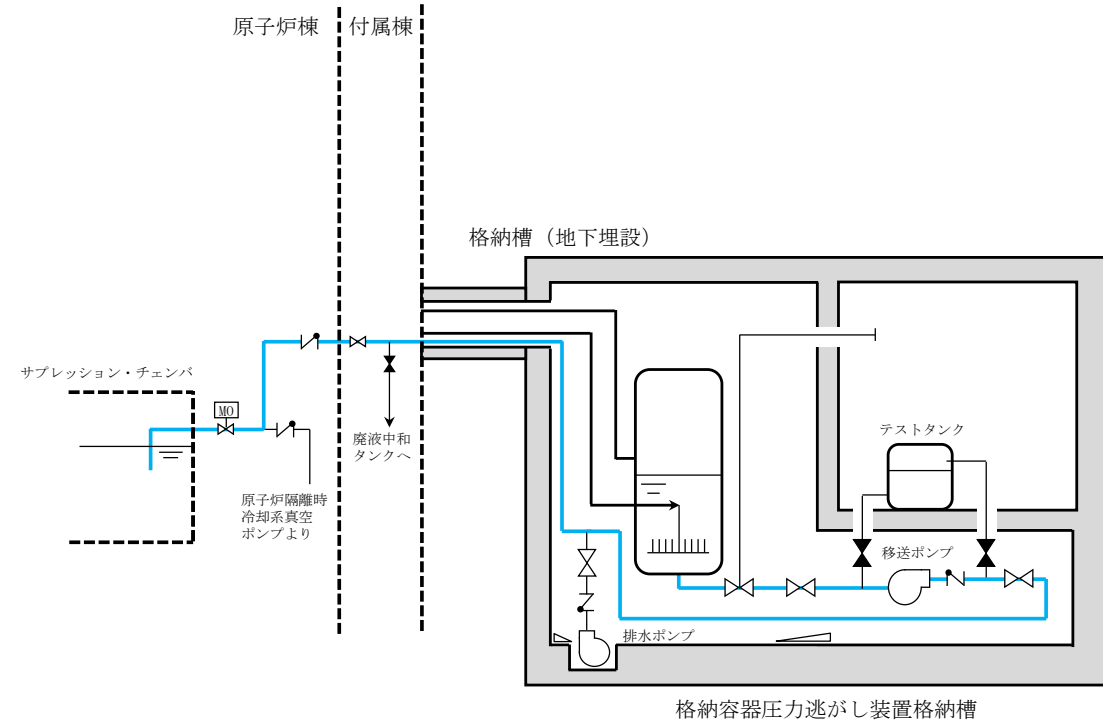


第 4.2.3-1 図 窒素供給時の系統状態概要図

・記載方針の相違
 島根2号炉は、ベント停止後長期に実施する可能性のある作業の現場作業の成立性を記載

・設備の相違
 島根2号炉は、フィルタベントラインの水素濃度測定を可搬型設備にて実施

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 262 1222 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="430 884 997 913">第 4.2.3-2 図 窒素供給用接続箇所^{の設置位置}</p> <p data-bbox="151 974 350 1003">4.2.4 排水操作</p> <p data-bbox="175 1016 1279 1138"><u>排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サブプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。</u></p> <p data-bbox="175 1194 1279 1272">さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合、排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サブプレッション・チェンバ）に移送する。</p> <p data-bbox="175 1285 1279 1362"><u>移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。</u></p> <p data-bbox="195 1375 884 1404"><u>各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。</u></p> <p data-bbox="175 1465 1279 1543">スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、<u>移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2.4-3 図に示す。</u>（別紙 13）</p>	<div data-bbox="1344 262 2418 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1418 884 2300 913">図 4.2.3-2 窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所^{の設置位置}</p> <p data-bbox="1297 974 1495 1003">4.2.4 排水操作</p> <p data-bbox="1368 1016 2418 1138"><u>スクラバ容器内の水位が上昇した場合には、スクラバ容器の排水ラインからサブプレッション・チェンバへ排水する。また、ベント実施後のスクラバ容器内の水は、格納容器の状態を確認の上、サブプレッション・チェンバへ移送する。</u></p> <p data-bbox="1368 1194 2418 1316">さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水がベントフィルタ室に漏えいした場合、排水ポンプにより水を格納容器（サブプレッション・チェンバ）<u>又は格納容器以外に移送する。</u></p> <p data-bbox="1389 1329 2181 1358"><u>各ポンプ及び弁は、中央制御室より操作スイッチにより操作する。</u></p> <p data-bbox="1368 1465 2418 1543">スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を図 4.2.4-1 及び図 4.2.4-2 に示す。</p>	<p data-bbox="2605 163 2665 193">備考</p> <ul data-bbox="2448 1020 2813 1451" style="list-style-type: none"> ・設備の相違 排水先の相違 ・設備の相違 島根 2 号炉は、ポンプ入口弁が電動弁のため中央制御室にて操作可能



格納容器圧力逃がし装置格納槽

注) 系統構成は現在の計画

第 4.2.4-1 図 スクラビング水移送時の系統状態概要図

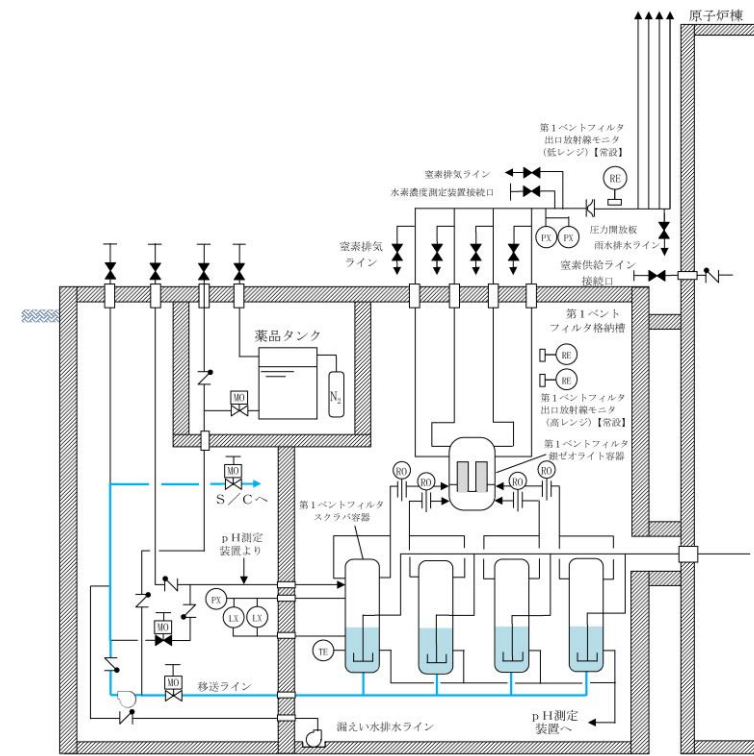
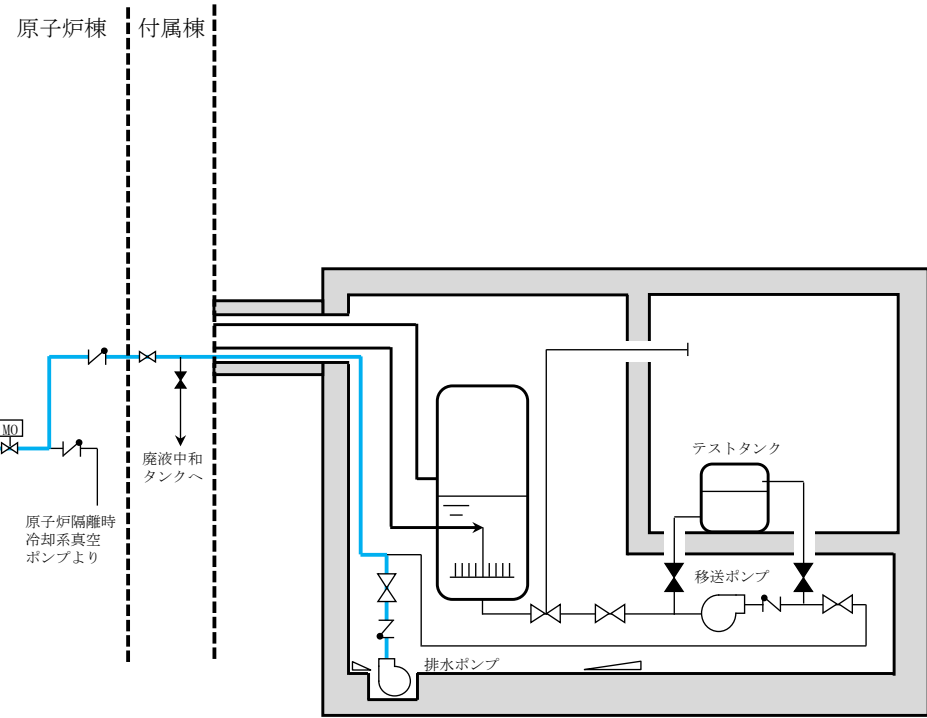


図 4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図



格納容器圧力逃がし装置格納槽

注) 系統構成は現在の計画

第 4.2.4-2 図 漏えい水移送時の系統状態概要図

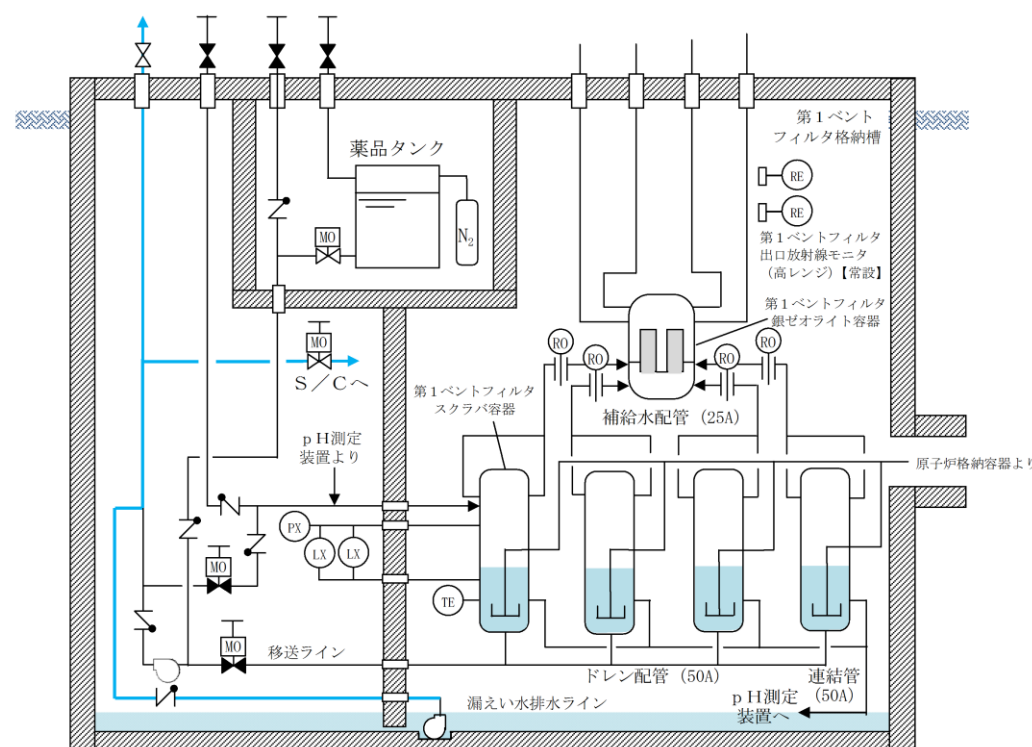
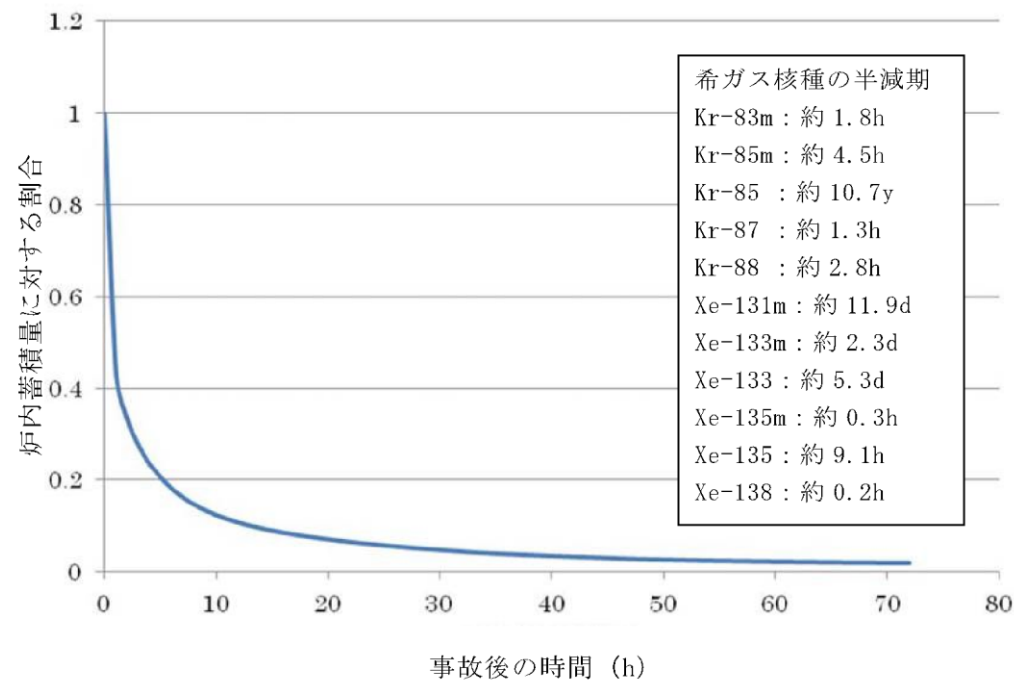


図 4.2.4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 214 1222 684" style="border: 1px solid black; height: 224px; width: 344px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="480 701 943 735" style="text-align: center;">第4.2.4-3図 排水設備 弁操作位置</p> <p data-bbox="148 835 822 869">4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用</p> <p data-bbox="163 882 834 915">(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用</p> <p data-bbox="201 928 1276 1050">格納容器圧力逃がし装置にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。</p> <ul data-bbox="231 1062 1276 1407" style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系又は代替循環冷却系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として緊急用海水系を整備する。 ・重大事故等対処設備として代替格納容器スプレィ冷却系（常設）を整備し、サブプレッション・プール通常水位+6.5m到達まで格納容器スプレィを可能とする。 ・自主対策設備として代替残留熱除去系海水系を整備し、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。 <p data-bbox="163 1465 519 1499">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="201 1512 1276 1680">格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から12時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。</p> <p data-bbox="231 1692 706 1726">希ガスの減衰曲線を第4.3-1図に示す。</p>	<p data-bbox="1294 835 1967 869">4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用</p> <p data-bbox="1308 882 1979 915">(1) 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用</p> <p data-bbox="1347 928 2421 1050">格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。</p> <ul data-bbox="1377 1062 2421 1407" style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系又は残留熱代替除去系と連携して、原子炉内で発生した崩壊熱を海へ輸送することができるように、重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却系を整備する。 ・重大事故等対処設備として格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）を整備し、サブプレッション・プール通常水位+約1.3m到達まで格納容器スプレィを可能とする。 ・自主対策設備として大型送水ポンプ車による格納容器除熱手段を整備し、格納容器代替スプレィ系（可搬型）による格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する間に当該設備を配備し、格納容器除熱を可能とする。 <p data-bbox="1308 1465 1665 1499">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="1347 1512 2421 1680">気体状放射性物質（希ガス）は、原子炉停止後、半日程度格納容器内で保持することで、大幅に減衰される。炉心損傷後にベントの実施が必要となる場合には、さらにドライウェル内へ間欠スプレィ操作を行い、格納容器圧力を最高使用圧力の1.5倍以下に制御し、ベント開始時間を遅らせることにより、ベントによる希ガス放出を低減する。</p> <p data-bbox="1448 1692 1902 1726">希ガスの減衰曲線を図4.3-1に示す。</p>	<p data-bbox="2436 1197 2733 1230">・ベント実施基準の相違</p> <p data-bbox="2436 1512 2822 1680">・解析結果の相違 格納容器ベント実施時間の相違に伴う、スプレィ実施期間の相違</p>



第 4.3-1 図 炉内蓄積量に対する割合の時間変化 (希ガス核種合計)

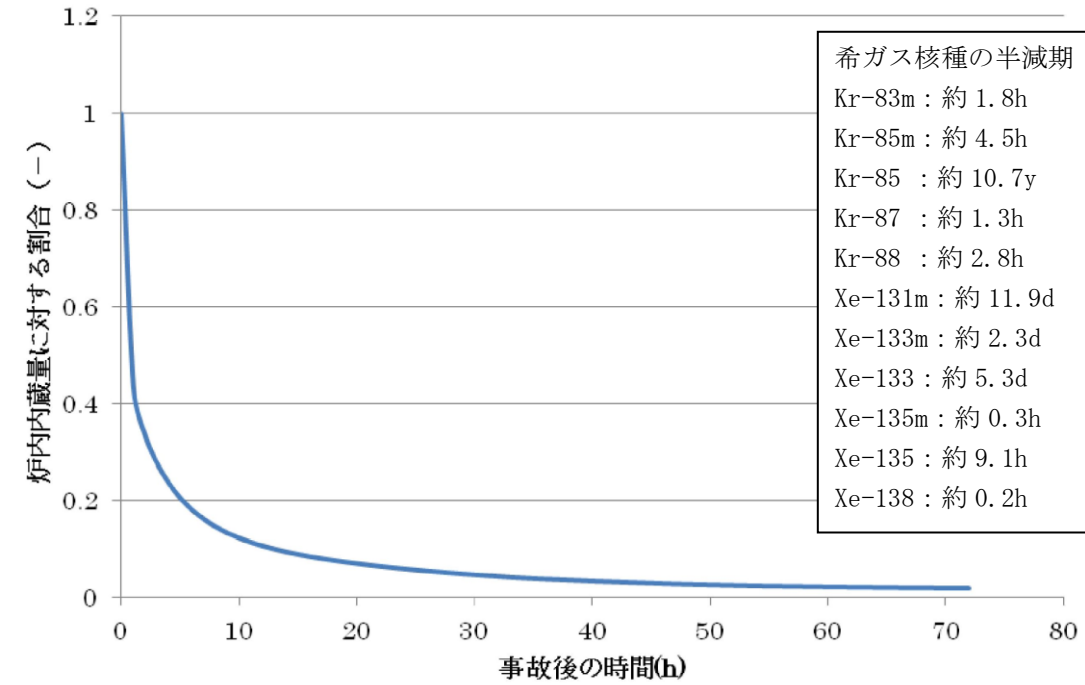


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化 (希ガス核種合計)

4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項

(1) 格納容器フィルタベント系の長期運用

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

(2) 格納容器フィルタベント系の使用後の保管方法

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

(3) 格納容器負圧防止

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

(4) 格納容器 pH 制御の実施

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

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4.4 設備の維持管理</p> <p>(1) 点検方法</p> <p>a. 機械設備</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の機械設備については、東海第二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。</u></p> <p><u>一方、東海第二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ビング水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、先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。</u></p> <p><u>スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、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。</u></p> <p>また、<u>よう素除去部に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙14）</u></p> <p><u>東海第二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、先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。</u></p> <p><u>機械設備の点検内容を第4.4-1表に示す。</u></p>	<p>4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理</p> <p>(1) 点検内容</p> <p><u>格納容器フィルタベント系は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検（時間基準保全）により、設備性能を確保していることの確認を行う。（別紙44）</u></p> <p><u>点検周期は、表4.5-1～3に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。</u></p> <p><u>また、初回定期検査時の点検結果に応じて点検周期へ反映する。</u></p> <p>また、<u>銀ゼオライト容器に充填される銀ゼオライトについては、試験を行い、スクラビング水による飽和蒸気環境下で15カ月間保管した後も性能基準を満たしていることを確認した。（別紙45）</u></p> <p><u>機械設備、電気設備、計測設備の点検項目及び点検内容を表4.5-1～3に示す。</u></p>	<p>備考</p> <p>・点検周期の相違 島根2号炉は、既設類似機器により定める</p> <p>（スクラビング水の点検周期は表5.3-1参照）</p> <p>・点検周期の相違 島根2号炉は、1サイクル毎に実施</p>

第4.4-1表 機械設備の点検内容

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
	スクラビング水	・水質確認 毎定検
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・流量制限オリフィス ・よう素除去部	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(よう素除去部)	・サンプル性状確認
圧力開放板	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定検ごと
	機能確認	・漏えい確認 10定検ごと、ただし接液部については初回定検(結果によりその後の周期を決定)
弁	本体	・弁箱内面点検手入れ 3定検ごと、ただし接液部については初回定検(結果によりその後の周期を決定)
		・弁体、弁座、弁棒等点検手入れ
		・パッキン類交換
	機能確認	・外観目視点検 ・漏えい確認 ・作動試験 毎定検(手動弁を除く)
ポンプ	本体	・内面点検手入れ 4定検ごと
		・インペラ、シャフト、ケーシング等点検手入れ
		・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 4定検ごと、ただし移送ポンプについては毎月定期試験

表4.5-1 機械設備の点検項目及び点検内容

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

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

・設備の相違

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については、東海第二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。

電気設備の点検内容を第4.4-2表に示す。

第4.4-2表 電気設備の点検内容

対象機器	点検内容	点検周期・時期（計画）	
電動駆動弁駆動部	電動機	・外観点検	2 定検ごと
		・分解点検	156 ヶ月ごと
	トルクスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・設定値確認	
	リミットスイッチ	・動作確認	2 定検ごと
		・取付状態確認	
	電気室	・結線点検	2 定検ごと
	開度計	・外観点検	2 定検ごと
		・指示値確認	
	試験・測定	・絶縁抵抗測定	1 定検ごと
・作動試験			
・電流測定			
ポンプ電動機	電動機	・外観点検	5 定検ごと
		・分解点検	
	機能確認	・絶縁抵抗測定	5 定検ごと、ただし移送ポンプについては毎月定期試験
		・作動試験	
		・電流測定	

表4.5-2 電気設備の点検項目及び点検内容

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

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																									
<p>c. 計装設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、東海第二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第4.4-3表に示す。</p>																																																																																																											
<p>第4.4-3表 計装設備の点検内容</p>	<p>表4.5-3 計測制御設備の点検項目及び点検内容</p>																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名</th> <th></th> <th>点検内容</th> <th>点検周期・時期（計画）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">水位計</td> <td rowspan="2">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力計</td> <td rowspan="2">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">温度計</td> <td rowspan="3">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・電気試験</td> </tr> <tr> <td>・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">放射線モニタ</td> <td rowspan="3">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</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">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</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 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>特性試験</td> <td>・計器校正</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>・作動試験</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>分解点検</td> <td>・ポンプ分解点検</td> <td>5 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>制御盤</td> <td>外観検査</td> <td>・外観点検</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> </tbody> </table>	設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）	水位計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	温度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・電気試験	・ループ校正	放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	・線源校正	水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・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 定検ごと	特性試験	・計器校正	1 定検ごと	機能・性能検査	・作動試験	1 定検ごと	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検ごと	制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検ごと	<table border="1"> <thead> <tr> <th>対象機器</th> <th>点検項目</th> <th>点検内容</th> <th>点検周期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器圧力</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器温度</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器水位</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>3. 機能・性能試験</td> <td>a. 動作試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第1ベントフィルタ出口水素濃度</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ水pH</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> </tbody> </table>	対象機器	点検項目	点検内容	点検周期	スクラバ容器圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	スクラバ容器温度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	スクラバ容器水位	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	フィルタ装置出口配管圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	スクラバ水pH	1. 外観点検	a. 外観点検	1C	2. 特性試験	a. 校正試験	1C	<p>・設備の相違</p>
設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）																																																																																																								
水位計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
		・単体・ループ校正																																																																																																									
圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
		・単体・ループ校正																																																																																																									
温度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
		・電気試験																																																																																																									
		・ループ校正																																																																																																									
放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
		・単体・ループ校正																																																																																																									
		・線源校正																																																																																																									
水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
		・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 定検ごと																																																																																																								
	特性試験	・計器校正	1 定検ごと																																																																																																								
	機能・性能検査	・作動試験	1 定検ごと																																																																																																								
	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検ごと																																																																																																								
制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検ごと																																																																																																								
対象機器	点検項目	点検内容	点検周期																																																																																																								
スクラバ容器圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
スクラバ容器温度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
スクラバ容器水位	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
フィルタ装置出口配管圧力	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
	3. 機能・性能試験	a. 動作試験	1C																																																																																																								
第1ベントフィルタ出口水素濃度	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
スクラバ水pH	1. 外観点検	a. 外観点検	1C																																																																																																								
	2. 特性試験	a. 校正試験	1C																																																																																																								
	<p>※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。</p> <p>保全方式の選定にあたっては、「原子力発電所の保守管理規定（JEAC 4209）MC-11-1-1 保全方式の選定」に基づき、適切な方針を選定することとした。</p> <p>格納容器フィルタベント系は設備の重要性から予防保全を行うことが適切である。機械設備、電気設備、及び計測制御設備については、運転経験、劣化の進展予測等から、定期的な保全が妥当と判断するため、時間基準保全とする。</p> <p>スクラバ容器及び容器内部構造物については、薬液に対する劣化状況について確認するため、マンホールを開放して定期的な内部点検を行う必要がある。また、銀ゼオライトについても発電所内で設置した事例がないことから、銀ゼオライト容器の定期的な開放点検等で劣化の進展状況を把握する必要があるため、同様に時間基準保全とする。</p>	<p>・記載方針の相違</p>																																																																																																									

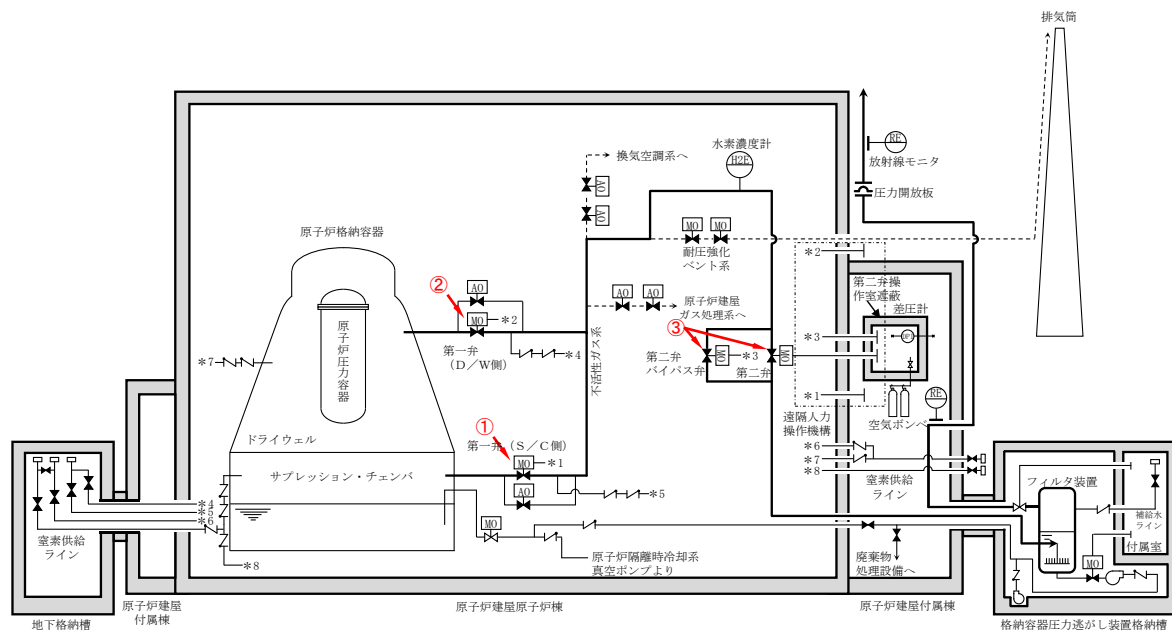
(2) 試験方法

格納容器圧力逃がし装置の機能検査として、「弁開閉試験」、「移送ポンプ作動試験」、「漏えい試験」、「スクラビング水質確認試験」及び「よう素除去部（銀ゼオライト）性能確認試験」を実施する。

a. 弁開閉試験

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。第4.4-1図に対象弁を示す。

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験
- ・フレキシブルシャフトによる人力での弁開閉試験



第4.4-1図 格納容器圧力逃がし装置機能検査対象弁

(2) 試験方法

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

a. 弁開閉試験

弁開閉試験の概要図を図4.5-1に示す。

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

(a) 電動弁（弁番号：①、②、③、④、⑤）

- ・中央制御室の操作スイッチによる弁開閉試験

: ①*, ②*, ③*, ④*, ⑤

- ・弁駆動部のエクステンションによる人力での弁開閉試験

: ①, ②, ③, ④, ⑤

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

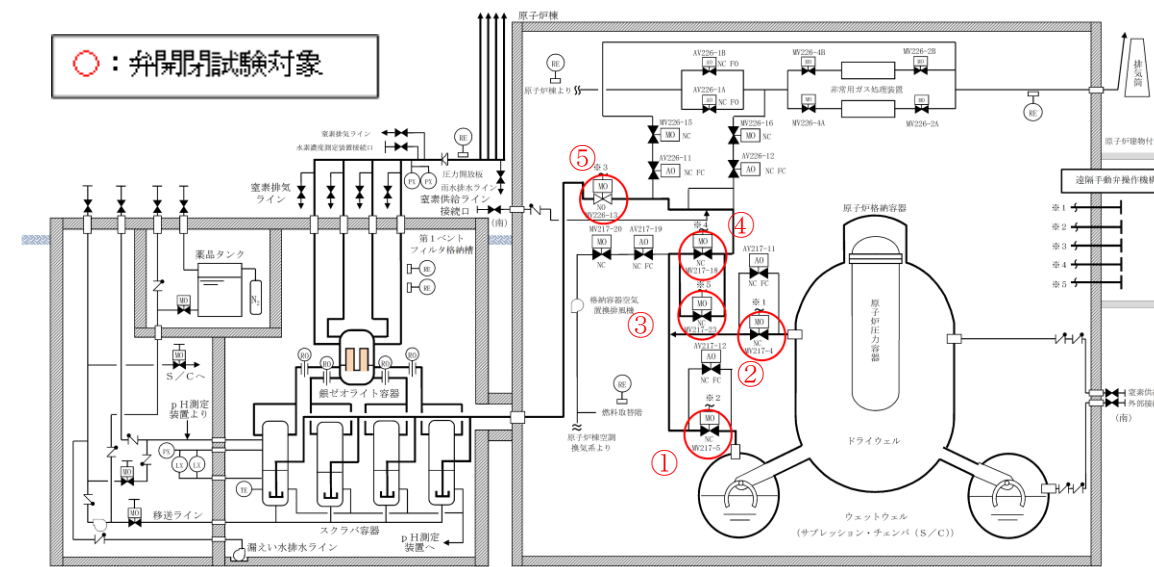
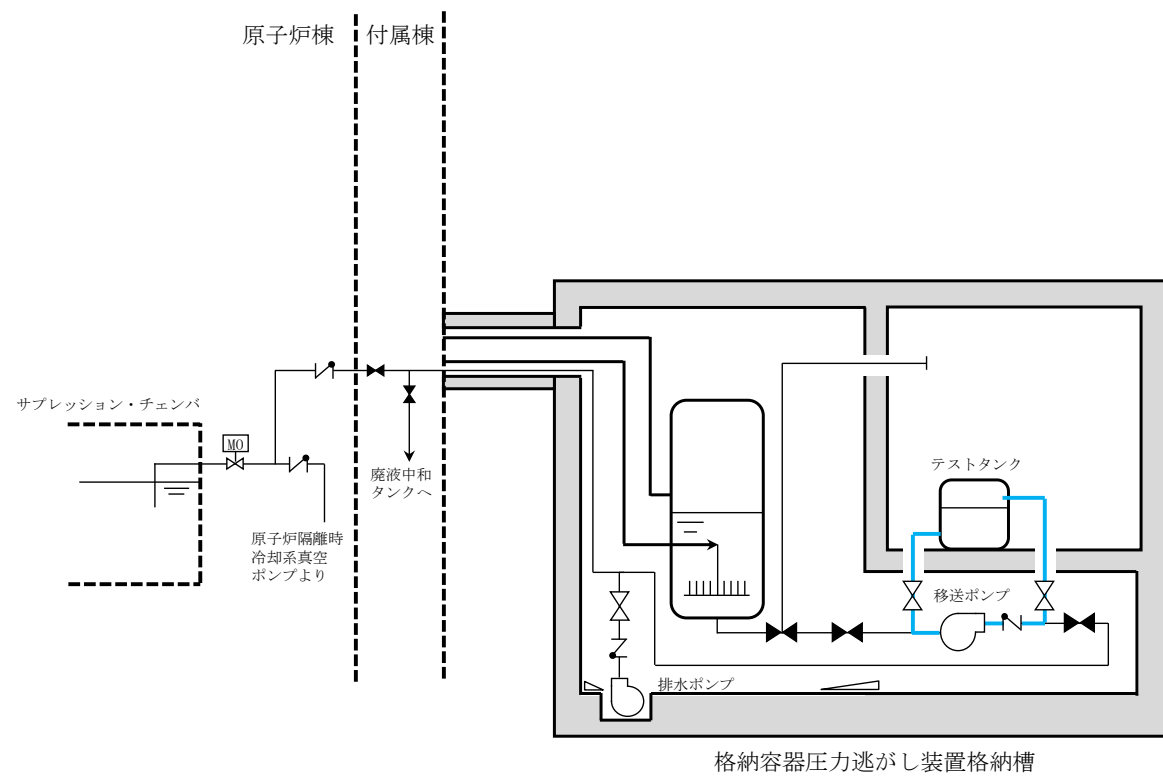


図4.5-1 弁開閉試験概要図

・設備の相違

b. 移送ポンプ作動試験

排水設備のうち移送ポンプが所定の機能を発揮することを確認するため、テストラインを使用して、移送ポンプの作動試験を実施する。移送ポンプ作動試験の概要図を第 4.4-2 図に示す。



注) 系統構成は現在の計画

第 4.4-2 図 排水設備（移送ポンプ）作動試験概要図

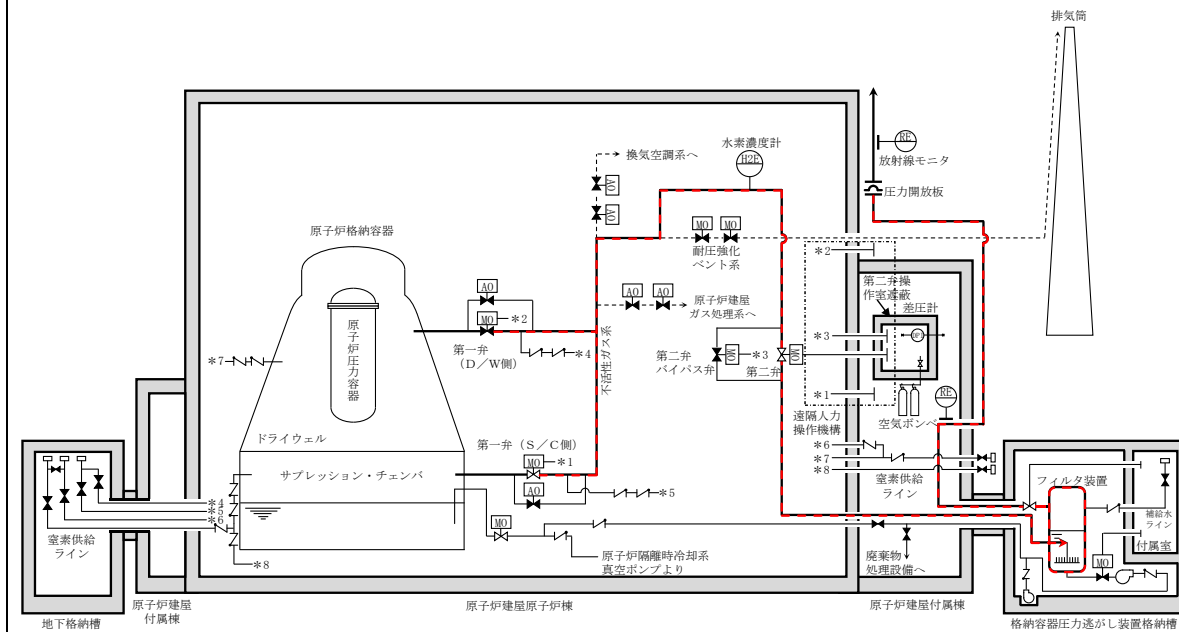
・設備の相違
島根 2 号炉は、蒸気凝縮によるスクラビング水の水位上昇が、排水設備を使用しなくてもフィルタ機能維持可能な上限値に至らない設計としているため、移送ポンプを自主対策設備としていることから、記載していない

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. <u>漏えい試験 (主配管)</u></p> <p><u>漏えい試験の試験条件・方法を第4.4-4表に、試験概要図を第4.4-3図に示す。</u></p> <p><u>漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。</u></p> <p>(a) <u>加圧媒体</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力620kPa [gage] での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より分子量が大きいことから、窒素を加圧媒体とすることは妥当であると判断する。</u></p> <p><u>なお、事故時に発生する水素については、系統内は常に流動があり滞留することがないため、フランジ部等から水素の大量漏えいは考え難いこと、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PAR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。</u></p> <p>(b) <u>試験圧力</u></p> <p><u>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30kPa [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620kPa [gage] を試験圧力とする。</u></p> <p>(c) <u>試験温度</u></p> <p><u>漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。</u></p>	<p>b. <u>漏えい試験 (主配管)</u></p> <p><u>漏えい試験の試験条件・方法を表5.3-4に、試験概要図を図5.3-2に示す。</u></p> <p><u>漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。</u></p> <p>(a) <u>加圧媒体</u></p> <p><u>スクラバ容器の最高使用圧力853kPa [gage] でのベント開始時の系統内は窒素ガスが支配的であること、また、ベント継続中に漏えい防止対象となる放射性物質は窒素より分子量が大きいことから、窒素ガスを加圧媒体とすることは妥当であると判断する。</u></p> <p><u>なお、事故時に発生する水素ガスについては、事故時において系統内から漏えいする可能性はあるものの、建物外については外気により拡散すること、建物内についてはPARによる処理が期待できること、試験時の安全性確保の観点から、水素ガスを加圧媒体とした漏えい試験は行わない。</u></p> <p>(b) <u>試験圧力</u></p> <p><u>漏えい試験では、系統内が不活性状態で維持されていることの確認として窒素封入圧力 <input type="text" value="30"/> [gage] 程度が維持されていること、並びに、系統が使用時にバウンダリ機能を維持できることの確認として最高使用圧力853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで) 及び最高使用圧力427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降) を試験圧力とする。</u></p> <p>(c) <u>試験温度</u></p> <p><u>漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、同様に系統最高使用温度での漏えい確認が困難な原子炉圧力容器の漏えい試験では、通常運転温度約280℃に対し180℃以上低い100℃以下で漏えい確認を行っていることから、常温での漏えい確認で十分であると判断する。</u></p>	<p>・炉型の違い</p> <p>東海第二 (Mark-II) と島根2号炉 (Mark-I改) の最高使用圧力の相違による</p> <p>(以下、⑦の相違)</p> <p>・炉型及び設備の違い</p> <p>⑦及び設備仕様の相違</p>

第4.4-4表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	30kPa [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	窒素ガス	620kPa [gage] (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。



第4.4-3 図 漏えい試験の試験概要図

表4.5-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

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

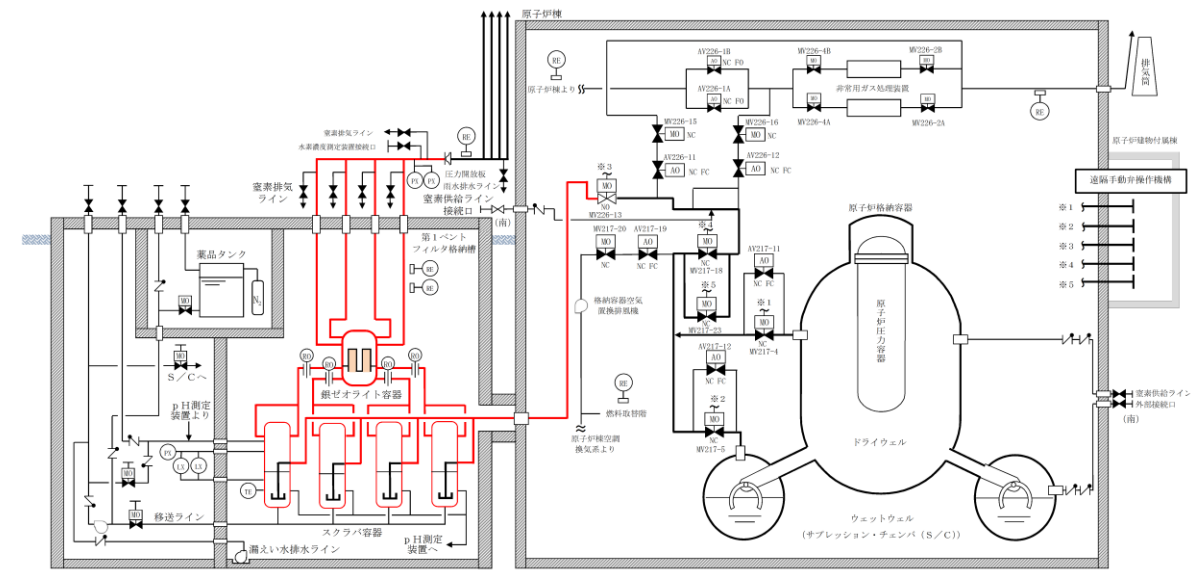


図4.5-2 漏えい試験概要図

・設備の相違

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>スクラビング水質確認試験</u> <u>スクラビング水質確認試験は、サンプラインから水を採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の濃度であることを確認する。</u></p> <p>e. <u>銀ゼオライト性能確認試験</u> <u>よう素除去部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ベントフィルタ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。</u></p>	<p>c. <u>スクラビング水性状確認</u> <u>スクラビング水性状確認は、格納容器フィルタベント系待機中に、連結管からサンプル水の採取・分析を実施し、スクラビング水が規定の薬液濃度であることを確認する。</u></p> <p>d. <u>銀ゼオライトよう素除去性能試験</u> <u>銀ゼオライト容器に充填される銀ゼオライトについては、銀ゼオライトと同等の環境に保管される銀ゼオライトサンプルを用いてよう素除去性能試験を行い、規定の性能が確保されていることを確認する。</u></p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5. 新規制基準への適合性</p> <p>5.1 第38条 (重大事故等対処施設の地盤)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するものが設置される重大事故等対処施設： 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤 ・重大事故緩和設備のうち常設のものが設置される重大事故等対処施設： 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤 ・重大事故等対処施設は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。 ・重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。 </div> <p>(2) 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の設備は、以下のとおり設計している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動S_sによる地震力が作用した場合においても、当該施設を十分に支持できる地盤に設置する。 	<p>5. 新規制基準への適合性</p> <p>5.1 設置許可基準規則への適合性</p> <p>5.1.1 第38条 重大事故等対処施設の地盤</p> <p>第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。</p> <p>(1) 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備を設置する地盤</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であつて、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤〔第1項第1号〕</p> <p>(b) 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤〔第1項第3号〕</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系は、基準地震動S_sによる地震力が作用した場合においても当該設備を十分に支持することができる地盤に設置する設計とする。</p> <p>(2) 重大事故等対処施設を設置する地盤の変形</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。〔第2項〕</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる可能性のある支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う周辺地盤の変状により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ <u>地震発生に伴い地盤が変形した場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。</u></p> <p>・ <u>変位が生じるおそれがない地盤に設置する。</u></p> <p><u>以上より、第38条の要求事項に適合している。</u></p> <p>5.2 第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・ 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設： 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>・ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設： 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> </div> <p>(2) 規制基準適合性</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の設備は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれないよう設計している。(別紙31)</u></p>	<p>(3) <u>重大事故等対処施設を設置する地盤の変位</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。[第3項]</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計とする。</u></p> <p>5.1.2 第39条 地震による損傷の防止</p> <p><u>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</u></p> <p>(1) <u>常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の地震による損傷防止</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</u> [第1項第1号]</p> <p>(b) <u>常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</u> [第1項第3号]</p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。(別紙16)</u></p> <p>(2) <u>地震による斜面の崩壊</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。[第2項]</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系は、基準地震動S_sによる地震力によって生じるおそれ</u></p>	<p>備考</p> <p>・ 記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以上より、<u>第39条の要求事項に適合している。</u></p> <p>5.3 <u>第40条 (津波による損傷の防止)</u></p> <p>(1) <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>・<u>重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</u></p> </div> <p>(2) <u>規制基準適合性</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の設備を設置する原子炉建屋、格納容器圧力逃がし装置格納槽及び連絡配管路については、標高8mの位置に設置され(一部地下埋設)、防潮堤により基準津波が遡上してこないことから、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない。</u></p> <p><u>以上より、第40条の要求事項に適合している。</u></p> <p>5.4 <u>第41条 (火災による損傷の防止)</u></p> <p>(1) <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>・<u>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</u></p> </div> <p>(2) <u>規制基準適合性</u></p> <p>a. <u>火災の発生防止</u></p> <p>(a) <u>火災防護対策を講じた設計</u></p> <p><u>多量の発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び水素が発生する設備はない。また、系統内に水素が滞留することを防止する設計としている。</u></p> <p><u>なお、主要構造物は不燃性材料を使用し、ケーブルは自己消火性及び耐延焼性を有する難燃ケーブルを使用し、電線管等で布設することにより、発火した場合においても他</u></p>	<p><u>がある周辺の斜面の崩壊に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</u></p> <p>5.1.3 <u>第40条 津波による損傷の防止</u></p> <p><u>第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</u></p> <p>(1) <u>津波による損傷防止</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系を設置する原子炉建物及び第1ベントフィルタ格納槽は、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。</u></p> <p>5.1.4 <u>第41条 火災による損傷の防止</u></p> <p><u>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</u></p> <p>(1) <u>火災による損傷防止</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>火災の発生防止</u></p> <p>(i) <u>発火性又は引火性物質を内包する設備、火花及び水素ガスが発生する設備はない。また、系統内に水素が滞留することを防止する設計とする。</u></p> <p>(ii) <u>主要な構造材は、不燃性材料を使用し、ケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用し、電線管等で敷設することにより、発</u></p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の構築物，系統又は機器に火災による影響を生じさせるおそれはない。</p> <p>(b) <u>落雷，地震への対策</u> <u>落雷については，5.5項を参照。</u> <u>地震については，5.2項を参照。</u></p> <p>b. 火災の感知，消火</p> <p>(a) 火災感知設備 <u>原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽には，設置環境等を考慮し，異なる2種類の感知器を設置する。なお，感知器は，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室にて監視できる設計とする。</u></p> <p>(b) 消火設備 <u>原子炉建屋は，消防法消防法及び実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準に基づき消火栓及び消火器を設置する。万一，タービン建屋等で消火配管が破断した場合は，消防車を用いて給水接続口より消火栓へ水の供給が可能な設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置格納槽については，ケーブルを電線管等で布設するため火災によって煙が充満し消火が困難となることは少ないが，格納容器圧力逃がし装置格納槽の計装ラックや電動弁の火災を考慮し，消火器等を設置する。</u></p> <p>(c) 消火設備の破損等に対する影響 <u>原子炉建屋での消火設備の破損，誤作動等での放水等による溢水等は，安全機能に影響を与えないよう，「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に基づき設計する。</u></p> <p>以上より，第41条の要求事項に適合している。</p>	<p>火した場合においても他の構築物，系統又は機器に火災による影響を生じさない設計とする。</p> <p>(iii) <u>電気系統については，過電流による過熱や損傷を防止するために，保護継電器，遮断器により，故障回路を早期に遮断する設計とする。</u></p> <p>(iv) <u>落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するために，避雷設備を設けるとともに，施設の区分に応じた耐震設計を行う設計とする。</u></p> <p>(b) 火災の感知，消火</p> <p>(i) <u>格納容器フィルタベント系には，異なる種類の感知器を設置する設計とする。なお，感知器は，外部電源が喪失した場合においても電源を確保する設計とし，中央制御室にて監視できる設計とする。</u></p> <p>(ii) <u>格納容器フィルタベント系には，全域ハロン消火設備を設置する設計とする。</u></p> <p>(c) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作について</p> <p>(i) <u>全域ガス消火設備には電気絶縁性が大きく揮発性も高いハロン1301を使用し，消火設備の破損，誤操作により消火剤が放出されても電気および機械設備に影響を与えない設計とする。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉では，第1ベントフィルタ格納槽に全域ハロン消火設備を設置している</p> <p>・設備の相違 島根2号炉では，第1ベントフィルタ格納槽に全域ハロン消火設備を設置している</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>5.5 第43条 (重大事故等対処設備)</p> <p>(1) 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>a. 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>・可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> </div> <p>b. 規制基準適合性</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、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及び残留熱除去系海水系ポンプの安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。</p> <p>共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>設計上考慮する自然現象、外部人為事象については、設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。(別紙32)</p>	<p>5.1.5 第43条 重大事故等対処設備</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>(1) 多様性及び独立性, 位置的分散</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。[第2項第3号]</p> <p>(b) 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備(原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。[第3項第3号]</p> <p>(c) 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。[第3項第5号]</p> <p>(d) 重大事故防止設備のうち可搬型の場合は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。[第3項第7号]</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条においては、常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の安全機能を代替する。残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)については、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相部にスプレイし、崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管(ジルカロイ)と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウェルにスプレイされた水は、格納容器ベント管を通してサブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去ポンプにより、熱交換器によって冷却された後、再びスプレイされる。したがって、当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく、更には設置エリアは近接していないため、共通要因によって同時に機能喪失となることはない。</p> <p>共通要因としては、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>設計上考慮する自然現象、外部人為事象については、設計基準事故対処設備の設計上考慮すべき想定される自然現象及び想定される人為事象と同じ事象を考慮する。(別紙15)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>具体的な自然現象としては、国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して、海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した、風（台風）、竜巻、積雪、凍結、落雷、火山、降水、生物学的事象、洪水、<u>森林火災及び高潮</u>を考慮する。</p> <p>外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において<u>格納容器圧力逃がし装置</u>がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>地震、風（台風）及び竜巻の風荷重、積雪、凍結、降水、<u>火山の影響</u>及び電磁的障害に対して<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、「5.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、「5.2 地震による損傷の防止」「5.3 津波による損傷の防止」「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。</p> <p>地震、津波、火災及び溢水に対して<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>及び<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、<u>溢水量による溢水水位</u>を考慮して設置する。</p> <p>自然現象と外部人為事象に対して<u>格納容器圧力逃がし装置</u>のうち屋内に設置可能なものは、原子炉建屋、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽</u>及び<u>連絡配管路内</u>に設置する。屋外に設置する排気配管は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去系ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>及び<u>残留熱除去系海水系ポンプ</u>と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。<u>また、多重化したフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）については、自然現象による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう位置的分散を図る。</u></p> <p>生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外の<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。</p> <p>航空機落下に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、<u>建屋内設置</u>又は<u>地下埋設</u>とする。</p>	<p>具体的な自然現象としては、国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して、海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した、風（台風）、竜巻、積雪、凍結、落雷、<u>地滑り</u>、<u>火山の影響</u>、降水、生物学的事象、洪水及び森林火災を考慮する。</p> <p>外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、<u>飛来物（航空機落下）</u>、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において<u>格納容器フィルタベント系</u>がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>地震、風（台風）、積雪、凍結、降水及び電磁的障害に対して<u>格納容器フィルタベント系</u>は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して<u>格納容器フィルタベント系</u>は、「5.1.1 重大事故等対処施設の地盤」に基づく地盤上に設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して<u>格納容器フィルタベント系</u>は、「5.1.2 地震による損傷の防止」「5.1.3 津波による損傷の防止」「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。</p> <p>地震、津波、火災及び溢水に対して<u>格納容器フィルタベント系</u>は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>及び<u>原子炉補機冷却ポンプ</u>と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、<u>溢水量による溢水水位</u>を考慮して設置する。</p> <p>自然現象と外部人為事象に対して<u>格納容器フィルタベント系</u>のうち屋内に設置可能なものは、<u>原子炉建物</u>、<u>第1ベントフィルタ格納槽</u>に設置する。屋外に設置する排気配管は、設計基準事故対処設備である<u>残留熱除去ポンプ</u>、<u>残留熱除去系熱交換器</u>及び<u>原子炉補機冷却ポンプ</u>と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備を防護するとともに、設計基準事故対処設備と位置的分散を図る。</p> <p>生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対しては、屋外の<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）</u>は、侵入防止対策等により安全機能が損なわれない設計とする。</p> <p><u>飛来物（航空機落下）</u>に対しては、屋外に設置する排気配管を除き、<u>建物内設置</u>又は<u>地下埋設</u>とする。</p>	<p>・設計方針の相違 島根2号炉は、設計上考慮する事象として地滑りを選定し、高潮については津波評価で考慮していることから選定していない</p> <p>・設計方針の相違 島根2号炉は、環境条件として年超過発生頻度 10^{-2}/年を想定しているため、竜巻及び火山の影響は環境条件の対象としていない</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は、自然現象の影響を受けない地下の格納槽内に設置した上で多重化している</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>洪水、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p><u>高潮及び船舶の衝突</u>については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。</p> <p>有毒ガスについては、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は機械構造物であり影響はうけない。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し<u>格納容器圧力逃がし装置</u>は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。</p> <p>(b) <u>可搬型窒素供給装置</u></p> <p><u>可搬型窒素供給装置</u>は、環境条件に対して、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>風(台風)及び竜巻の風荷重、積雪、凍結、降水、<u>火山の影響</u>及び電磁波障害に対して<u>可搬型窒素供給装置</u>は、機能が損なわれない設計とする。</p> <p>屋外に保管する<u>可搬型窒素供給装置</u>は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>地震に対して<u>可搬型窒素供給装置</u>は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。</p> <p>津波に対して<u>可搬型窒素供給装置</u>は、津波の影響を受けない場所に適切に保管する。</p> <p>火災に対して<u>可搬型窒素供給装置</u>は、「5.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。</p> <p>自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の<u>可搬型窒素供給装置</u>は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し、<u>可搬型窒素供給装置</u>は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a. <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・<u>重大事故等対処設備</u>は、工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> </div>	<p>洪水、<u>地滑り</u>、ダムの崩壊、爆発及び近隣工場等の火災のうち石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>船舶の衝突については、各々の影響を受けない敷地高さに保管する設計とする。</p> <p>有毒ガスについては、<u>格納容器フィルタベント系</u>は機械構造物であり影響はうけない。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し<u>格納容器フィルタベント系</u>は設計基準事故対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。</p> <p>(b) <u>可搬式窒素供給装置</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置</u>は、環境条件に対して、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>風(台風)、積雪、凍結、降水及び電磁波障害に対して<u>可搬式窒素供給装置</u>は、<u>環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計</u>とする。</p> <p>屋外に保管する<u>可搬式窒素供給装置</u>は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。</p> <p>地震に対して<u>可搬式窒素供給装置</u>は、地震による周辺斜面の崩壊、溢水、火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。</p> <p>津波に対して<u>可搬式窒素供給装置</u>は、津波の影響を受けない場所に適切に保管する。</p> <p>火災に対して<u>可搬式窒素供給装置</u>は、「5.1.4 火災による損傷の防止」に基づき設計する。</p> <p>自然現象又は故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋外の<u>可搬式窒素供給装置</u>は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている建物のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で保管する。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力を考慮し、<u>可搬式窒素供給装置</u>は設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源を用いる設計とする。</p> <p>(2) 悪影響の防止</p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。 [第1項第5号]</p>	<p>・設計方針の相違</p> <p>島根2号炉は、設計上考慮する事象として地滑りを選定している。また、高潮については津波評価で考慮していることから選定していない</p> <p>・設計方針の相違</p> <p>島根2号炉は、環境条件として年超過発生頻度 10^{-2}/年を想定しているため、竜巻及び火山の影響は環境条件の対象としていない</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>規制基準適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント設備</u></p> <p>他設備への系統的な影響に対しては、格納圧力逃がし装置配管は、サブプレッション・チェンバ及びドライウェルに接続された不活性ガス系配管が合流した下流に接続する耐圧強化ベント系配管から分岐していることから、設計基準対象施設である不活性ガス系に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した隔離弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。</p> <p>(b) <u>可搬型窒素供給装置</u></p> <p>他設備への系統的な影響に対しては、可搬型窒素供給装置を接続する緊急時窒素封入系の配管は、格納容器圧力逃がし装置配管に接続していることから、格納容器圧力逃がし装置に悪影響を及ぼさないように、格納容器圧力逃がし装置配管に設置した手動弁を閉止しておくことによって、確実な隔離ができる設計とする。</p> <p>また、可搬型窒素供給装置は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(3) <u>共用の禁止</u></p> <p>a. <u>規制基準要求事項</u></p> <p>・常設重大事故等対処設備は、二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。</p> <p>b. <u>規制基準適合性</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。なお、東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設である。</p> <p>(4) <u>容量等</u></p> <p>a. <u>規制基準要求事項</u></p> <p>・常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p>	<p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系</u>は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(b) <u>格納容器フィルタベント系</u>は、重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(c) <u>可搬式窒素供給装置</u></p> <p>可搬式窒素供給装置は、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は通常待機時の分離された状態から可搬ホースを接続することにより重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(3) <u>共用の禁止</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>二以上の発電用原子炉施設</u>において共用するものでないこと。</p> <p>ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。〔第2項第2号〕</p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系</u>は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</p> <p>(4) <u>容量</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</u>〔第2項第1号〕</p> <p>(b) <u>想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</u>〔第3項第1号〕</p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉の可搬式窒素供給装置は、直接格納容器フィルタベント系に接続する</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>規制基準適合性</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、ベント後の格納容器圧力逃がし装置入口配管の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。</p> <p>原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。</p> <p>水素の排出経路内の水素濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。</p> <p>(5) <u>環境条件等</u></p> <p>a. <u>環境条件</u></p> <p>(a) <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> </div>	<p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>フィルタ装置の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p>(b) <u>スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、スクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて 99.9%以上確保可能な水位とする。</u></p> <p>(c) <u>スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水 pH 値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が 99%以上確保できる pH 以上を維持可能な添加濃度とする。</u></p> <p>(d) <u>スクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。</u></p> <p>(e) <u>圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約 80kPa [gage] で破裂する設計とする。</u></p> <p>(f) <u>可搬型重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置は、ベント後の格納容器フィルタベント系の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。</u></p> <p>(g) <u>可搬式窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。</u></p> <p>(h) <u>原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。</u></p> <p>(g) <u>水素の排出経路内の水素濃度を計測するための第1ベントフィルタ出口水素濃度は、可搬式窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。</u></p> <p>(5) <u>環境条件及び荷重条件</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</u> [第1項第1号]</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を施設する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。</p> <p>荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を、発生頻度を踏まえて適切に考慮する。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、格納容器圧力逃がし装置は原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）、屋外（格納容器圧力逃がし装置の使用により影響が与えられる区画）に設置することから、その区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>また、重大事故等発生時のプロセス条件（流体温度、圧力、流速）において、その機能が有効に発揮できる設計とする。</p> <p>さらに、フィルタ装置内に貯留しているスクラビング水は薬品を含むため、薬品影響を考慮した設計とする。（別紙43）</p> <p>b. 設置場所</p> <p>(a) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。 ・可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。 </div> <p>(b) 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の起動に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。（別紙16）</p> <p>このフレキシブルシャフトは、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。（別紙48）</p>	<p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている設備であることから、想定される重大事故等時における第1ベントフィルタ格納槽内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。（別紙20）</p> <p>(b) 格納容器フィルタベント系の圧力開放板は、屋外（原子炉建物近傍）に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における屋外（原子炉建物近傍）の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができる設計とする。</p> <p>(c) 降水及び凍結により機能を損なわないよう、放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とする。スクラバ容器は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置しているため、凍結しない設計とする。</p> <p>(6) 設置場所</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。[第1項第6号]</p> <p>(b) 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。[第3項第4号]</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）については、当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから地下の第1ベントフィルタ格納槽の中に設置することにより、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また、スクラバ容器へ接続する配管についても、同様に地下の第1ベントフィルタ格納槽の中に設置する。</p> <p>(b) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁については、排気ガスに含まれる放射性物質により、当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため、中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、運転員の放射線防護を考慮した設計とする。（別紙</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。(別紙18)</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>フィルタ装置入口水素濃度計(サンプリング設備含む)による監視に必要な弁等は、重大事故時における二次格納施設内及び原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>(6) 操作性及び試験・検査性について</p> <p>a. 操作性の確保</p> <p>(a) 操作の確実性</p> <p>ア. 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> </div> <p>イ. 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁を開弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに、現場操作も可能となるようにフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。(別紙16)</p> <p>中央制御室設置の制御盤での操作スイッチは、運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>現場での操作に対して、フレキシブルシャフトは想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する。(別紙48)</p> <p>また、操作場所までの経路を確保するとともに、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備し、専用工具は、作業場所の近傍で保管する。</p>	<p>3, 別紙4)</p> <p>(c) 可搬式窒素供給装置は、使用する際の環境温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、設備を設置する場所、想定事象及び操作時間に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作に支障がない場所に施設する。(別紙8)</p> <p>(d) 重大事故等発生時の環境条件については、可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置することから、この区画における環境条件及び操作時間に対して、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(e) 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視に必要な弁等は、重大事故時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>(f) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)は、第1ベントフィルタ格納槽の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>(7) 操作性及び試験・検査性について</p> <p>a. 操作性の確保</p> <p>(a) 操作の確実性</p> <p>ア. 要求事項</p> <p>ア) 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。[第1項第2号]</p> <p>イ. 適合性</p> <p>ア) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(NGC N2トールス出口隔離弁, NGC N2ドライウェル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁)については、遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することにより、重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。NGC N2トールス出口隔離弁, NGC N2ドライウェル出口隔離弁, NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合にはNGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により、原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。(別紙3, 別紙4)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置への窒素の供給は、可搬型窒素供給装置に接続したホースを外部接続口へ接続し、窒素供給元弁を開弁することによって行う。</p> <p>操作を確実なものとするため、操作環境として、可搬型窒素供給装置、ホース接続箇所及び窒素供給元弁は放射線の影響をなるべく受けない場所へ設置する。また、操作場所及び接続場所までの経路を確保するとともに、経路上には操作に支障をきたす設備等は設置しない、又は支障をきたさない措置を行うこととし、操作する全ての設備に対し十分な空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>操作準備として、作業に必要な工具は、確実に取り扱うことかできるように、一般的に用いられる工具を使用する。専用工具は、作業場所の近傍で保管又は専用工具を使用する可搬型窒素供給装置とともに運搬できる設計とする。可搬型窒素供給装置の運搬・設置等が確実にできるような車両への配備（車載）を行う。</p> <p>フィルタ装置入口水素濃度計は、監視に必要なサンプリング設備の弁等の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p>(b) 系統の切替性</p> <p>ア. 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・重大事故等対処設備は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常待機時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> </div> <p>イ. 規制基準適合性</p>	<p>イ) <u>流路に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。</u></p> <p>ウ) <u>格納容器フィルタベント系使用時に、格納容器フィルタベント系に接続される他系統との隔離のための弁（SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口弁、NGC常用空調換気入口弁後弁）については、中央制御室により閉操作、若しくは閉確認をすることができる設計とする。</u></p> <p>エ) <u>可搬式窒素供給装置については、付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬式窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり、緊急時対策要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。</u></p> <p>オ) <u>可搬式窒素供給装置は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</u></p> <p>カ) <u>ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。</u></p> <p>キ) <u>操作が必要な弁については、屋外にあるため、操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。</u></p> <p>ク) <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、監視に必要なサンプリング設備の操作は、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</u></p> <p>(b) 系統の切替性</p> <p>ア. 要求事項</p> <p>ア) <u>本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。[第1項第4号]</u></p> <p>イ. 適合性</p> <p>ア) <u>格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び圧力開放板については本来の用途以外の用途には使用しない。</u></p> <p>イ) <u>本系統を使用する際には、流路に接続される弁（NGC N2トールラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作機構にて原子炉建物附属棟より人力にて遠隔操作することにより、排気ガスをフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）に導くことが</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 サンプリング用の弁は、ベント前に現場で開操作する</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、<u>耐圧強化ベント系</u>を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。</p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合い弁である空気駆動弁については、<u>フェイルクローズであるため、系統の切替えは可能である。</u>耐圧強化ベント系との取合い弁については<u>電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。</u></p> <p>可搬型窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性</p> <p>ア. 規制基準要求事項</p> <div data-bbox="240 1012 1270 1192" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・可搬型重大事故等対処設備において、常設設備と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> </div> <p>イ. 規制基準適合性</p> <p>可搬型重大事故等対処設備である可搬型窒素供給装置と常設設備である外部接続口との接続は、容易かつ確実に接続できるように、簡便な接続規格を用いるとともに、識別表示を行うことで操作が確実にできる設計とする。</p> <p>(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保</p> <p>ア. 規制基準要求事項</p> <div data-bbox="240 1598 1270 1732" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> </div> <p>イ. 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁等の現場操作場所までの経路は、移動に支障をきたすことがないよう、経路上にはアクセス及び操作に支障をきたす設備等は設置しない</p>	<p>可能である。また、<u>NGC N2トラス出口隔離弁、NGC N2ドライウエル出口隔離弁、NGC非常用ガス処理入口隔離弁は電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。</u>NGC非常用ガス処理入口隔離弁が使用できない場合には<u>NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構により原子炉建物附属棟より人力にて操作することも可能である。</u>NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、<u>電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。</u></p> <p>ウ) <u>格納容器フィルタベント系は、窒素ガス制御系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。</u></p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合、<u>原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系との取合い弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持するため、系統の切り替えは可能である。</u></p> <p>可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性</p> <p>ア. 要求事項</p> <p>ア) 常設設備と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。[第3項第2号]</p> <p>イ. 適合性</p> <p>ア) <u>常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保</p> <p>ア. 要求事項</p> <p>ア) 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。[第3項第6号]</p> <p>イ. 適合性</p> <p>ア) <u>格納容器フィルタベント系の可搬式窒素供給装置は、通常時は高台の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生し</u></p>	<p>・設備の相違 系統構成の相違</p> <p>・設備の相違 ④の相違</p> <p>・設備の相違 ⑤の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>い、又は支障をきたさない措置を行う。</p> <p>可搬型窒素供給装置は車両へ配備し、経路は地震、津波による被害を想定し、経路確保のための重機を配備することで、可能な限り早急に移動ルートを確認する。</p> <p>b. 試験・検査</p> <p>(a) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること</p> </div> <p>(b) 規制基準適合性</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の機械設備、電気設備、計装設備は、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮した適切な周期による定期的な点検により、設備性能を確保していることの確認ができる設計とする。</p> <p>以上より、第43条の要求事項に適合している。</p> <p>5.6 第48条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> </div>	<p>た場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する。</p> <p>b. 試験及び検査</p> <p>(a) 要求事項</p> <p>ア. 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。[第1項第3号]</p> <p>(b) 適合性</p> <p>ア. スクラバ容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能な設計とする。</p> <p>イ. 銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観点検が可能であることに加え、内部に設置されている吸着材試験片(銀ゼオライト)を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。</p> <p>ウ. 圧力開放板については、発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取り替えが可能な設計とする。</p> <p>エ. 格納容器フィルタベント系において原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉動作の確認により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉動作の確認は実施しない。</p> <p>オ. 機能・性能試験として、格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>5.1.6 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系の設置</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 規制基準適合性</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置の設置</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。</u></p> <p>b. 設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、最終ヒートシンクである海へ熱を輸送する機能を有する設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプに対して、<u>大気に熱を輸送することから多様性を有しているとともに、系統の独立性及び位置的分散が図られた設計としている。</u></p> <p>c. 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、<u>残留熱除去系と独立した設備であることから、残留熱除去系が使用不可能となった場合においても、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することが可能な設計としている。</u></p> <p>d. 敷地境界での線量評価</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、敷地境界での線量評価を実施している。</p>	<p>b. 適合性</p> <p>(a) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、<u>格納容器フィルタベント系を設ける。</u></p> <p>(2) 設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) <u>重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</u></p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) <u>当該設備は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性、位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p>(b) <u>残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)との独立性については、地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。</u></p> <p>(c) <u>排出経路に設置される隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが、遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることによって駆動源の多様化を図っている。</u></p> <p>(d) <u>格納容器フィルタベント系については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)と異なり、ポンプや熱交換器等を必要としないが、これらの系統を構成する主要設備については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)に対して位置的分散を図った設計とする。なお、格納容器フィルタベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)の配管及び弁とは区画された部屋に設置することにより、位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p>(3) 残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) <u>残留熱除去系の使用が不可能な場合について考慮すること。</u></p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) <u>当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(区分Ⅰ、Ⅱ)が機能喪失した場合に使用する設計とする。</u></p> <p>(4) 敷地境界での線量評価</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>以上より、第48条の要求事項に適合している。</p> <p>5.7 第50条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>(1)規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> </div>	<p>その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)の要求を満たすものとする。</p> <p>(b) 当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</p> <p>(c) 敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。</p> <p>5.1.7 第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において過圧による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による損傷が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 規制基準適合性</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置の設置 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>b. 放射性物質の低減</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質を低減する設計とする。</p> <p>c. 可燃性ガスの爆発防止対策</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げにならない微正圧で動作するラブチャーディスク（圧力開放板）を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管にはUシール部を作らずベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気ができる設計とする。</p>	<p>(1) 格納容器フィルタベント系の設置</p> <p>a. 要求事項 (a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b. 適合性 (a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器フィルタベント系を設ける。</p> <p>(2) 放射性物質の低減</p> <p>a. 要求事項 (a) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>b. 適合性 (a) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）を設置する設計とする。 (b) スクラバ容器にて粒子状放射性物質の99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上を除去可能である。また、銀ゼオライト容器にて、有機よう素に対して98%以上を除去可能である。</p> <p>(3) 可燃性ガスの爆発防止対策</p> <p>a. 要求事項 (a) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>b. 適合性 (a) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後には同様に可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにてパージできる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。なお、格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラビング水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり、また、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、局所的に滞留し、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>他系統との共用</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさないよう、接続する系統と弁により分離する設計とする。</p> <p>e. <u>原子炉格納容器の負圧防止</u></p> <p>重大事故等対策の有効性評価において、格納容器圧力逃がし装置を使用しても格納容器が負圧に至ることはないことを確認していることから、負圧破損を防止する設備は設置しない。</p> <p>f. <u>隔離弁の操作</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の起動は、隔離弁（電動駆動）を開弁することによって行う。また、停止は隔離弁（電動駆動）を閉弁することによって行う。これらの弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とするとともに現場操作も可能となるように、駆動部にフレキシブルシャフトを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。</p> <p>g. <u>隔離弁操作時の放射線防護対策</u></p>	<p>(4) <u>他系統との共用</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</u></p> <p>(5) <u>格納容器の負圧防止</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。</u></p> <p>(b) <u>格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</u></p> <p>(6) <u>隔離弁の人力操作</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。</u></p> <p>(b) <u>電動弁については常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)又は可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。</u></p> <p>(7) <u>隔離弁操作時の放射線防護対策</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

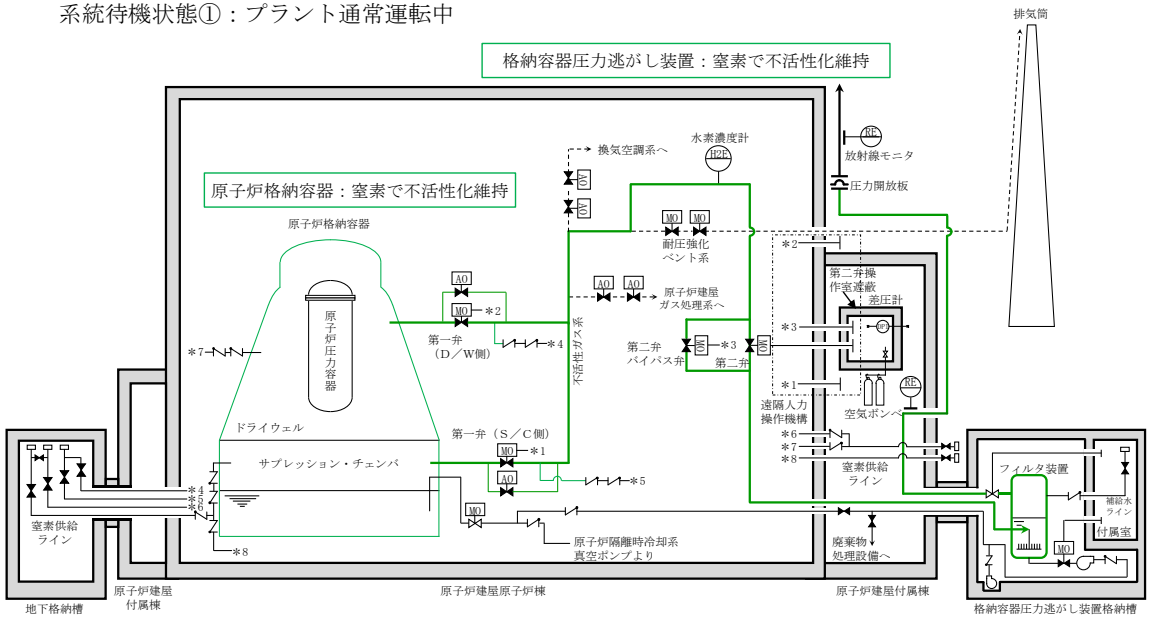
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。</p> <p>h. 圧力開放板</p> <p>本設備には、系統内を不活性ガス（窒素）で置換する際の大気との隔離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。</p> <p>i. 長期的な使用時の悪影響防止</p> <p>サプレッション・チェンバ及びドライウェルに排気ラインを設置し、系統の冗長性を確保する。接続位置については、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けにくい場所としている。</p> <p>j. 設備使用後の放射線防護対策</p>	<p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。</p> <p>(8) 圧力開放板</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) ラプチャディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないもの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力(0.427MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である約 0.08MPa [gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の排気の妨げにならない設計とする。</p> <p>(9) 長期的な使用時の悪影響防止</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウェルに設けるものとし、いずれからも格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができるよう設計する。</p> <p>(b) サプレッション・チェンバ側からの排気では、サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>(10) 設備使用後の放射線防護対策</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>スクラビング水の補給等、屋外作業を実施する際、ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため、格納容器圧力逃がし装置格納槽は必要な遮蔽厚さを設けた設計とする。</p> <p>以上より、第50条の要求事項に適合している。</p> <p>5.8 第52条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。 </div>	<p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び使用時に高線量となる配管、機器等は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置し、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>(11) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>(b) 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>(c) 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(d) 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。</p> <p>(e) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置並びに圧力開放板と、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(f) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>5.1.8 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」</p>	<p>・記載方針の相違</p>

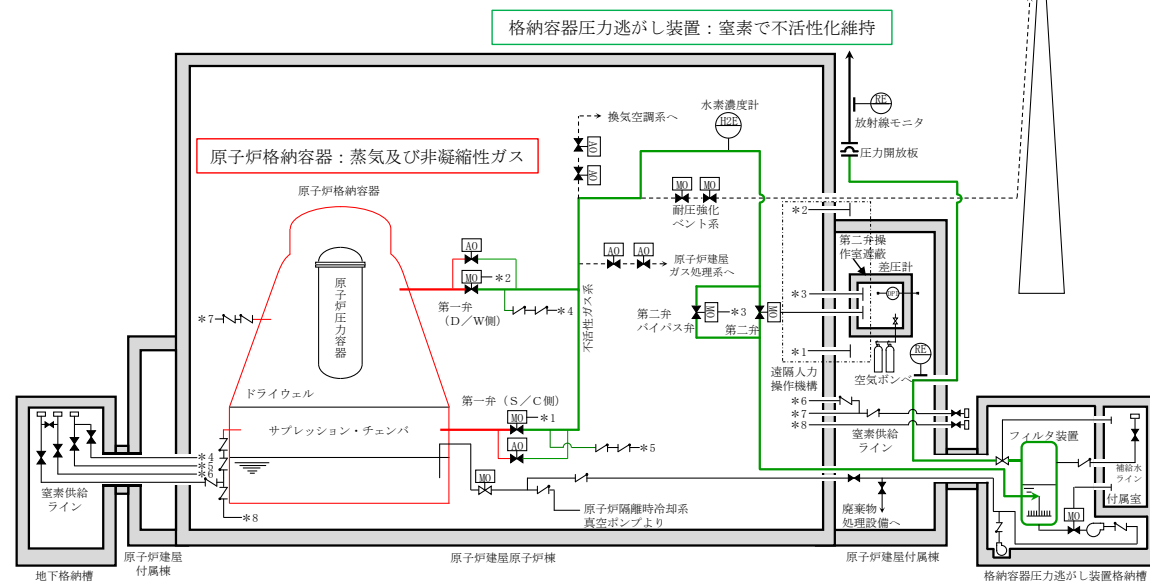
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 規制基準適合性</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置の設置</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>b. 格納容器の不活性化</p> <p>格納容器は、通常運転時より窒素により不活性化される設計となっている。</p> <p>c. 水素排出経路における対策</p> <p>格納容器圧力逃がし装置により水素を格納容器外に排出することから、可燃性ガスの爆発防止のため、排気配管には系統内の窒素置換に必要な大気との隔壁として、排気の妨げとならない微正圧で動作する圧力開放板を設け、系統待機中より、窒素置換による系統内の不活性化によって、水素爆発を防止する設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置の配管にはUシール部を作らず、ベント中の蒸気凝縮で配管が閉塞することによる水素及び酸素の滞留を防止する設計とする。また、ベント停止操作等により、水素が滞留する可能性がある箇所については、窒素供給により可燃限界を超えることがないよう、希釈、掃気できる設計とする。</p>	<p>とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系の設置</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける。</p> <p>(2) 格納容器内の不活性化</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中において原子炉格納容器内は、窒素ガス制御系により常時不活性化されている。</p> <p>(3) 水素の排出対策</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 排出経路での水素爆発防止</p> <p>(i) 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。</p> <p>(ii) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物近傍に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>水素及び放射性物質濃度測定装置の設置</u> <u>水素を格納容器外に排出する経路において、水素及び放射性物質濃度を監視するための設備を設置する設計とする。</u></p> <p>e. <u>水素濃度の測定</u></p> <p><u>水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備を設置する設計とする。</u></p> <p>f. <u>代替電源からの給電</u></p> <p><u>ベントガスの流路となる配管に設置される電動駆動弁及びフィルタ装置入口水素濃度計については、代替電源設備の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電ができる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタについては、代替電源設備の常設代替直流電源設備の緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電ができる設計とする。</u></p> <p><u>以上より、第52条の要求事項に適合している。</u></p>	<p><u>水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</u></p> <p>(b) <u>放射性物質の低減設備</u></p> <p>(i) <u>排気経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。</u></p> <p>(c) <u>水素及び放射性物質濃度測定装置の設置</u></p> <p>(i) <u>フィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）出口側配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放出された放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。</u></p> <p>(4) <u>水素濃度の測定</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>フィルタ装置出口側配管に水素濃度計を設置することにより系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。</u></p> <p>(5) <u>代替電源設備からの給電</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(b) <u>格納容器フィルタベント系のうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</u></p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	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>格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置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</p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故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^{※1}。これらの反応によって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、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。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、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（補足1）。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、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、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>※1 熔融炉心・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、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが熔融炉心によって侵食されないことから、一酸化炭素は可燃性ガスとして考慮しないこととした。また、仮にペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが床面及び壁面ともに 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、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）」における水素発生量 700kg に対して十分に低いこと及び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、無視できると考えられる。（別紙 41）</p> <p>(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮</p> <p>a. 系統待機状態①：プラント通常運転中</p> <p>(a) 水素爆発防止対策</p> <p>プラント通常運転中においては、格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;"><u>水素の滞留に対する設計上の考慮について</u></p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合には、ジルコニウム-水反応等で大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これを考慮し、島根 2 号炉を含む BWR プラントにおいては、プラント通常運転中に原子炉格納容器内を窒素で不活性化しており、水素爆発を防止する設計としている。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置である格納容器フィルタベント系は、同様の設計思想で、プラント通常運転中は系統内を窒素で不活性化し、排出経路での水素爆発を防止する設計としている。また、ベント後収束モードにおける水素爆発防止対策として、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化ができる設計としている（別紙 32）。水素濃度測定装置は、水素が系統内から確実に排気されていることを確認するため、フィルタ装置出口配管に設置する。</p> <p>(1) 系統の水素爆発防止対策</p> <p>系統の水素爆発防止対策については、以下の方針で行っている。</p> <p>a. 格納容器フィルタベント系の配管ルートは、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、水素の滞留やドレン溜まりが出来ないようにルート構成としている。具体的には、出来るだけローポイント・ハイポイントが出来ないルート構成とし、ハイポイントからは連続下り勾配、ローポイントからは連続上り勾配になるように設定している。格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 1、配管ルート全体鳥瞰図を図 2-1 から図 2-3 に示す。</p> <p>b. 主配管から分岐している枝管については、「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン (第 3 版)」に基づき評価設計し、水平枝管(水平及び上り勾配)、上向き枝管もしくは組合せ枝管に該当する箇所についても換気可能な構成としている。</p> <p>他系統との隔離弁のうち、原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) 及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁 (AV226-11) までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。また、非常用ガス処理系との隔離弁 (AV226-12) までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いと、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるベントラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。</p> <p>なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第 1 弁 (MV217-4) までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第 1 弁 (MV217-5) までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。(図 2-2 参照)</p> <p>c. 容器についても、「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン (第 3 版)」の考え方を準用して評価設計している。上向き枝管に相当する銀ゼオライト容器のマンホール部については、容器に保温施工を行うことにより、放</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、圧力開放板を設けている。この圧力開放板は、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よう設計している。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視</p> <p>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第1図に示す。</p> <p>系統待機状態①：プラント通常運転中</p>  <p>第1図 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：重大事故時、ベント前</p> <p>(a) 水素爆発防止対策</p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故時の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、格納容器ベント実施前の系統は格納容器内からのガスの流入はないため、不活性化が保たれる。</p> <p>(b) 系統における水素濃度監視</p> <p>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第2図に示す。</p>	<p>熱により蒸気が凝縮し水素が蓄積することを防止し、また閉止端までの長さが短いことから、マンホール部頂部までガスが循環し、換気可能と評価している。</p> <p>d. 炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合の格納容器フィルタベント系の各運転モードにおいて、系統内の流れの有無を考慮し、水素爆発の防止対策を行っている。</p> <p>以下に、格納容器フィルタベント系の各運転モードにおける具体的な設計上の考慮を示す。</p> <p>【系統待機モード①】：プラント通常運転中</p> <p>プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化し、水素爆発を防止する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設けている。</p> <p>格納容器フィルタベント系 (系統待機モード①) の水素爆発防止対策概要を図3に示す。</p> <p>【系統待機モード②】：SA時、ベント前</p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、原子炉格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水-金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器からのガス流入はないため、系統の不活性化が保たれる。</p> <p>格納容器フィルタベント系 (系統待機モード②) の水素爆発防止対策概要を図4に示す。</p> <p>【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度</p> <p>ベント開始により、原子炉格納容器内に蓄積された系統待機モード②の状態のガス (蒸気、窒素、水素等) が系統内に流入するが、ベント開始直後の系統の昇温に伴う蒸気の凝縮を考慮しても排気口から空気が格納容器フィルタベント系内に逆流することはないことから、格納容器フィルタベント系は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。(注記参照)</p> <p>また、ベントにより、当初封入された窒素は系外に排出されるが、原子炉格納容器から系統内に流入するガスの大半は蒸気であるため、水素爆発は発生しない。</p> <p>格納容器フィルタベント系 (ベント運転モード) の水素爆発防止対策概要を図5に示す。</p> <p>【注記：対向流が発生しない理由】</p> <p>格納容器ベント実施直後は、蒸気、窒素、水素等の混合流体がフィルタ装置に流入するが、蒸気の一部はスクラビング水に熱を奪われ凝縮する。スクラビング水が沸騰するまでにフィルタ装置に流入する蒸気の全量が凝縮し続けると仮定した場合でも、沸騰するまでの間 (1時間以内) 水素や窒素はフィルタ装置へ継続して流入するため、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。また、沸騰した後はフィルタ装置に流入する水蒸気は凝縮されず、フィルタ装置の下流側の流量は維持される。以上のことより、フィルタ装置の下流側の流量は維持され、対向流は発生しない。</p> <p>【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降</p> <p>大半の放射性物質が捕集され、移行がなくなった状態であるベント後収束モードでは、プラント状態により、ベント弁の開運用と閉運用がある。それぞれにおける水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。</p> <p>①ベント弁「開」運用</p>	<p>備考</p>

系統待機状態②：重大事故時，ベント前



第2図 水素爆発防止対策（系統待機状態②）

c. 系統運転状態①：ベント実施直後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント開始時において、ベントガス中の蒸気がスクラビング水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、格納容器ベント実施前から、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実施する判断基準を設定していること及び格納容器圧力逃がし装置系統内は不活性化されているため、仮にベントガス中の蒸気全てがスクラビング水によって凝縮された場合においても水素爆発は発生しない。

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（格納容器酸素濃度（SA））の測定誤差である±0.6vol%及び0.1vol%の余裕を考慮して設定した。また、格納容器内の気体については、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（格納容器酸素濃度（SA））により格納容器全体の濃度を代表して監視することができる。（補足2）

(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、格納容器から可燃限界を超えた水素が流入するが、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。

(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、格納容器ベント実施時におけるスクラビング水沸騰までの間、ベントガス中の蒸気がスクラビング水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

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

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

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

②ベント弁「閉」運用

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

ベント弁閉後の格納容器フィルタベント系では、スクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはない。スクラビング水が未飽和となる場合やフィルタ装置上流側への拡散による水素蓄積が懸念される場合は、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を行うこともできるため、水素爆発防止は適切に実施できる。

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

(2) 系統の水素濃度監視

(1)で示した各モードについて、水素濃度監視は以下のように設定している。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

系統内に水素は持ち込まれないため、水素濃度監視は不要である。

【系統待機モード②】：SA時，ベント前

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

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

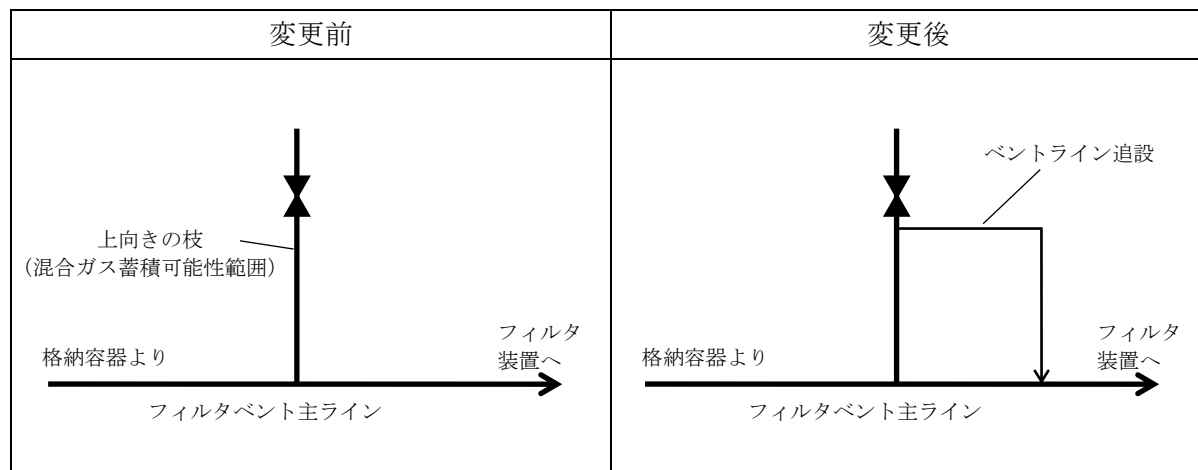
系統内に水素は持ち込まれるが、蒸気発生量が非常に大きく、水素濃度が可燃限界近くまで変動する可能性は考えにくい。そのため水素濃度監視は、可搬式窒素供給装置による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に、その効果を確認する意味

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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</p> <p>東海第二発電所では、格納容器内を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>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)の数値が4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。評価結果を第1表に示す。</p> <p>ドライウェル側第一弁のバイパスライン、原子炉建屋ガス処理系ライン及び第二弁バイパス弁については、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、第3図及び第4図に示すように、ベントラインを設置し、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、不燃限界長さ(L/D)を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。</p> <p>(e) 圧力開放板の下流における水素爆発について</p> <p>格納容器から圧力開放板までは不活性化されていること及び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、圧力開放板以降については、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、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、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端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、放出端から先については、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。</p>	<p>が必要により実施する。水素濃度測定装置は、フィルタ装置出口配管に設置する。</p> <p>格納容器過圧・過温破損シーケンス(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)におけるベント時の蒸気流量を図8、格納容器内の気相濃度の変化(ウェット条件)を図9に示す。</p> <p>【ベント後収束モード】: 事象発生後7日以降</p> <p>ベント弁の開運用と閉運用ともに、ベント運転モードの水素濃度監視に同じである。格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度の評価を以下に示す。</p> <p>①ベント弁「開」運用</p> <p>格納容器フィルタベント系へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内における水素発生量と窒素供給量の割合から求める。</p> <p>水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"> 原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損シーケンス(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)におけるMAAP解析結果より、<input type="text"/>とする。 格納容器内で発生する蒸気については、保守的に未飽和を想定し考慮しない。 窒素供給量は100 m³/h[normal]とする。 <p>水素濃度=水素発生量/(窒素供給量+水素発生量)= <input type="text"/></p> <p>ここでは保守的にベントガスの蒸気発生量を考慮していないが、格納容器過圧・過温破損シーケンス(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)における蒸気発生量は、事故発生30日後においても<input type="text"/>であり、蒸気発生量を考慮した場合、数桁低い水素濃度となる。</p> <p>②ベント弁「閉」運用</p> <p>スクラビング水が沸騰状態である場合のスクラバ容器において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する蒸気発生量の割合から求める。</p> <p>水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"> 水の放射線分解に寄与する熱量は、設計崩壊熱量である370kWを想定する。 <input type="text"/> 放射線吸収割合は<input type="text"/>とする。 	

第1表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお径等

	分岐箇所 ^{※1}	枝管長さ L (m)	枝管内径 D (m)	L/D (-)	混合ガス蓄積可能性
①	ドライウエル側第一弁バイパスライン (上流側)	2.525	0.0495	51.0	有
②	ドライウエル側第一弁バイパスライン (下流側)	2.289	0.0495	46.2	有
③	原子炉建屋ガス処理系ライン	2.051	0.5906	3.47	無
④	換気空調系ライン	4.956	0.5856	8.46	有
⑤	第二弁バイパス弁 (下流側)	7.043	0.4286	16.4	有

※1 フィルタ装置に接続される枝管については、不燃限界長さ (L/D) を考慮して、必要に応じてベントラインを設置する設計とする。



第3図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)

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

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

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

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

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

$$\square$$

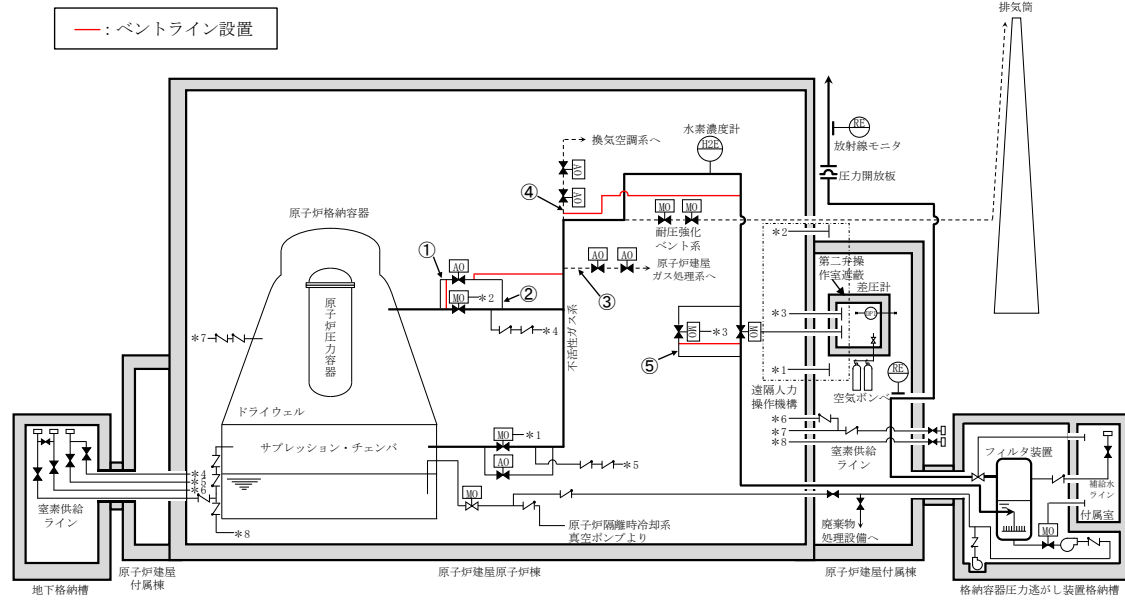
- ・放射線吸収割合は \square とする。

- ・窒素供給量は 100m³/h[normal] とする。

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

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

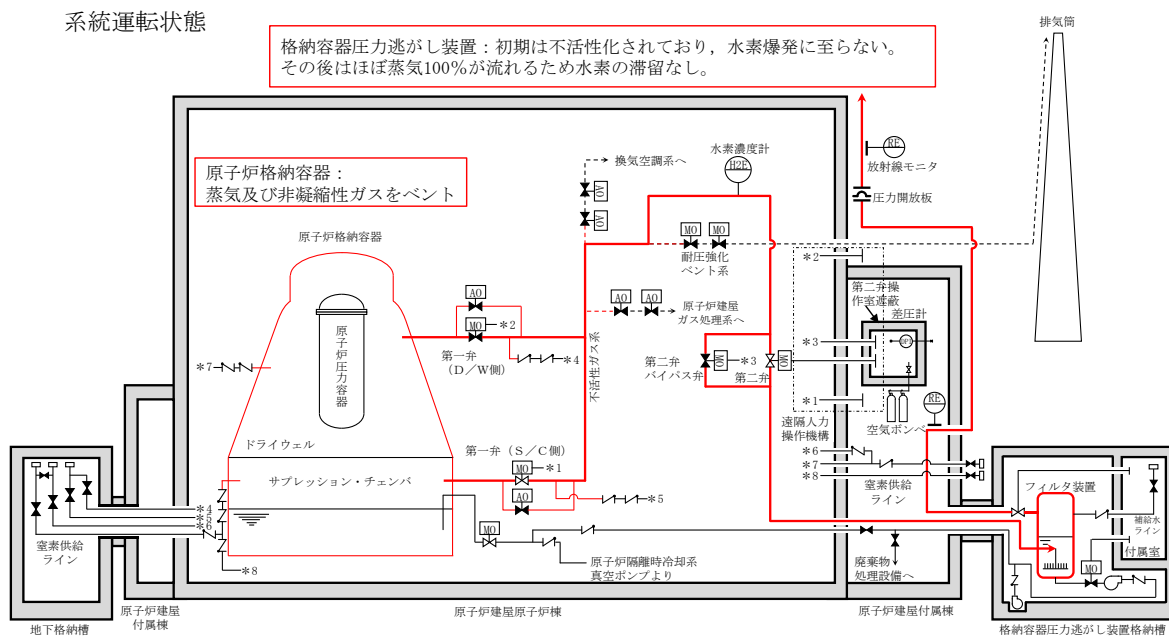
ここでは保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定しているが、格納容器過圧・過温破損シーケンス (大 LOCA + SBO + ECCS 機能喪失) におけるスクラバ容器内発熱量の約 8.9 × 10⁻³ kW を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。



第4図 ベントライン設置概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第5図に、酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（SA））の概要図を第6図に、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）」における格納容器の気相濃度の推移を第7図及び第8図に示す。なお、図に示す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。

系統運転状態



第5図 水素爆発防止対策（系統運転状態）

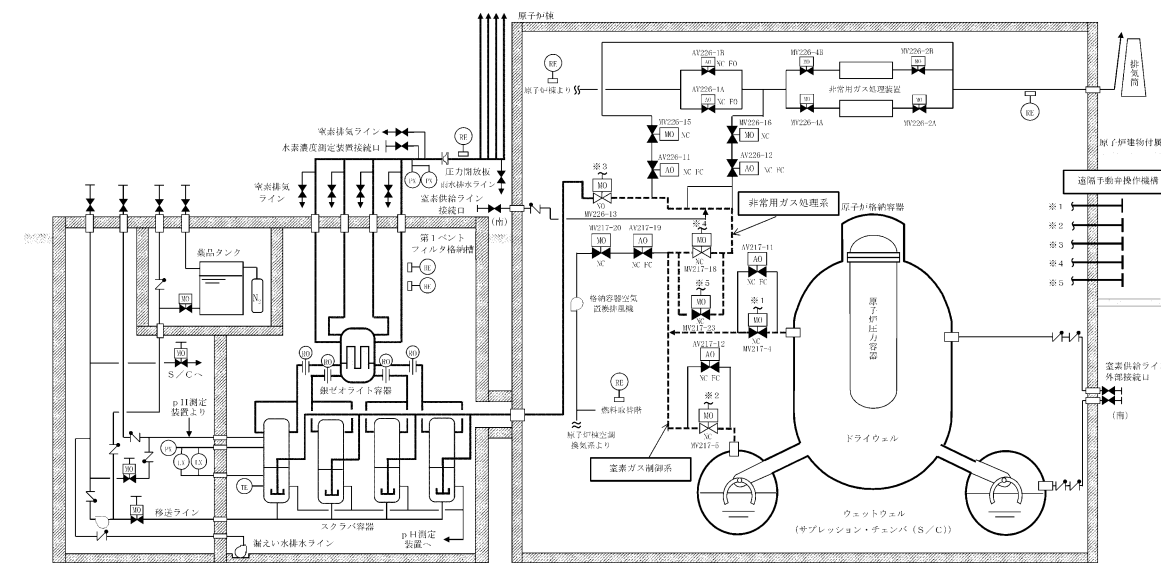
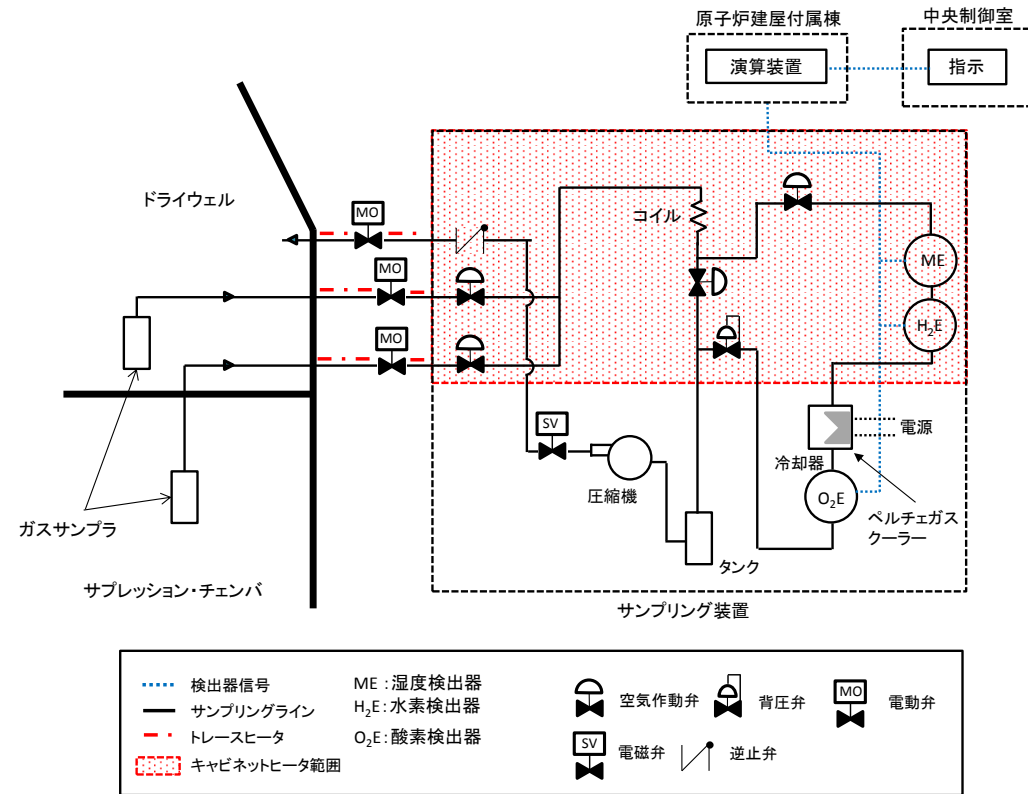


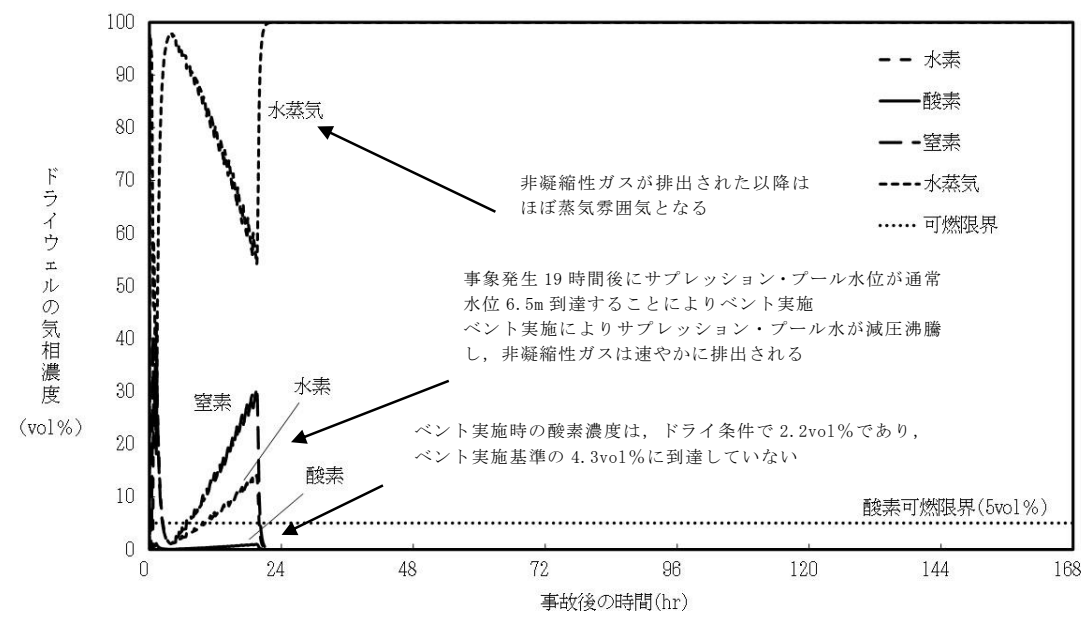
図1 格納容器フィルタベント系 系統概略図



計測周期：サンプリング装置は、格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程を約3分で行う。

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。

第6図 酸素濃度監視設備（格納容器酸素濃度（S.A.））に関する系統概要図



第7図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却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）

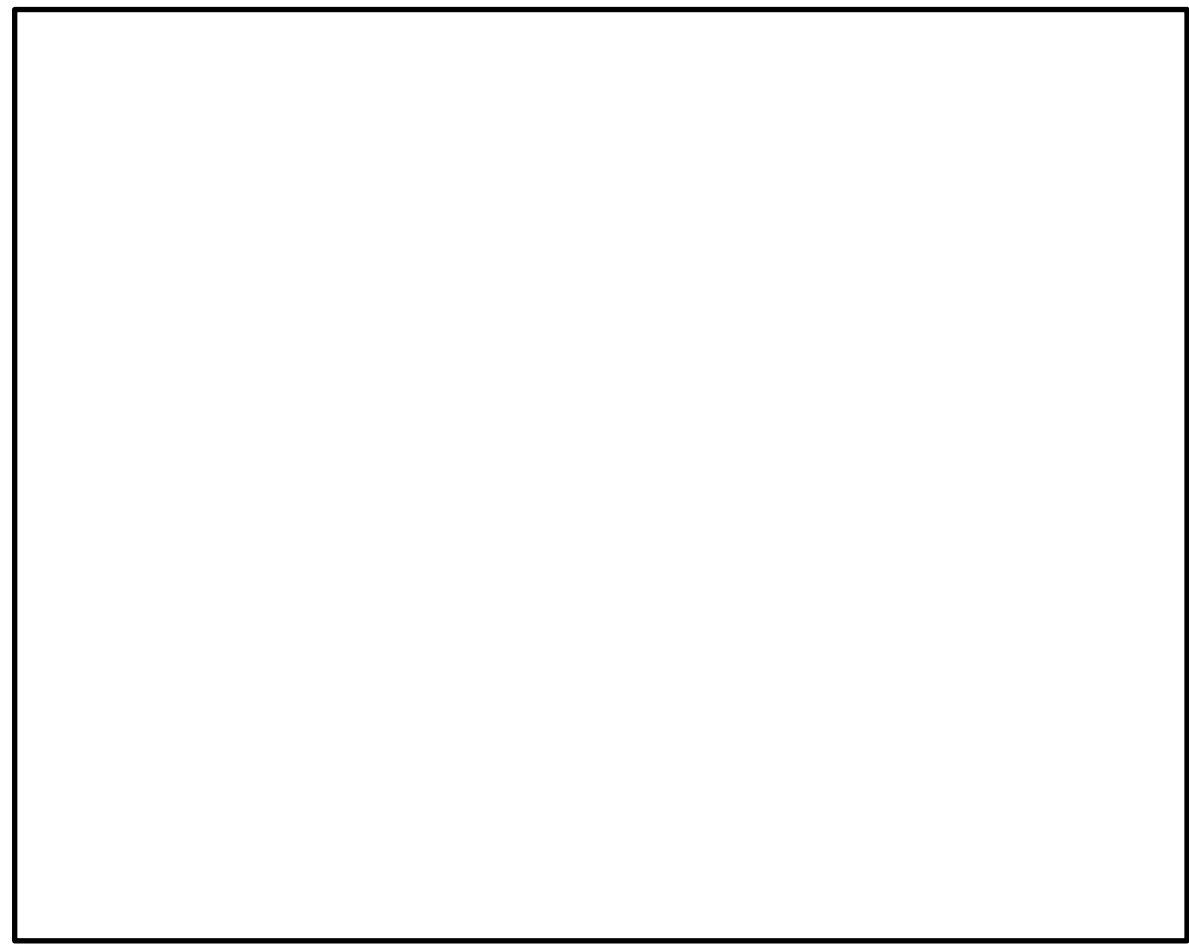
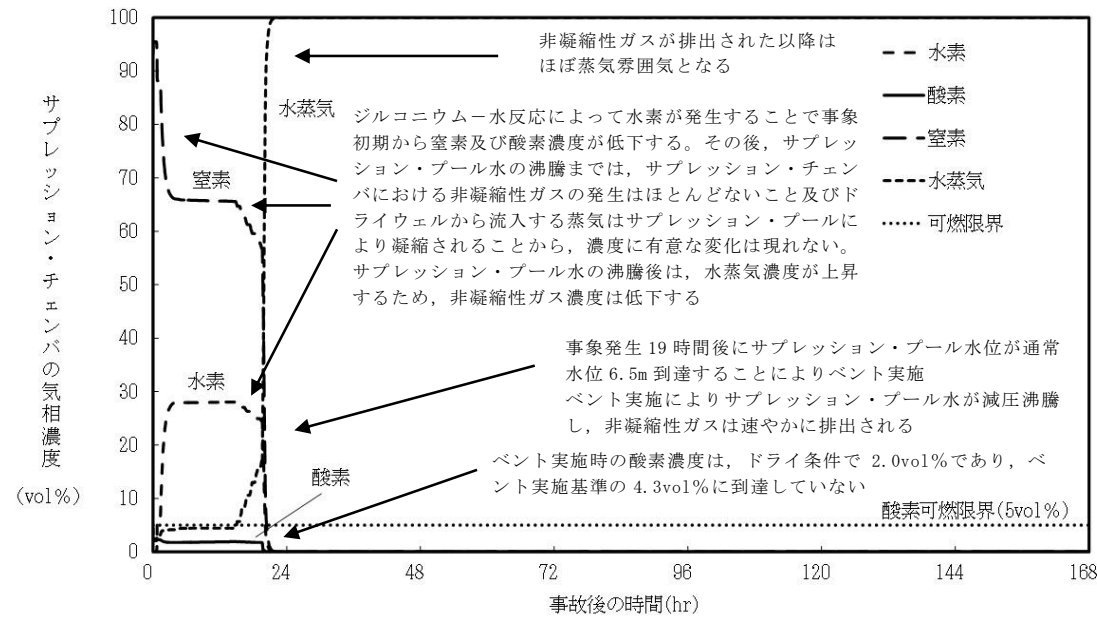


図2-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図



第8図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却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）

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

(a) 水素爆発防止対策

ベント実施に伴うサブプレッション・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。

(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。

(c) 対向流による空気の流入

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、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第5図と同様である。

e. 格納容器ベント停止後

(a) 水素爆発防止対策

格納容器ベント停止後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、第一弁の下流から窒素供給装置等による窒素供給を実施し、系統のページを継続することで、水素爆発を防止する。

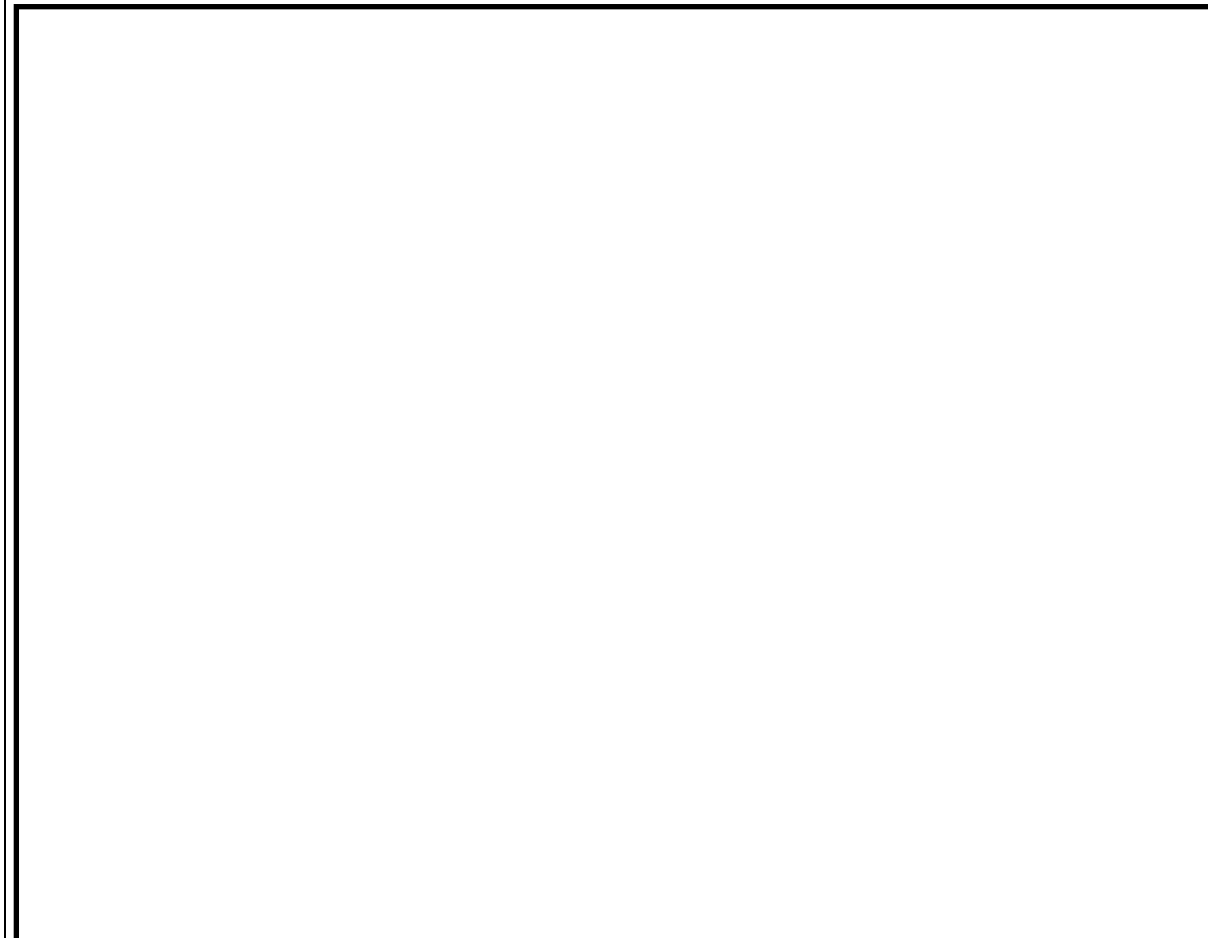


図2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

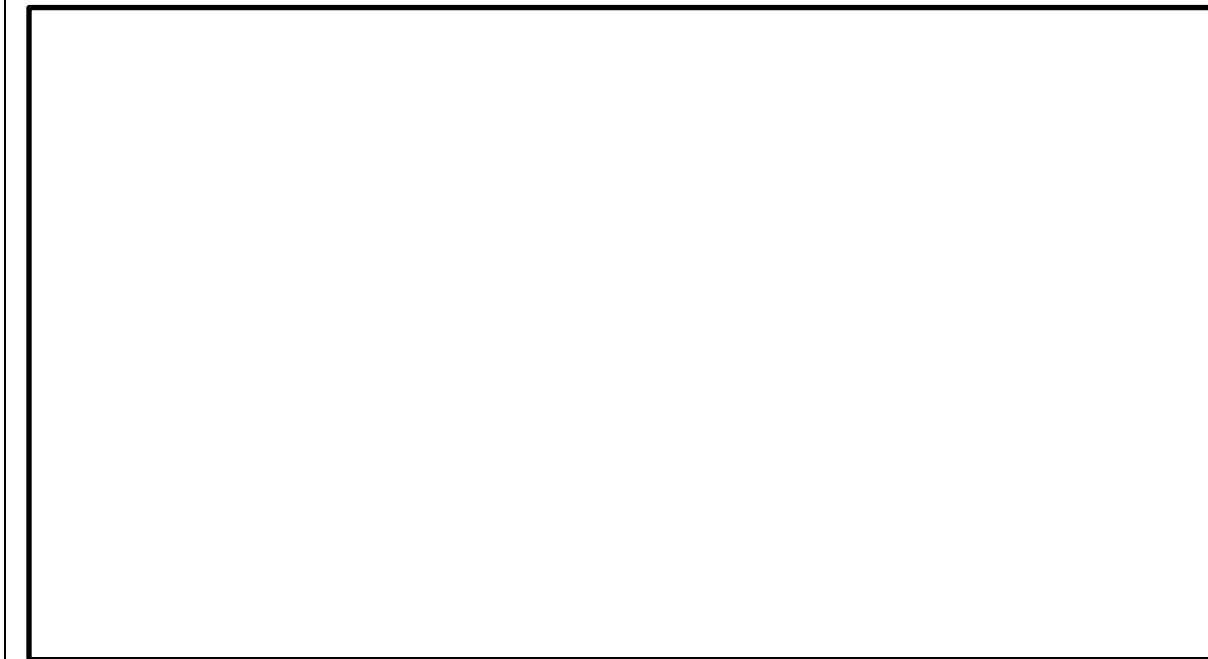


図2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

(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ジ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するため、監視を実施する。

(c) スクラビング水の放射線分解による酸素発生

ベント停止後において、スクラビング水の放射線分解によって発生する酸素については、スクラビング水中の放射性物質の崩壊熱によって発生量が変化するが、蒸気の発生量も崩壊熱によって変化する比例関係にあり、以下のとおり、酸素濃度は0.1vol%未滿となるため系統内で水素爆発することはない。

- ・スクラビング水の沸騰を考慮し、酸素発生量のG値は0.2とする。
- ・スクラビング水の放射線吸収割合は1.0とする。

$$\begin{aligned} \text{○蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピー}] - [\text{飽和水比エンタルピー}]) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\ &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1,000 / ((2675.57 - 419.10) \times 1,000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\ &= 1,985.4 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G値}] / 100 \\ &\quad / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \\ &\quad \times 3,600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times 0.2 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times 1 \\ &= 1.68 \times [\text{崩壊熱 (MW)}] \text{ Nm}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{○酸素濃度} &= \text{酸素発生量} / (\text{蒸気発生量} + \text{酸素発生量}) \\ &= 0.085\% \end{aligned}$$

(d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について

格納容器ベント停止後は、第9図に示すとおり、移送ポンプを用いてスクラビング水をサプレッション・チェンバへ移送することとしているが、スクラビング水を移送する際には、移送ポンプ下流側配管のうち水張りを行っていない範囲の空気がスクラビング水とともにサプレッション・チェンバへ流入するが、ベント停止後の格納容器は窒素供給により不活性化されており、さらに可燃性ガス濃度制御系によって格納容器内の水素濃度を可燃限界未滿に維持するため、空気の流入による影響はない。

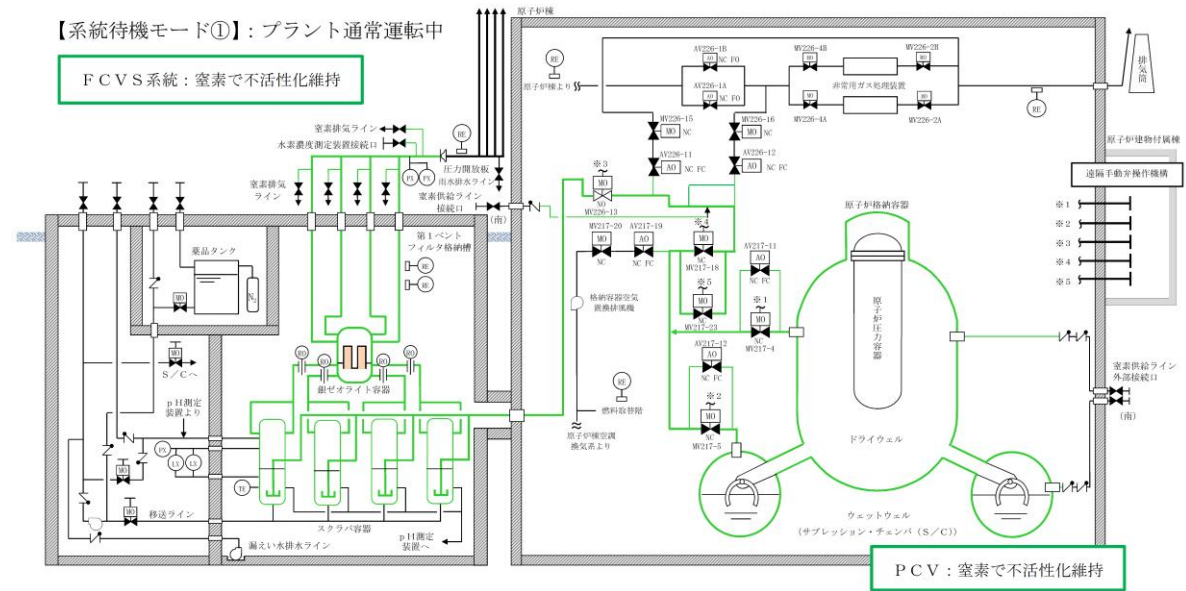


図3 格納容器フィルタベント系 (系統待機モード①) 水素爆発防止対策

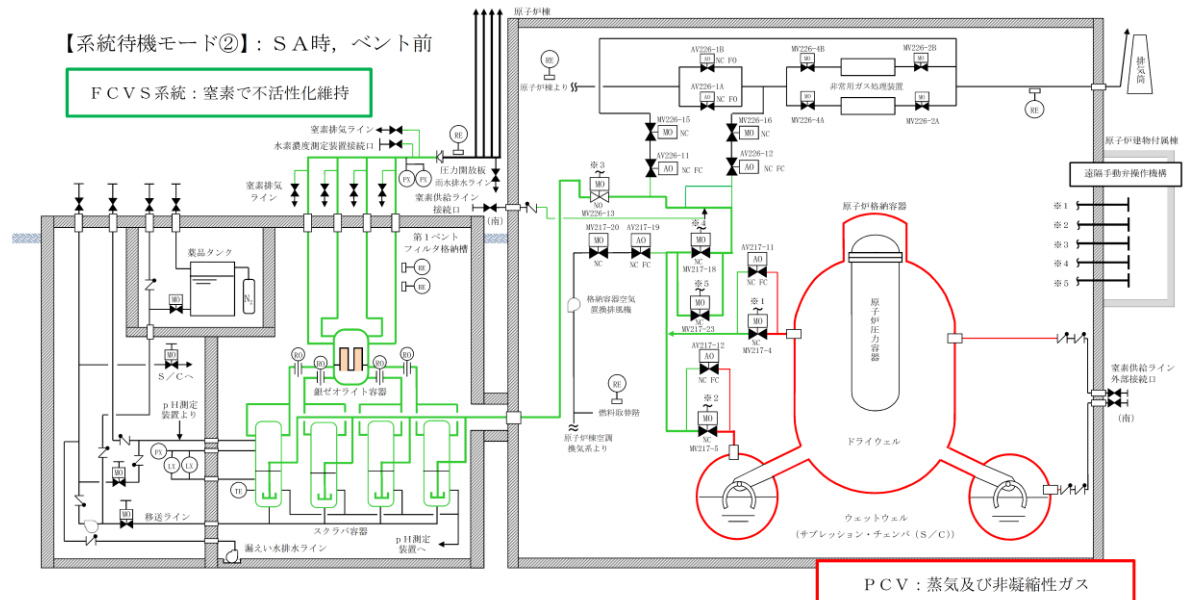
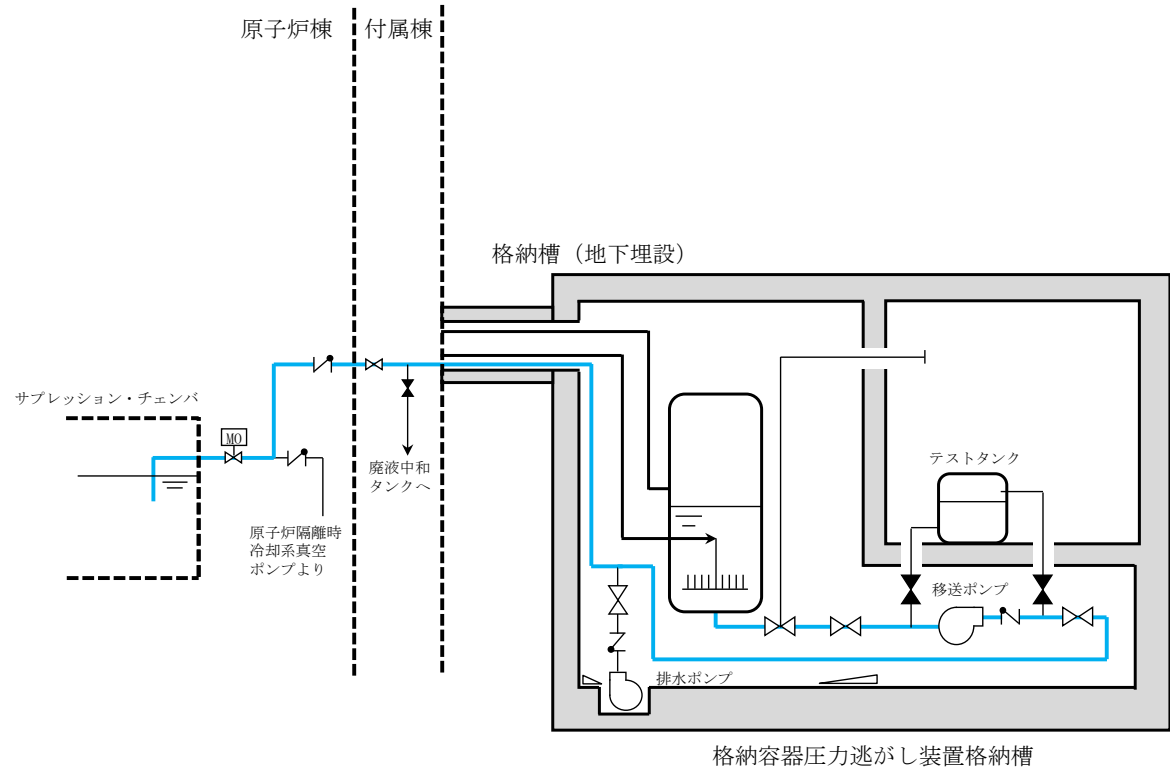


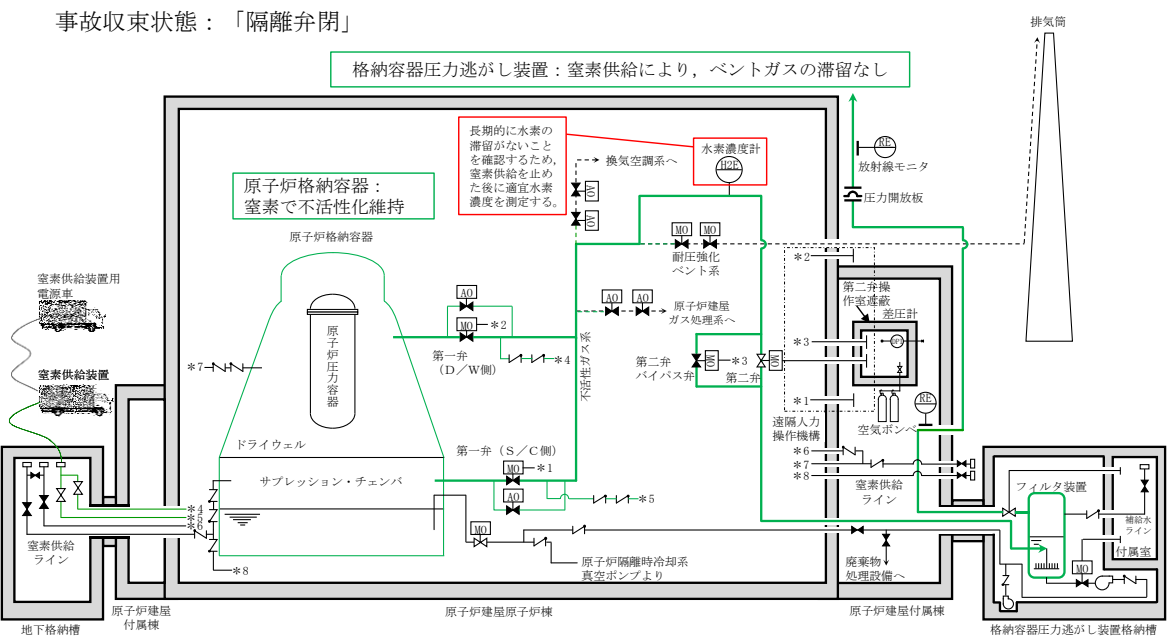
図4 格納容器フィルタベント系 (系統待機モード②) 水素爆発防止対策



注) 系統構成は現在の計画

第9図 移送ライン系統概要図

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第10図に示す。



第10図 水素爆発防止対策 (ベント停止後)

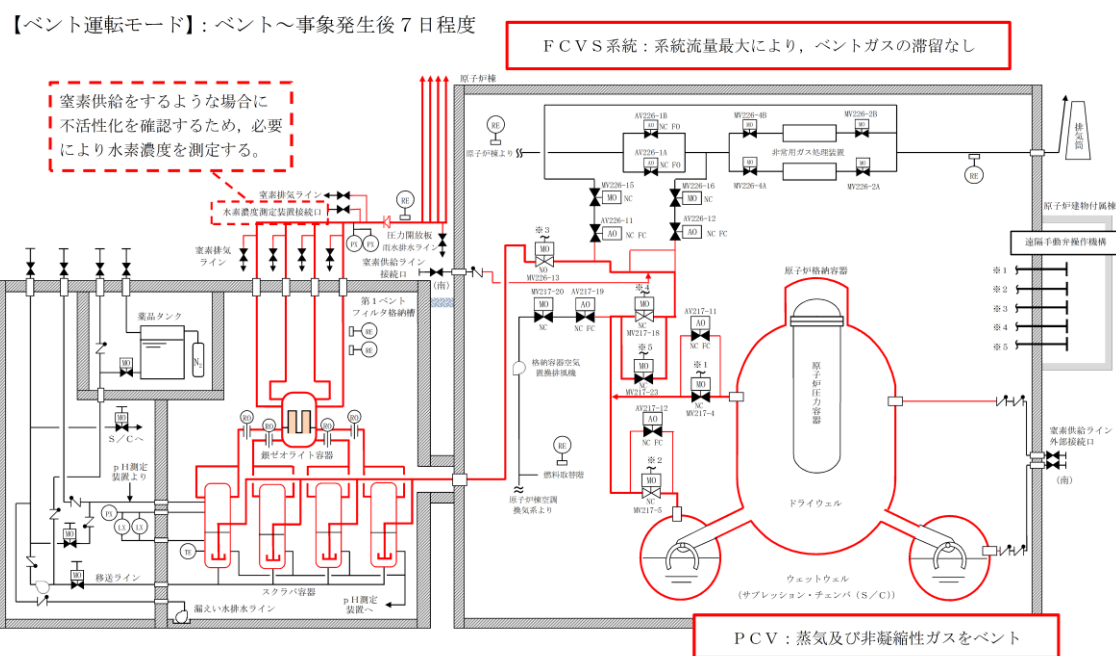


図5 格納容器フィルタベント系 (ベント運転モード) 水素爆発防止対策

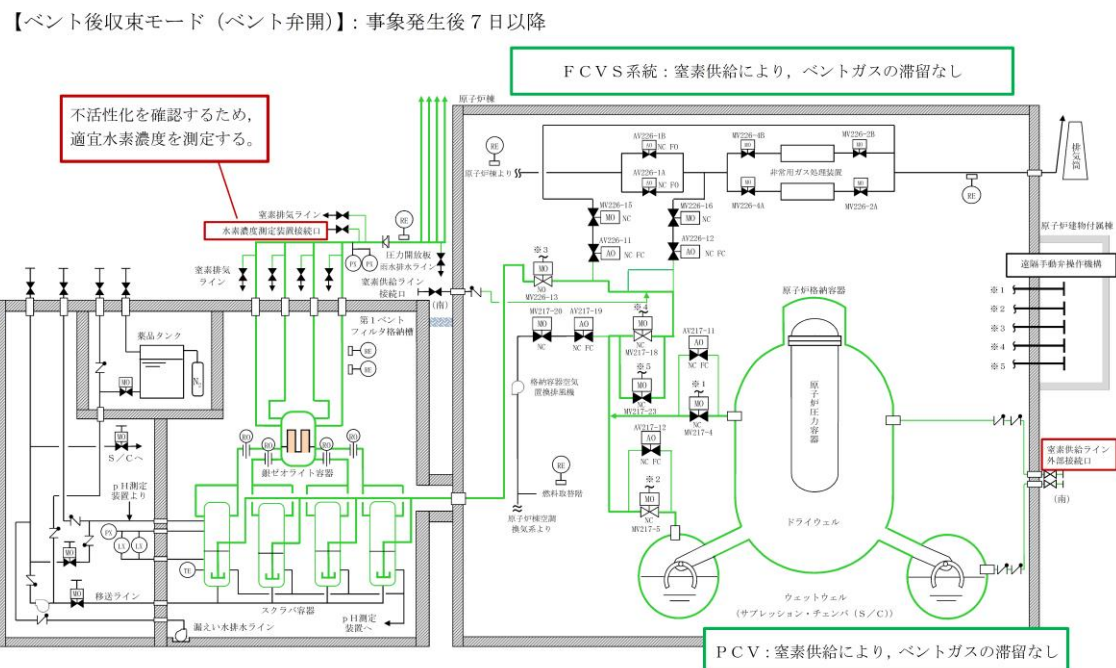
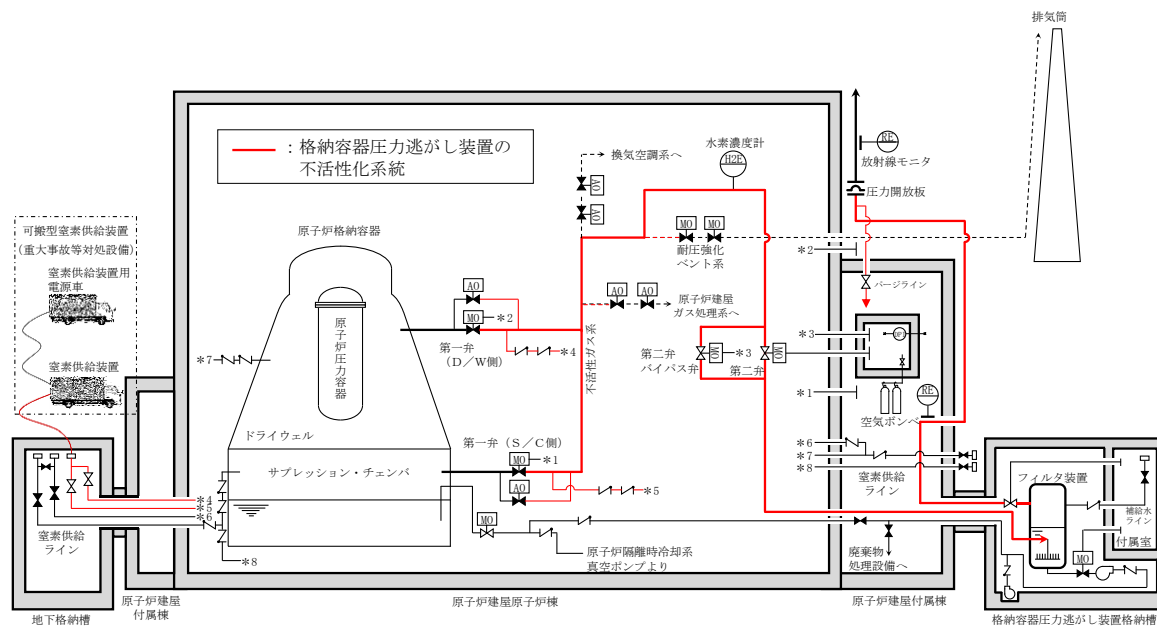


図6 格納容器フィルタベント系 (ベント後収束モード①) 水素爆発防止対策

補足1 格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化について

格納容器圧力逃がし装置系統の不活性化については、プラント起動前に実施する。系統の不活性化に使用する系統について第1図に示す。

第一弁を閉とした状態で、第一弁の下流から可搬型窒素供給装置により窒素供給を実施し、フィルタ装置を通じてパージラインから排出を継続することで窒素置換を実施する。また、フィルタ装置配管は、管理区域内を通るため、パージラインの排気先については、原子炉建屋付属棟とする。



第1図 格納容器圧力逃がし装置の不活性化系統

補足2 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)^[1]によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果による十分なミキシングが短時間に得られることを確認している。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」において、事象発生後25分から格納容器スプレイを実施すること及び格納容器内の温度差により、格納容器内の気体は十分にミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

【ベント後収束モード(ベント弁閉)]: 事象発生後7日以降

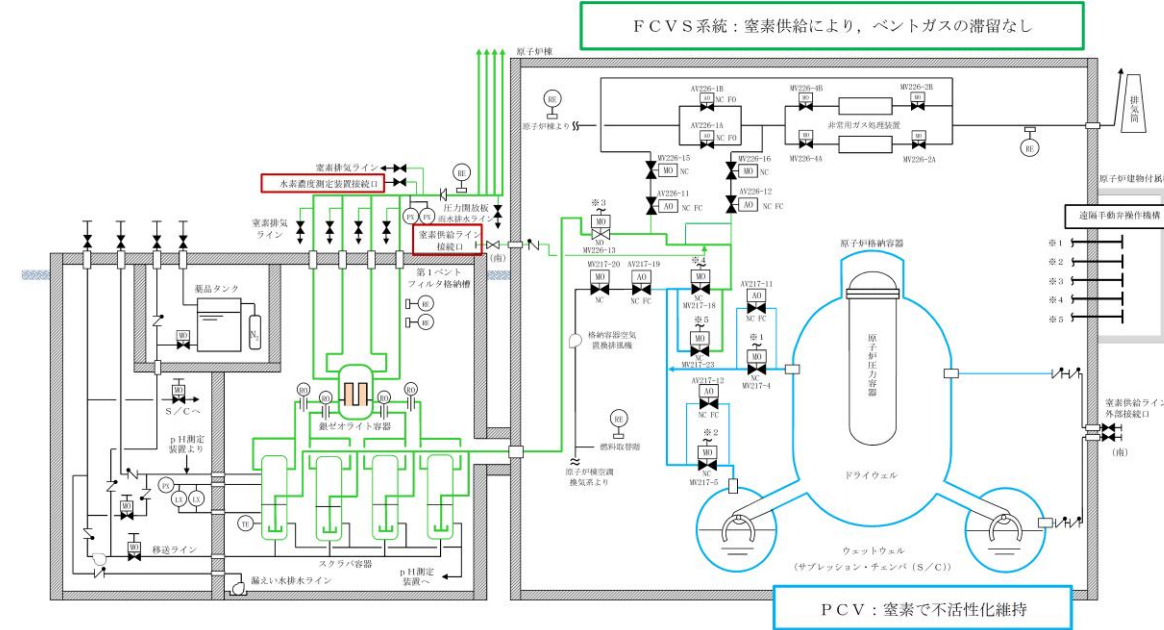


図7 格納容器フィルタベント系(ベント後収束モード②)水素爆発防止対策

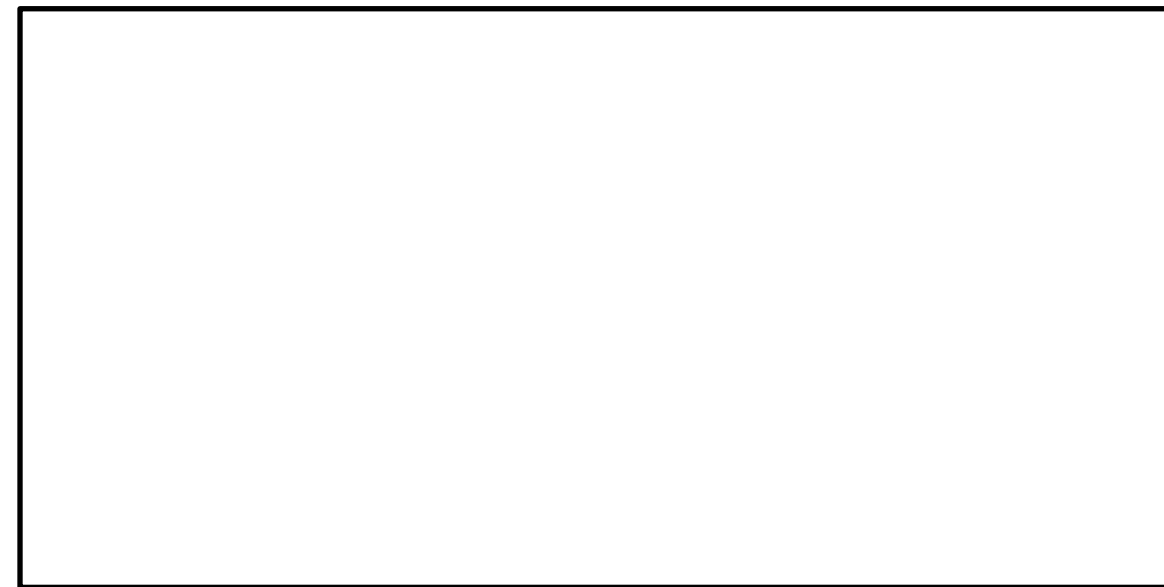


図8 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおけるベント時の蒸気流量

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており、10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さらに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性はさらに低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧(財)原子力発電技術機構による試験で得られた知見[2]を以下にまとめる。

- ・軽密度気体(試験では水素をヘリウムで模擬)の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)

[2] 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、財団法人 原子力発電技術機構(平成15年3月)

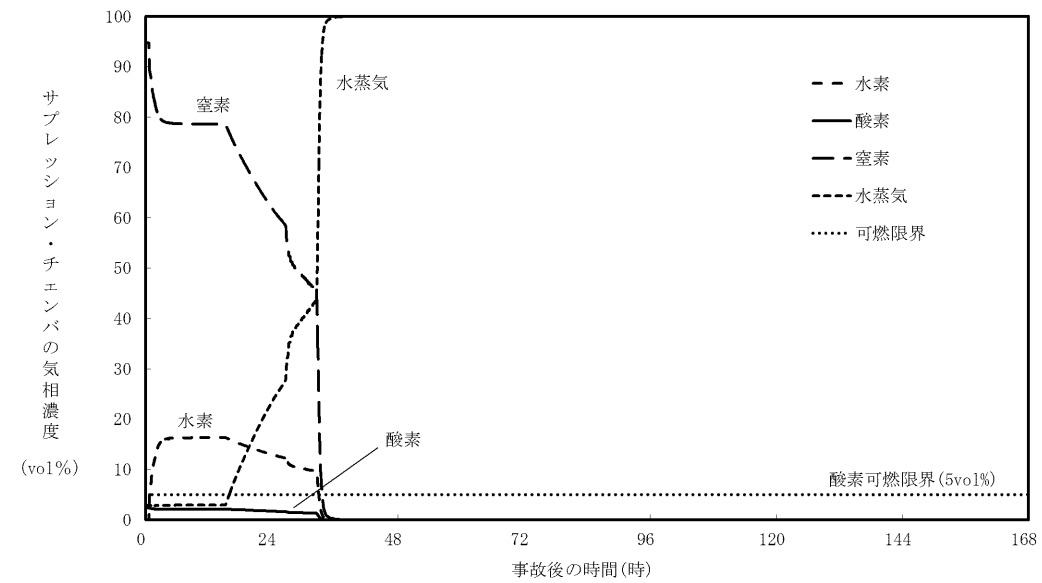
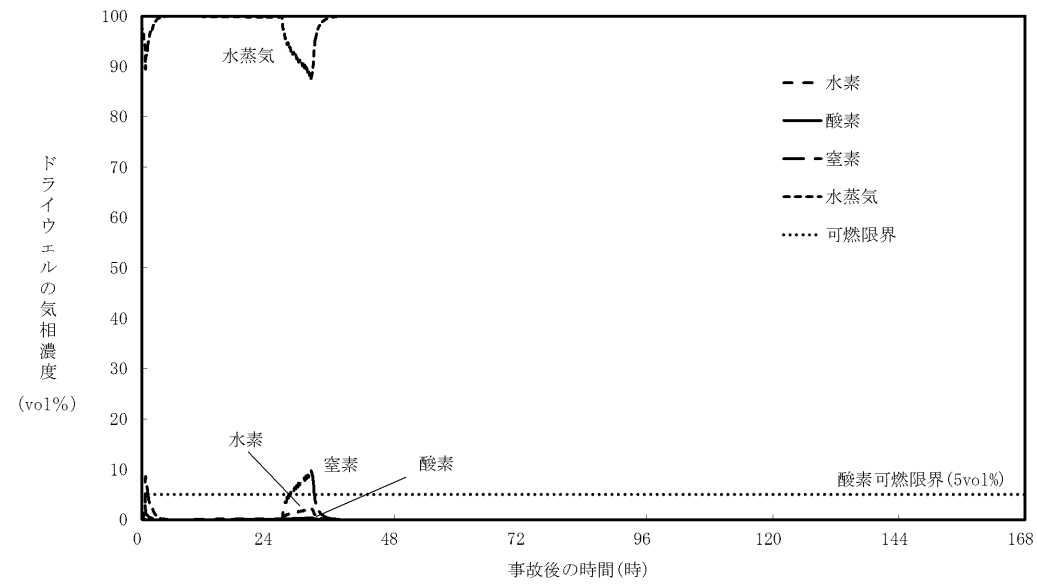


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化(ウェット条件)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="403 216 1015 863" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="418 884 1000 915">第1図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化</p> <div data-bbox="412 978 1009 1713" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="314 1734 1107 1766">第2図 格納容器内雰囲気と壁面の温度差によるガス濃度変化結果</p>	<p data-bbox="1308 212 1822 243">(参考1) 銀ゼオライト容器の流動解析結果</p> <p data-bbox="1329 302 2415 468">銀ゼオライト容器で上向き枝管に相当するマンホール部頂部への水素の蓄積は、蒸気の凝縮により水素濃度が徐々に増加することにより生じると考えられるが、ガスが循環する流れによる換気作用がある場合は水素が蓄積することはないと考えられるため、マンホール部内のガスの流れを確認することを目的として流動解析を行った。</p> <p data-bbox="1329 527 1475 558">(a)解析条件</p> <p data-bbox="1347 573 2415 646">銀ゼオライト容器の解析は、容器の対称性を考慮して1/4セクタモデルとし、汎用熱流体解析プログラム STAR-CCM+を用いて解析を行った。</p> <p data-bbox="1347 661 2415 869">ベント運転中としてガス流量を蒸気流量 9.8kg/s、ガス温度を 130℃とした。また、循環するガス流量が最も小さい場合としてベント後長期を想定し、ガス流量を小さく見積もるため蒸気流量は考慮せず、可搬式窒素供給装置による窒素ガス流量である 100m³/h、ガス温度を 100℃とした。なお、保温材 を考慮し、周囲環境温度は 40℃とした。</p> <p data-bbox="1329 928 1578 959">(b)解析結果及び評価</p> <p data-bbox="1347 974 2415 1182">銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れを図1、流動解析結果を図2、3に示す。容器入口から流入したガスは、銀ゼオライトフィルタ二層（内層、外層）の間からフィルタを通過し、銀ゼオライト内層の内側で上昇流が生じ、上部鏡板壁面に沿って容器出口へ至る流れが確認できた。また、銀ゼオライト内層の内側の上昇流の影響により、直上にあるマンホール部頂部までガスが循環する流れが認められた。</p> <p data-bbox="1347 1197 2415 1362">「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」では下降流速 1mm/s の流れが生じれば換気されるとあるが、流動解析結果ではマンホール部内で cm/s オーダーの下降流速が確認されており、水素はマンホール部内から排出され、銀ゼオライト容器外に押し出されると評価できる。</p> <p data-bbox="1347 1377 2415 1499">ここでは、流体として水素を含めていないが、銀ゼオライト容器内のガスの流れによる換気作用を確認するための流動解析であり、水素濃度は非常に小さいことから、その影響は無視できると考えられる。</p>	

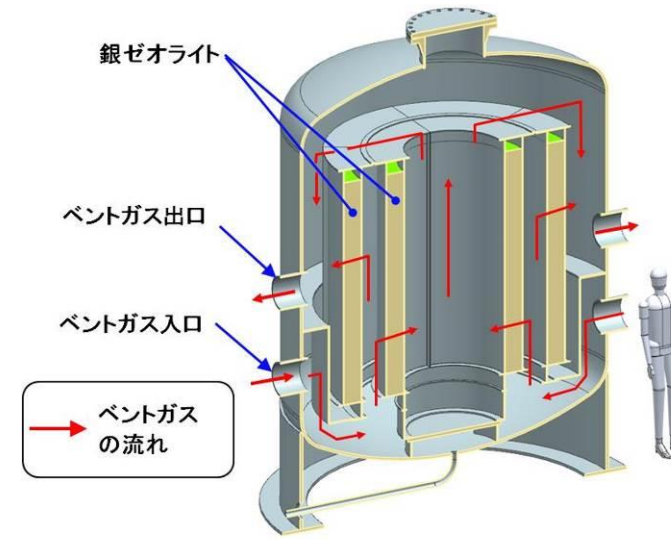


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

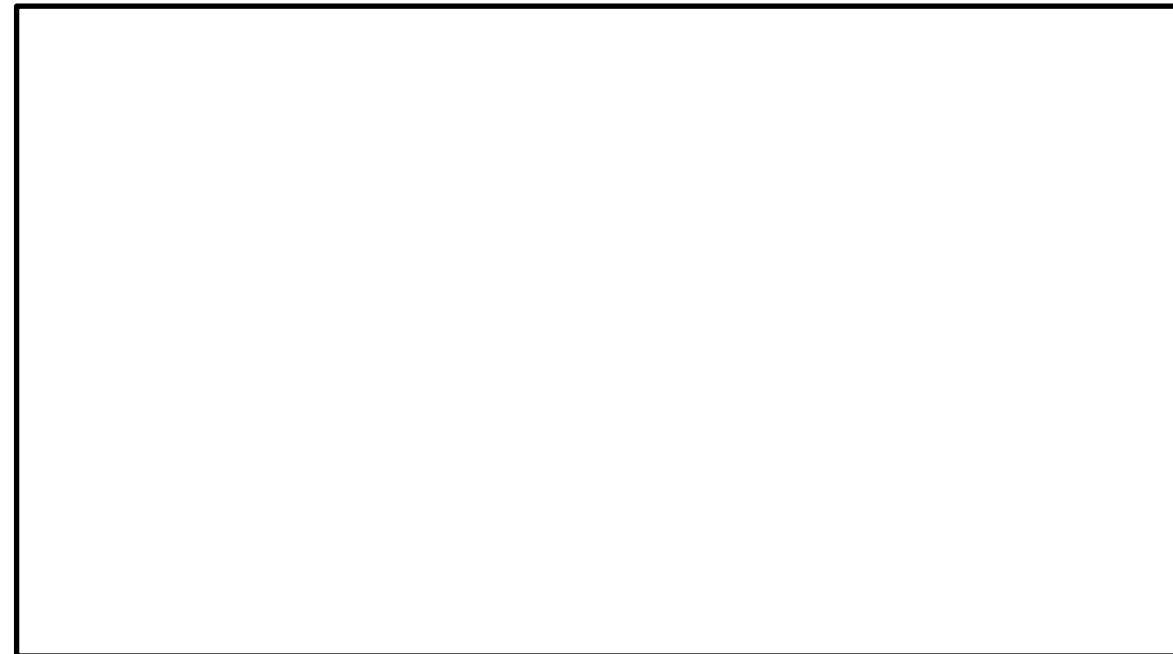


図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント運転中)

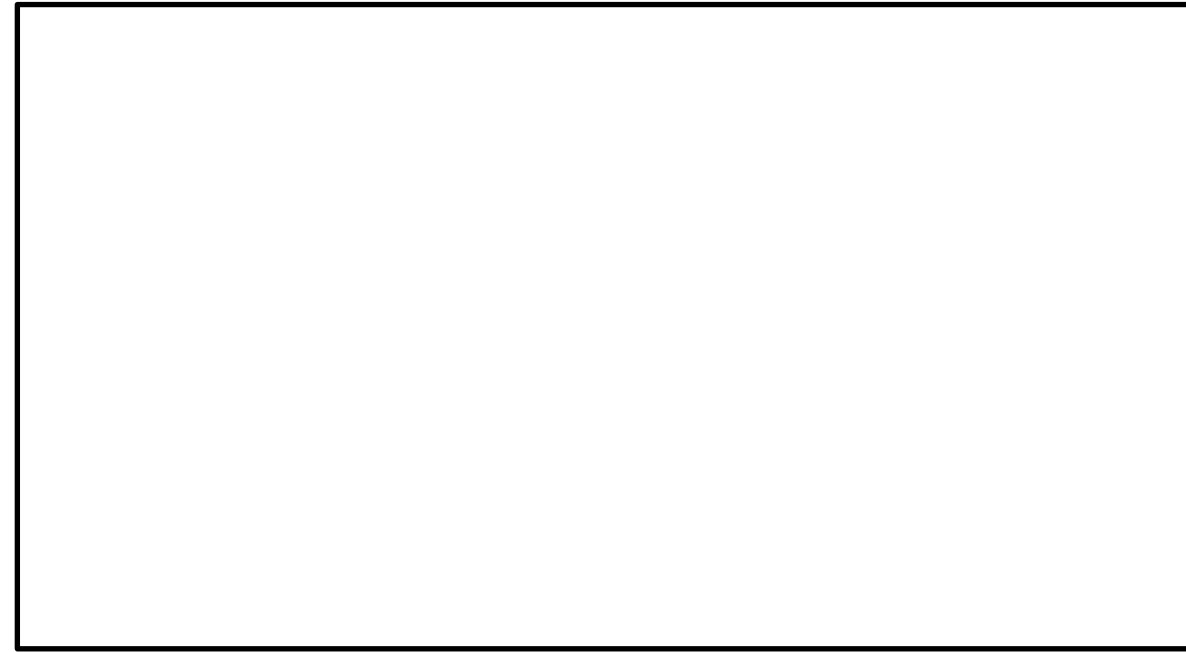


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント後長期)

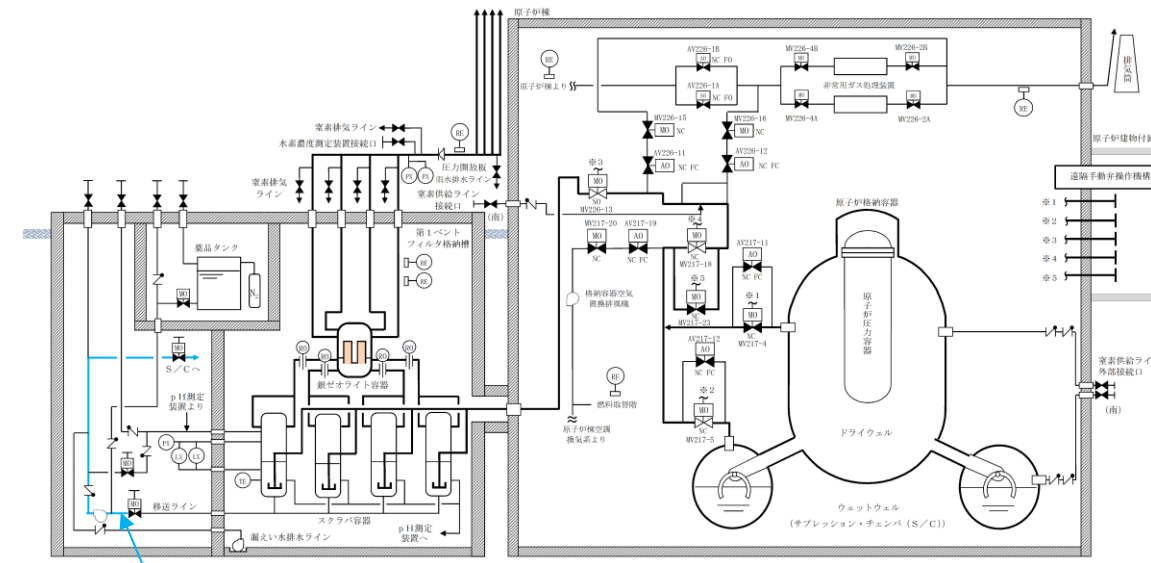
(参考2) シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスについて

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

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

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

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
	<p>(参考3) ドレン移送ライン使用時における格納容器内への空気流入影響について</p> <p>ドレン移送ラインについては、図1のようにドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ排水することとしているが、スクラビング水を排水する際に、ドレン移送ポンプ下流側配管の水張りができない範囲の空気については、スクラビング水と同時にサブプレッション・チェンバへ流入する。</p> <p>系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積全ての空気量がサブプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。</p> <table border="0" data-bbox="1380 615 2430 779"> <tr> <td>ドレン移送ラインの配管容積</td> <td>約 0.6m³</td> </tr> <tr> <td>酸素量 (酸素濃度 21%で算出)</td> <td>約 0.12m³</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバの空間容積</td> <td>約 3,190m³ (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)</td> </tr> </table> <p>系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサブプレッション・チェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 C%と仮定すると、サブプレッション・チェンバへの酸素流入量は約 0.164m³、空気流入量は 0.79m³、もともとのサブプレッション・チェンバ内の酸素量は 31.9C m³となる。</p> <p>以上より、排水後のサブプレッション・チェンバの酸素濃度は</p> $\begin{aligned} \text{(酸素濃度)} &= \text{(酸素量)} / \text{(空気量)} \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \% \end{aligned}$ <p>となる。よって、ドレン移送ライン配管内の酸素が流入することによる酸素濃度上昇分は</p> $\begin{aligned} \text{(酸素濃度上昇分)} &= \text{(排水後酸素濃度)} - \text{(排水前酸素濃度)} \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.03\% \end{aligned}$ <p>ドレン移送ラインの配管に溜まっている空気(酸素)が全てサブプレッション・チェンバへ移行した場合でも酸素濃度の上昇分は最大でも 0.03 未満であり、酸素の可燃限界濃度である 5%に対して非常に小さいことから問題ない。</p>	ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³	酸素量 (酸素濃度 21%で算出)	約 0.12m ³	サブプレッション・チェンバの空間容積	約 3,190m ³ (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)	
ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³							
酸素量 (酸素濃度 21%で算出)	約 0.12m ³							
サブプレッション・チェンバの空間容積	約 3,190m ³ (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)							



待機中にあらかじめ水張りを行う範囲

図1 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については、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第1表に示す。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の2倍) とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し 200℃とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [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 (310kPa [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	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、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	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 S _s にて機能維持	基準地震動 S _s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

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

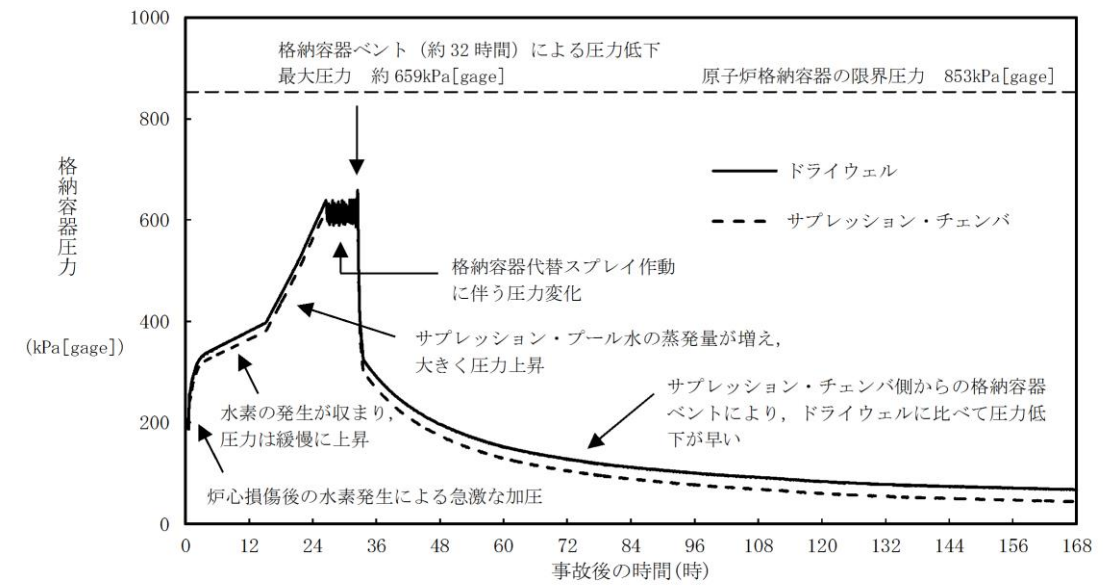
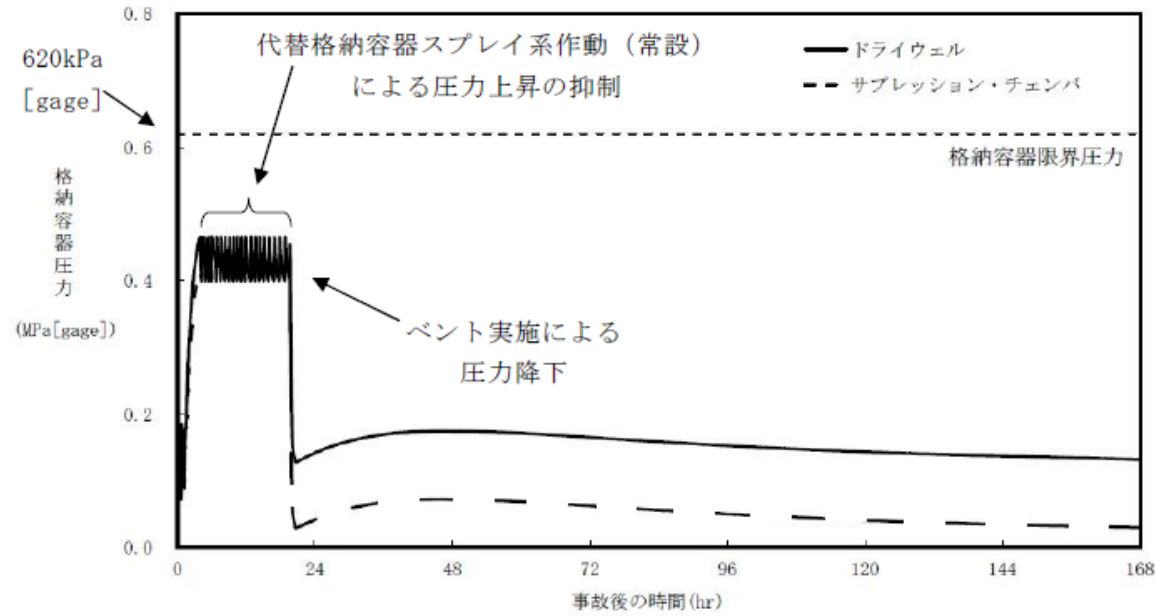
表1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

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

・設備の相違

格納容器の型式により最高使用圧力が異なる。(以下、別紙9においては①の相違) また、島根2号炉は流量制限オリフィス後は減圧されるため最高使用圧力を 1Pd としている。(以下、別紙9においては②の相違) 更に、原子炉定格熱出力が相違するため、フィルタ装置内発熱量、エアロゾル移行量、よう素の炉内内蔵量が異なる

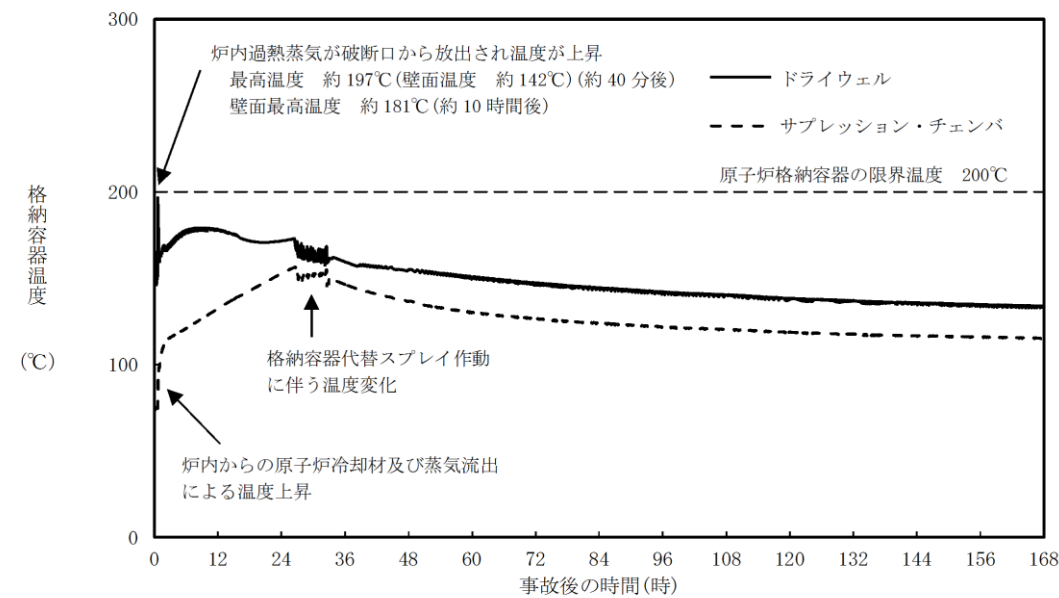
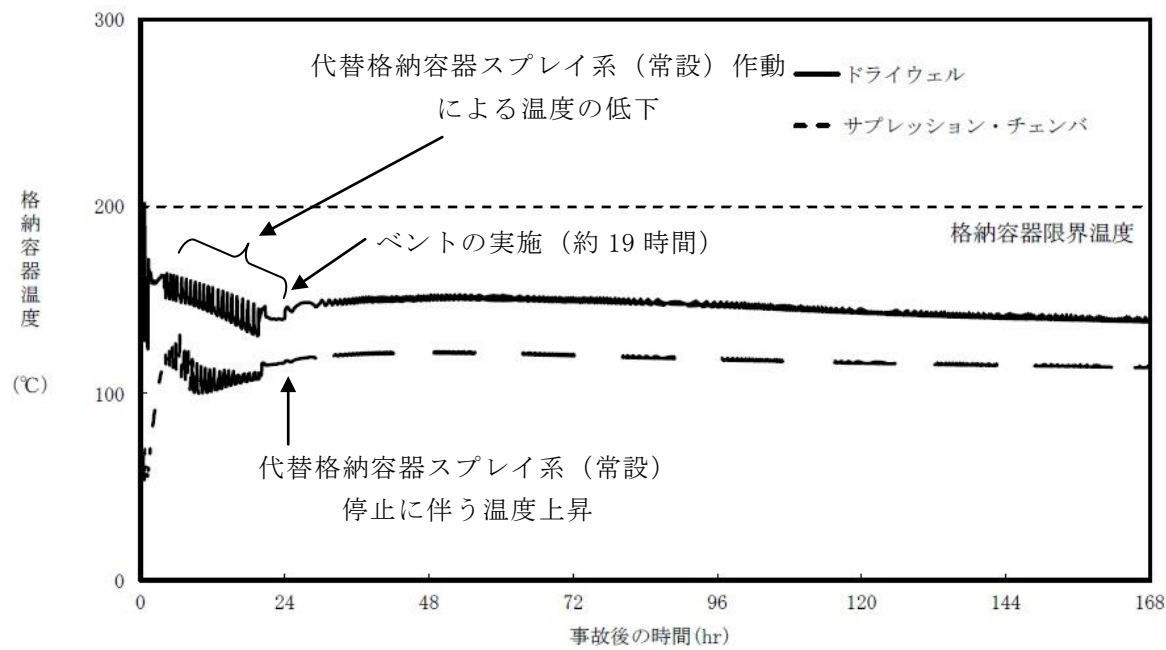
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る <u>620kPa[gage]</u> (2Pd : 最高使用圧力の2倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。</p> <p>有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る <u>200℃</u> を下回ることから、<u>2Pd, 200℃</u> 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過圧・過温破損モード「<u>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)</u>」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第1図、第2図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 <u>465kPa [gage]</u>、シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 <u>202℃</u> となるが、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は最大でも約 <u>157℃</u> であり、限界温度を下回る <u>200℃</u> を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。</p> <p>最高使用圧力及び最高使用温度については、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の構造設計に使用される。</p>	<p>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> <p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る <u>853kPa[gage]</u> (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格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力 <u>853kPa[gage]</u> (2Pd : 最高使用圧力の2倍) 及び限界温度 <u>200℃</u> を下回ることから、<u>流量制限オリフィスまでについては、格納容器の限界圧力及び限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて格納容器の最高使用圧力 (1Pd) 未満に減圧されることから、1Pd 及び格納容器の限界温度を格納容器フィルタベント系の最高使用圧力及び最高使用温度としている。</u></p> <p>有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード (大LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図1、2に示す。格納容器内に放出される蒸気により、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇する。格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを間欠的に実施することにより、圧力上昇を抑制する。事象発生から約32時間経過した時点でサブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するため、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。格納容器内の気相部圧力の最大値はベント時の約 <u>659kPa[gage]</u> であり、格納容器内の気相部温度は <u>200℃</u> 以下に維持され、ベント時は約 <u>169℃</u> であり、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。</p> <p>なお、NEI13-02 (参考図書1) にて格納容器ベント系の設計条件として示されている <u>285℃, 1.05Pd (Mark-I) 及び1.45Pd (Mark-II)</u> は、格納容器のドライウェルヘッドがある程度の漏えいを示す可能性のある温度と圧力に相当する。島根2号炉においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度、限界圧力である <u>200℃, 2Pd</u> を流量制限オリフィスまでの格納容器フィルタベント系の設計条件としている。また、<u>流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて1Pd未満に減圧されることから、200℃, 1Pd</u> を格納容器フィルタベント系の設計条件としている。</p> <p>最高使用圧力及び最高使用温度については、<u>格納容器フィルタベント系</u>の構造設計に使用される。</p>	<p>・設備の相違 ①の相違</p> <p>・設備の相違 ①の相違</p> <p>・設備の相違 ②の相違</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>



第1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移

図1 大LOCA+SBO+ECCS 機能喪失時における格納容器圧力の推移

・解析結果の相違

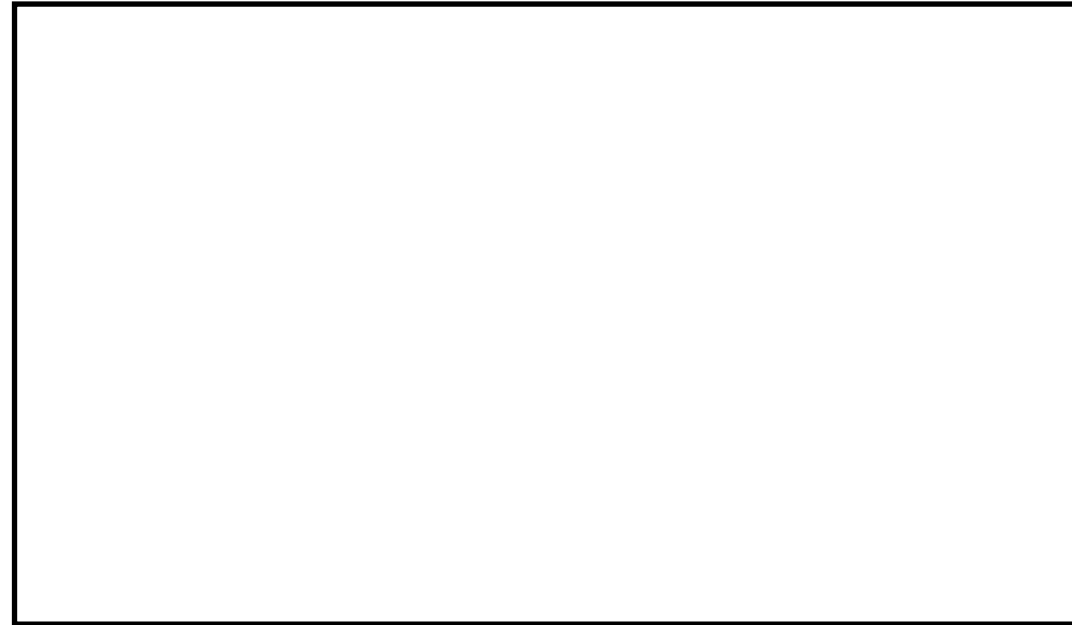


第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

図2 大LOCA+SBO+ECCS 機能喪失時における格納容器温度の推移

・解析結果の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>(参考) フィルタ装置の最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の健全性について</u></p> <p><u>ベント中のフィルタ装置(容器)について、設計上考慮している最高使用圧力(620kPa [gage]), 最高使用温度(200℃)を超える場合の構造健全性を評価する。</u></p> <p><u>・評価方法</u></p> <p><u>フィルタ装置の持つ放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として、高温状態で内圧を受け、過度に塑性変形することによる延性破壊が想定される。</u></p> <p><u>フィルタ装置について、「発電用原子力設備規格 設計建設規格(2005年版(2007年追補版を含む)) JSME S NC1-2005/2007」(以下、「設計・建設規格」という)に示される、内面に圧力を受ける円筒胴の計算上必要な厚さを求める式により、温度(フィルタ装置温度における材料の許容引張応力)、圧力をパラメータとして、フィルタ装置(胴部)の構造健全性が確保される、温度と圧力の組合せを評価する。</u></p> <p><u>・評価</u></p> <p><u>設計・建設規格のPVC-3122(1)項に準拠し、設計・建設規格「表5 鉄鋼材用(ボルト材を除く)の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力(以下、「許容圧力」という。)を算出する。</u></p> $t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u>t : 胴の最小厚さ <input type="text"/></u></p> <p><u>P : 許容圧力 (MPa)</u></p> <p><u>Di : 胴の内径 4.600 (mm)</u></p> <p><u>S : 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)</u></p> <p><u>η : 長手継手の効率 (η=1)</u></p> <p><u>・評価結果</u></p> <p><u>設計・建設規格の必要最小板厚を求める式を用いて評価を実施した結果、第3図に示すとおり、設計上考慮している最高使用圧力(620kPa [gage]), 最高使用温度(200℃)を超える圧力、温度でも構造健全性を有する結果が得られた。</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は、別紙本文の記載後に参考資料を記載している</p>



第3図 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、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。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間後～3時間後に格納容器圧力逃がし装置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。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を1Pd～2Pdとしており、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、格納容器圧力は1Pdとする。

c. 系統流量の算出

a. 及びb. 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。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (式1)$$

ここで、

- W_{Vent} : 系統流量 (t/h)
- Q_R : 定格熱出力 (3,293 × 10³ kW)
- h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ (2,739 kJ/kg @ 1 Pd)

(2) 系統流量（ベントガス流量）

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

系統流量は式1により算出し、9.8kg/sとなる。

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

ここで、

- W_{Vent} : 系統流量 (kg/s)
- Q_R : 定格熱出力 (2436 × 10³ kW)
- h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55 kJ/kg @ 1 Pd)

- ・設備の相違
原子炉定格熱出力が相違するため、想定する系統流量が異なる
(以下、別紙9においては③の相違)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>h_w : 飽和水の比エンタルピー (251kJ/kg @60°C※1) ※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度 以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 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される。 なお、格納容器圧力が 1Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1Pd 以上になれば系統流量も 13.4kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。</p> <p>(3) <u>フィルタ装置内発熱量</u> 格納容器圧力逃がし装置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 500kW に設定している。 NUREG-1465 における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置に移行する FP による崩壊熱を評価する。 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】 = 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】 × 【②FP の格納容器への放出割合】 ÷ 【③格納容器内の DF】 × 【④フィルタ装置に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】</p> <p>① ベント時の原子炉の崩壊熱 重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後約 2 時間後～3 時間後に格納容器圧力逃がし装置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 の格納容器への放出割合 NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (第 2 表参照)。</p> <p>③ 格納容器内の DF 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 試験等) では、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、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^{※1} とする。</p>	<p>h_w : 飽和水の比エンタルピー (251.15kJ/kg @60°C※1) ※1 格納容器内に注水する水温を保守的に高めに設定した温度</p> <p>系統流量は、配管設計やオリフィスの設計条件として使用される。 なお、格納容器圧力が 1 Pd より高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が 1 Pd 以上になれば系統流量も 9.8kg/s 以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。</p> <p>(3) <u>スクラバ容器内発熱量</u> 格納容器フィルタベント系のスクラバ容器内発熱量は、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する崩壊熱である 370kW に設定している。 NUREG-1465 (参考図書 2) における格納容器ソースタームに基づき、ドライウェルベント時に格納容器からフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する核分裂生成物 (FP) による崩壊熱を評価する。 スクラバ容器内発熱量は以下の式で表される。</p> <p>【スクラバ容器内発熱量】 = 【①ベント時の原子炉の崩壊熱】 × 【②FP の格納容器への放出割合】 ÷ 【③格納容器内の DF】 × 【④スクラバ容器に蓄積する FP の崩壊熱への寄与割合】</p> <p>① ベント時の原子炉の崩壊熱 保守的に原子炉停止後約 2 時間後に格納容器フィルタベント系が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として、原子炉定格熱出力の 1% とする。</p> <p>② FP の格納容器への放出割合 NUREG-1465 に基づき、揮発性核種のうち格納容器への放出割合が最も大きい Halogen (I) の放出割合である 61% で代表させる (表 2 参照)。</p> <p>③ 格納容器内の DF NUREG-1150 (参考図書 3) に基づき、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果として、ウェットウェルベント時は DF : 80 とする。 海外で行われた FP エアロゾルの自然除去効果に関する実験結果 (NSPP 実験等) に基づき、自然沈着による除去効果として、ドライウェルベント時は DF : 10 とする。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 ③の相違</p> <p>・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、想定する崩壊熱量が異なる (以下、別紙 9 においては④の相違)</p> <p>・記載方針の相違 発熱量の算出は D/W ベントによる評価が保守的となるが、島根 2 号炉は参考として W/W の DF でも算出している</p>

※1 事象発生から19時間(有効性評価におけるベント開始時間)後には、より大きなDFが期待できること及びMAAP解析でもより大きなDFを見込んでいる(別紙17第1図)ことから、設計条件として適用性があると考え。

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(第3表参照)。
したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、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500kW (3,293MW×0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水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。

第2表 NUREG-1465における格納容器内への放出割合

	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

※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。

④ スクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

NUREG-1465に基づき、揮発性が比較的高く、炉心損傷を伴う事故時に有意な放出割合となり、スクラバ容器に蓄積する核種として、Halogen(I), Alkali metal (Cs), Te, Ba 及び Sr を想定し、これら核種の崩壊熱への寄与割合は22%とする(表3参照)。
したがって、定格熱出力に対する崩壊熱は以下のように評価される。

$$\text{ウェットウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 80 \times 0.22 = 0.00168\%$$

$$\text{ドライウェルベント} : 0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$$

以上より、スクラバ容器内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である370kW と設定する。

なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損の事故シーケンス(大LOCA+SB0+ECCS機能喪失)におけるスクラバ容器内発熱量は、約8.9×10⁻³kWである。

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

表2 NUREG-1465における格納容器内への放出割合

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

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

・記載方針の相違
島根2号炉は、参考としてW/W ベントの熱量も算出している

・設備の相違
④の相違
・記載方針の相違

第3表 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ※1	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

※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。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

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第4表に示す。

第4表 格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量

シーケンス（事象）	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/W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）	1g	5,000g

一方、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・プール水でのスクラビング効果がないドライウェルベント時の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38kgとなる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kgに設定している。

表3 放出割合が大きい揮発性核種の崩壊熱寄与割合

元素グループ※	放出割合	① 放出割合 (ハロゲン比)	②崩壊熱寄与割合 (炉停止後約2時間)	崩壊熱寄与割合 ①×②
Halogen(I)	0.61	1.0	0.18	0.18
Alkalimetal (Cs)	0.61	1.0	0.02	0.02
Te	0.305	0.5	0.02	0.01
Ba, Sr	0.12	0.2	0.06	0.01
			合計	0.22

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。また、放出割合が小さい核種は放出量として無視できるため、評価対象外とする。

(4) エアロゾル移行量

格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465（参考図書1）における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量約28kg及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に300kgに設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるMAAP解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 1.8×10^{-3} kg、ドライウェルベントの場合で約3.5kgであることから、格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために設定した300kgは十分保守的であると考えられる。

・評価結果の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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>a. 核分裂生成物の炉内内蔵量 各核種グループのFPの炉内内蔵量を第5表に示す。</p> <p>b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合 NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。(第2表参照)。</p> <p>c. 格納容器内のDF 保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、DF10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38kgとなる。 評価式を以下に示す。 【エアロゾル量】 = $\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$</p> <p>d. 海外規制におけるエアロゾル移行量 ドイツRSKの勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60kg、BWRについては30kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150kgと規定されている。</p>	<p>以下に想定する核分裂生成物エアロゾル移行量の評価方法と海外規制におけるエアロゾル移行量を示す。</p> <p>a. 核分裂生成物の炉内内蔵量 核分裂生成物の炉内内蔵量を表1に示す。</p> <p>b. 核分裂生成物の格納容器への放出割合 NUREG-1465に基づき、各核種グループの放出割合を設定する。 (表2, 4参照)</p> <p>c. 格納容器内のDF 保守的にドライウェルベントの場合を想定し、崩壊熱の設定と同様に、海外で行われたFPエアロゾルの自然除去効果に関する実験結果(NSPP実験等)に基づき、自然沈着による除去効果としてDF10とする。</p> <p>以上より、想定FPエアロゾル量を計算した結果、約28kgとなる。 評価式を以下に示す。 【想定FPエアロゾル量】 = $\sum_{\text{全核種グループ}} [(\text{核種グループの炉内内蔵量}) \times (\text{核種グループの格納容器への放出割合}) / 10]$</p> <p>d. 海外規制におけるエアロゾル移行量 ドイツRSKの勧告では、フィルタ装置に移行するエアロゾル量としてPWRについては60kg、BWRについては30kgとしている。また、スイスの原子力施設ガイドラインにおいては、エアロゾル量は150kgと規定されている。</p>	<p>・評価結果の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)					島根原子力発電所 2号炉					備考
第5表 核分裂生成物の炉内内蔵量					表4 核分裂生成物の炉内内蔵量					・評価結果の相違
核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	エアロゾル移行量 (kg)	核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 ^{※1} (kg)	
Halogens	CsI		0.61		Halogens	CsI		0.61		
Alkali metal	CsOH		0.61		Alkali metal	CsOH		0.61		
Te	TeO ₂ , Sb		0.305		Te	TeO ₂ , Sb		0.305		
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12		Ba, Sr	BaO, SrO		0.12		
Noble metals	MoO ₂		0.005		Noble metals	MoO ₂		0.005		
Ce	CeO ₂		0.0055		Ce	CeO ₂		0.0055		
La	La ₂ O ₃		0.0052		La	La ₂ O ₃		0.0052		
			合計		3.8E+01					合計
<p>エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。</p>					<p>※1 ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器でのDFを10とする。 エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。</p> <p>《参考図書》</p> <p>1. NEI13-02 “INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER EA-13-109”</p> <p>2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”</p> <p>3. NUREG-1150 “Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”</p>					・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>(参考1) 最高使用圧力及び最高使用温度を超える場合の構造健全性評価</u></p> <p>スクラバ容器について、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力(853kPa[gage])、最高使用温度(200℃)を超える場合の構造健全性を考察する。</p> <p>a. 評価の概要</p> <p>スクラバ容器の放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>スクラバ容器について、「発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む))) JSME S NC1-2005/2007」(以下、「設計・建設規格」という。)に示される必要最小板厚の式を用い、スクラバ容器の各温度における材料の許容引張応力、圧力をパラメータとして、スクラバ容器(胴部)の構造健全性が確保される温度、圧力の組み合わせを評価する。</p> <p>b. 評価</p> <p>設計・建設規格のPVC-3122(1)項に準拠し、設計・建設規格「表5 鉄鋼材料(ボルト材を除く)の各温度における許容引張応力」に規定される、50℃から450℃の各温度における許容引張応力を与えることで、構造健全性が確保できる圧力(以下、「許容圧力」という。)を算出する。</p> $t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$ <p>ここで、</p> <p>t: 胴の最小厚さ <input type="text"/></p> <p>P: 許容圧力 (MPa)</p> <p>D_i: 胴の内径 <input type="text"/></p> <p>S: 各温度における材料の許容引張応力 (MPa)</p> <p>η: 長手継手の効率 (η = 1)</p>	<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は、別紙本文の記載後に参考資料を記載している</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1350 212 1478 239">・評価結果</p> <p data-bbox="1371 254 2415 373">設計・建設規格の必要最小板厚の式を用いた評価を実施した結果を図1に示す。200℃における許容圧力は約1.678MPa (約3.93Pd) であり、2Pd以上の耐圧性能を有する結果が得られた。</p> <div data-bbox="1371 426 2359 1045" style="border: 1px solid black; height: 295px; width: 333px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1466 1062 2252 1089">図1 スクラバ容器 (胴部) の必要最小板厚の式を用いた評価結果</p>	

(参考) ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において格納容器内にて発生する動的荷重

重大事故等発生時において、格納容器内にて発生する可能性がある動的荷重には以下のものがある。

- ① ドライウェル内の配管破断によるジェット力
- ② プールスウェル荷重
- ③ ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重
- ④ 逃がし安全弁作動時の荷重
- ⑤ 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重

①～③は、原子炉冷却材喪失事故において事故発生直後に発生する荷重であり、ベント時に生じる荷重は、これに比べて影響は小さい。

また④、⑤は、ベント開始の判断基準である格納容器圧力 2Pd に近づいた状態では、原子炉圧力は、原子炉冷却材喪失事故や逃がし安全弁による急速減圧等により、既に低下した状態となっており、原子炉隔離時冷却系も運転していないことから、2Pd ベント時に作用する荷重ではない。

以上のことから、ベントの判断基準である格納容器圧力 2Pd における格納容器の加圧は、崩壊熱により発生する蒸気によるものであり、動的荷重を考慮する必要はない。

フィルタ装置 (容器) の設計に当たっては、最高使用圧力 2Pd、最高使用温度 200℃の条件に加えて、地震荷重を考慮した強度評価を実施している。

また、耐圧機器ではないが、内部構造物であるベンチュリノズルについては、差圧荷重及び地震荷重を考慮するとともに、JAVA 試験にて得られた知見を踏まえた圧力振動を考慮して強度評価を実施している。(第 6 表参照)

第 6 表 フィルタ装置の設計

部位	設計に用いた荷重		評価方法
フィルタ装置 (容器)	静的荷重	内圧荷重 (最高使用圧力)	JSME 設計・建設規格に基づき、荷重に対する必要板厚を算出し、最小板厚が必要板厚を満足することを確認する。
		動的荷重	内圧荷重、地震荷重 内圧荷重及び地震荷重による一次応力及び一次+二次応力を算出し、原子力発電所耐震設計技術指針で定める許容値を満足することを確認する。
内部構造物 (ベンチュリノズル)	静的荷重	差圧荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価
		差圧荷重、地震荷重	ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価
	動的荷重	水力学的荷重	JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて、圧力振動を評価

(参考 2) スクラバ容器内部構造物に考慮する荷重について

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

1. クリアリング荷重の評価

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

$$\Delta P = \dots \quad (1)$$

$$v = \dots \quad (2)$$

$$= \dots \text{ [m/s]}$$

ここで、 P_i 、 P_o 、 ρ は以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.953 \text{ MPa [abs]}$

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

■ $P_o = 0.10 \text{ MPa [abs]}$

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

■ $\rho = 1000 \text{ kg/m}^3$

ρ は水の密度であり、 1000 kg/m^3 とする

■ 圧力損失は保守的に発生しないものとする。

・評価方針の相違

島根 2 号炉は、具体的な評価結果を記載

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

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

ここで、A、 $\sin\alpha$ は以下の通り設定した。

■A= [Blank Box]

Aは噴出出口の面積であり、[Blank Box]とする。

■ $\sin\alpha$ = [Blank Box]

α は噴出方向と水平方向のなす角度とする。

2. スクラバ容器内部構造物応力評価

(1) 評価対象

モデル範囲及び応力評価部位を図1及び以下に示す。

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



図1 スクラバ容器 内部配管 モデル範囲及び応力評価部位

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1329 212 1516 239">(2) 解析モデル</p> <p data-bbox="1359 258 2415 331">本評価は、はりモデル及びシェルモデルを組み合わせて評価を行った。はりモデルを図2に、シェルモデルを図3に示す。</p> <div data-bbox="1475 359 2303 915" style="border: 1px solid black; height: 265px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1685 930 2030 957">図2 内部配管 はりモデル</p> <div data-bbox="1475 995 2303 1413" style="border: 1px solid black; height: 199px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1673 1425 2041 1453">図3 内部配管 シェルモデル</p>	

<解析評価の概略手順>

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

(3) 荷重条件

本評価では、以下の荷重条件を考慮した。

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

(4) 許容応力

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

許容応力を表 1 に示す。

表 1 供用状態 Ds の許容応力

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

(5) 評価結果

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

表2 発生応力の評価結果

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

(参考3) 格納容器フィルタベント系の系統範囲について

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

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

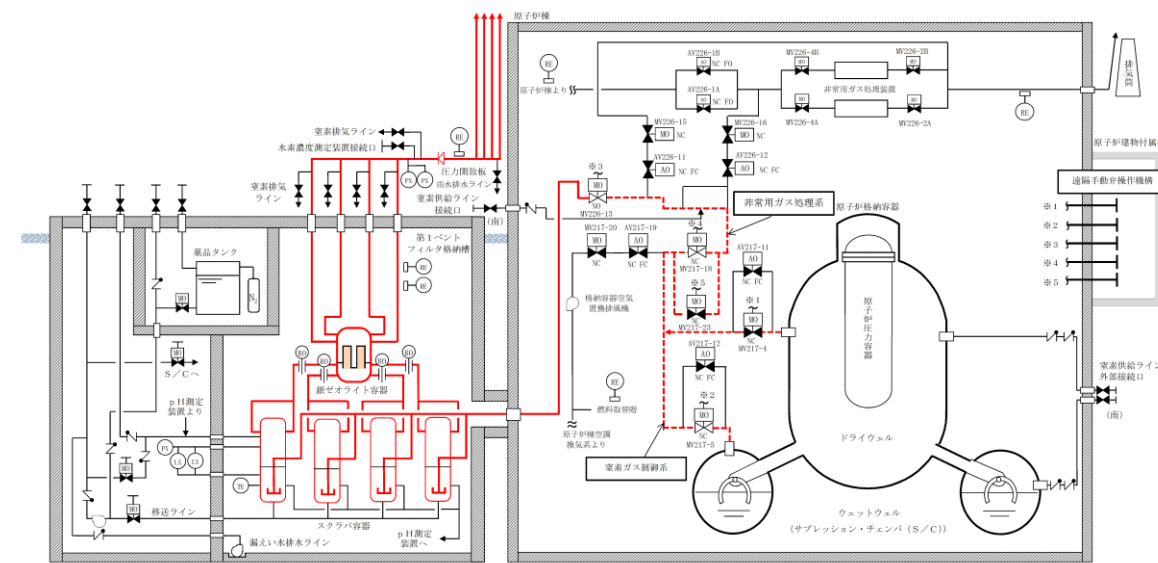


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図

・記載方針の相違

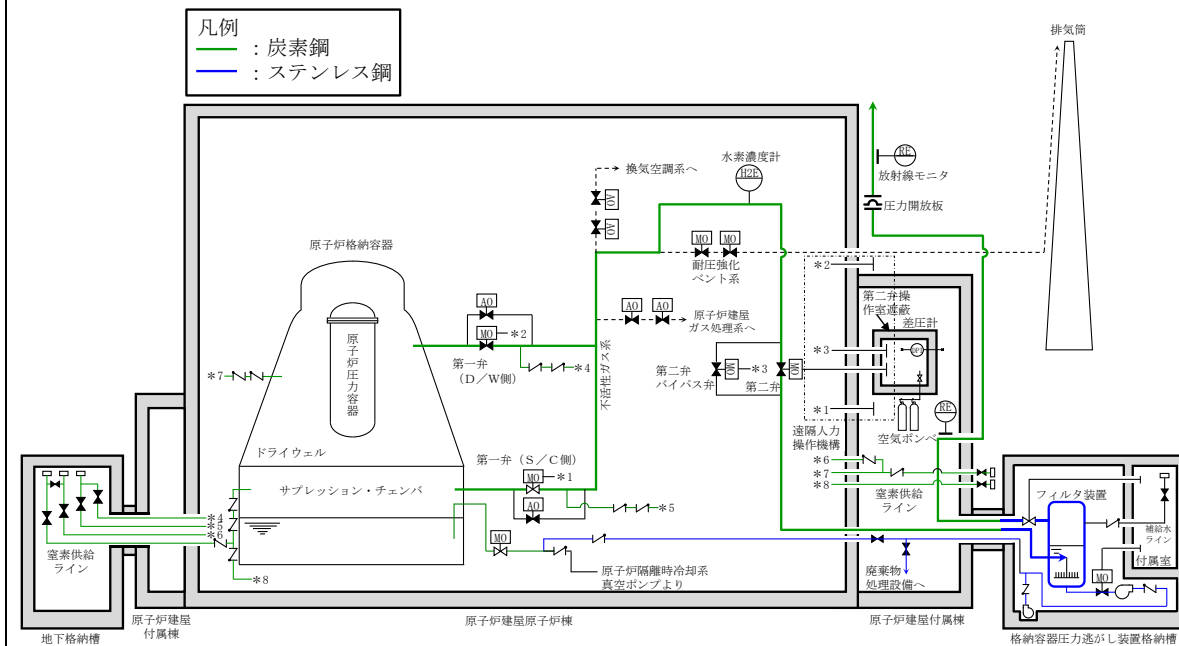
格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について

格納容器圧力逃がし装置を構成する容器、配管等に使用する材料については、ステンレス鋼、炭素鋼を使用しており、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件においてその機能が發揮できるように、構造設計を行っている。また、炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、シリコン系等の防食塗装を行う。

第1表に主要な設計条件を、第1図に材質範囲を示す。

第1表 格納容器圧力逃がし装置設備の主要設計条件

最高使用圧力	620kPa [gage]
最高使用温度	200℃
機器クラス	重大事故等クラス2
耐震仕様	基準地震動 S _s にて機能維持



第1図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

格納容器フィルタベント系の漏えいに対する考慮について

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

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

表1 格納容器フィルタベント系の主な構造設計条件

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

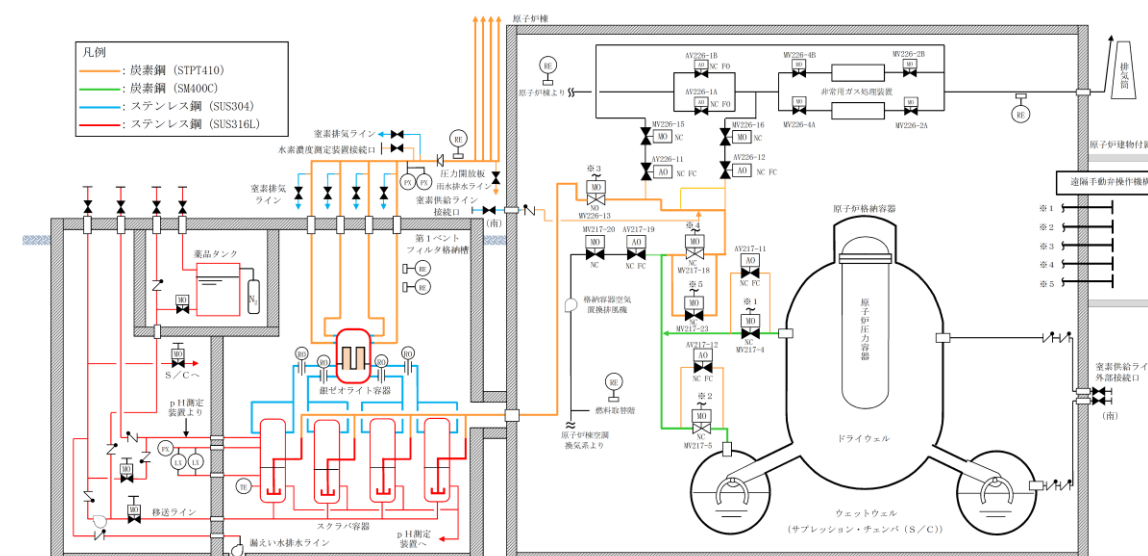


図1 格納容器フィルタベント系の材料範囲図

・設計条件の相違
島根2号炉は MARK-I 型の格納容器であり、東海第二とは最高使用圧力が異なる

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p>スクラビング水と接液する各部位については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に格納容器より放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量）を考慮して、クラス2設計による頑健性に加え、漏えい対策として設計上の考慮事項を設けている。</p> <p>具体的な設計上の考慮事項を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 各部位の設計上の考慮事項</p> <table border="1" data-bbox="201 604 1261 1417"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>設計考慮内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタ装置</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。 </td> </tr> <tr> <td>配管・弁</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第3表参照） 接液部は、スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 </td> </tr> </tbody> </table>	部位	設計考慮内容	フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> 溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。 	配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> 容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第3表参照） 接液部は、スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 	<p>格納容器フィルタベント系のうち、スクラバ容器については、容器内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（高線量下）を考慮して、頑健性を高めた構造設計に加えて、スクラビング水の漏えい防止対策として、スクラバ容器接液部における設計上の考慮事項を設けている。スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の具体的な考慮事項を表2、格納容器フィルタベント系の構造概略図を図2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2 スクラビング水の漏えい防止に係る設計上の考慮事項</p> <table border="1" data-bbox="1299 604 2410 1738"> <thead> <tr> <th>接液部</th> <th>漏えい防止に係る設計上の考慮事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器本体</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> マンホール蓋は溶接閉止構造とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 </td> </tr> <tr> <td>配管・弁 ・ベントガス入口管 ・ドレンライン ・容器連絡管 ・計装ライン</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 容器・配管・弁の取り合いは、原則溶接接続とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 弁箱と弁蓋の取り合い部のようなフランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（表3参照） 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 </td> </tr> </tbody> </table>	接液部	漏えい防止に係る設計上の考慮事項	スクラバ容器本体	<ul style="list-style-type: none"> マンホール蓋は溶接閉止構造とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 	配管・弁 ・ベントガス入口管 ・ドレンライン ・容器連絡管 ・計装ライン	<ul style="list-style-type: none"> 容器・配管・弁の取り合いは、原則溶接接続とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 弁箱と弁蓋の取り合い部のようなフランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（表3参照） 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 	
部位	設計考慮内容													
フィルタ装置	<ul style="list-style-type: none"> 溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 スクラビング水の水面より高い位置にマンホールを設置し、漏えいのリスクを低減した設計としている。 													
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> 容器、配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。溶接部は JSME 規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 フランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（第3表参照） 接液部は、スクラビング水が高アルカリ性（）であること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（～200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 													
接液部	漏えい防止に係る設計上の考慮事項													
スクラバ容器本体	<ul style="list-style-type: none"> マンホール蓋は溶接閉止構造とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 													
配管・弁 ・ベントガス入口管 ・ドレンライン ・容器連絡管 ・計装ライン	<ul style="list-style-type: none"> 容器・配管・弁の取り合いは、原則溶接接続とし、漏えいポテンシャルを低減した設計とする。溶接部は、製作時に溶接規格に基づき非破壊検査を実施し、欠陥がないことを確認する。 弁箱と弁蓋の取り合い部のようなフランジ接続部は、適切なガスケットパッキンを使用し、ボルトの締め付け管理により、漏えい防止を図る。（表3参照） 接液部は、化学薬剤（）が添加されたスクラビング水に通常晒されること、重大事故におけるベント時にはスクラビング水が高温（200℃）となることを考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定することにより、漏えいポテンシャルの低減を図る。 													

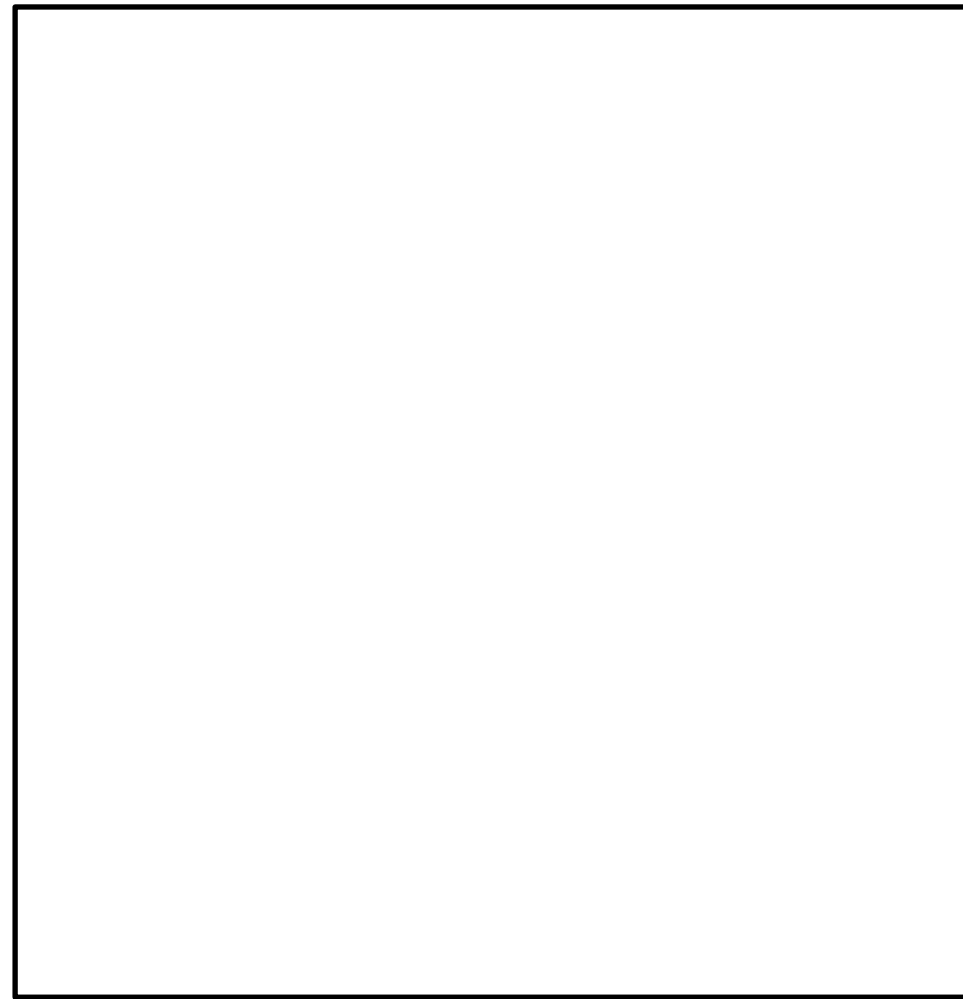


図2 スクラバ容器の構造概略図

・資料構成の相違
島根2号炉は図を用いてスクラバ容器水位を示している

第3表 主なパッキン類の使用箇所

パッキン類の使用部位	パッキン類の材質
ベント配管の接続部 (フランジ構造)	黒鉛製
弁グランド部	黒鉛製
弁ボンネット部 (フランジ構造)	黒鉛製

表3 主なパッキン類の使用箇所

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

以上のとおり、格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する対策を実施するが、万一スクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合であっても、早期に検知し、漏えい水を移送できるよう、排水設備を設置するとともに、格納容器圧力逃がし装置格納槽の想定水没部を防水処理することで、汚染の拡大防止を図る計

以上のとおり、格納容器フィルタベント系は、設計・製作・検査により、スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが、万一スクラバ容器外にスクラビング水が漏えいした場合でも、漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には、スクラバ容器を設置している第1ベントフィルタ格納槽 (鉄筋コンクリート造) 内への漏えい水滞留箇所

画としている。(別紙 47)

(溜めマス) 及び漏えい検知器の設置、格納槽のコンパートメント化(樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理)を行う。第1ベントフィルタ格納槽の貫通部は、図3に示すとおり想定水没部以上の位置にあり、貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。(別紙 18)

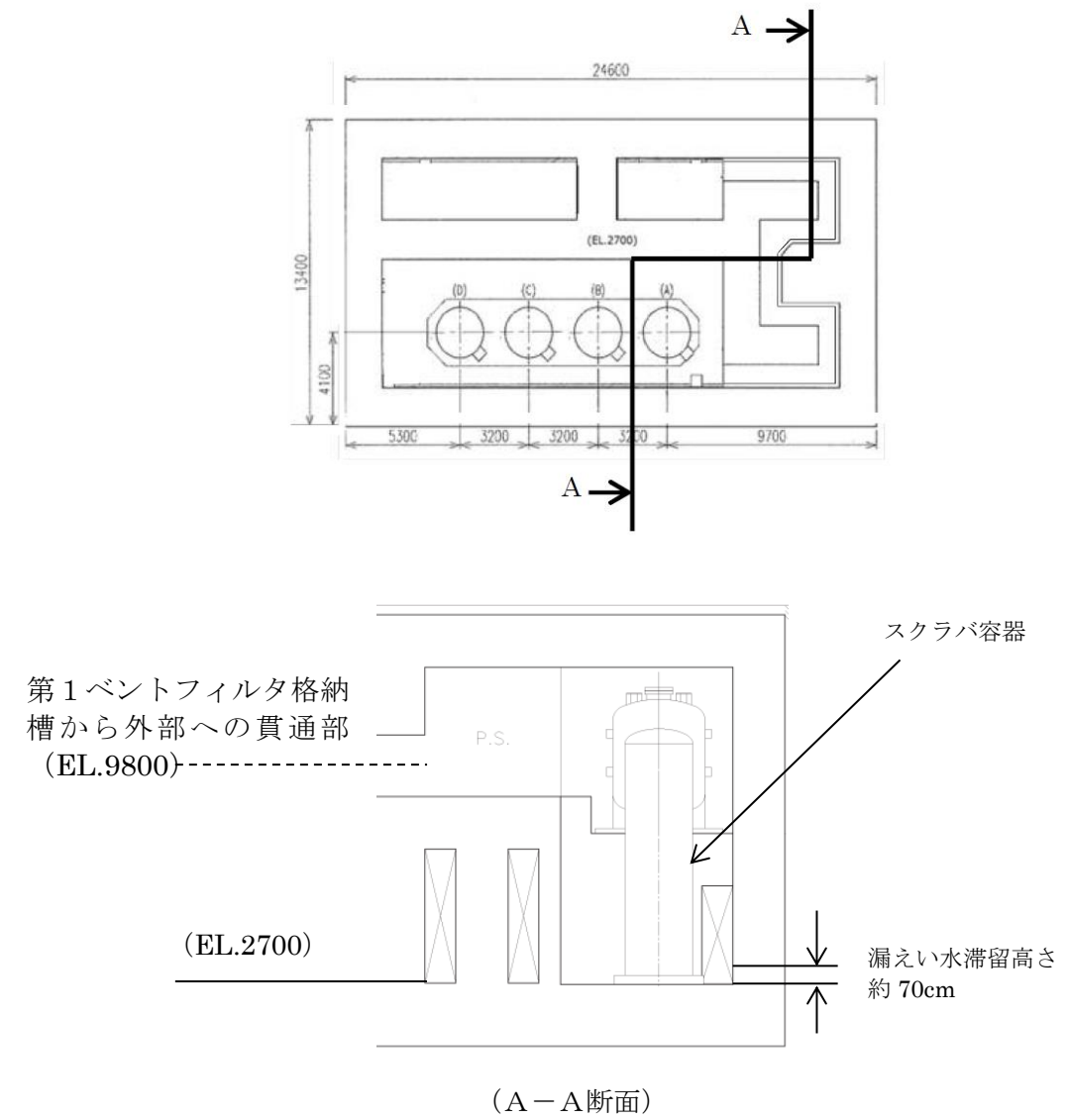
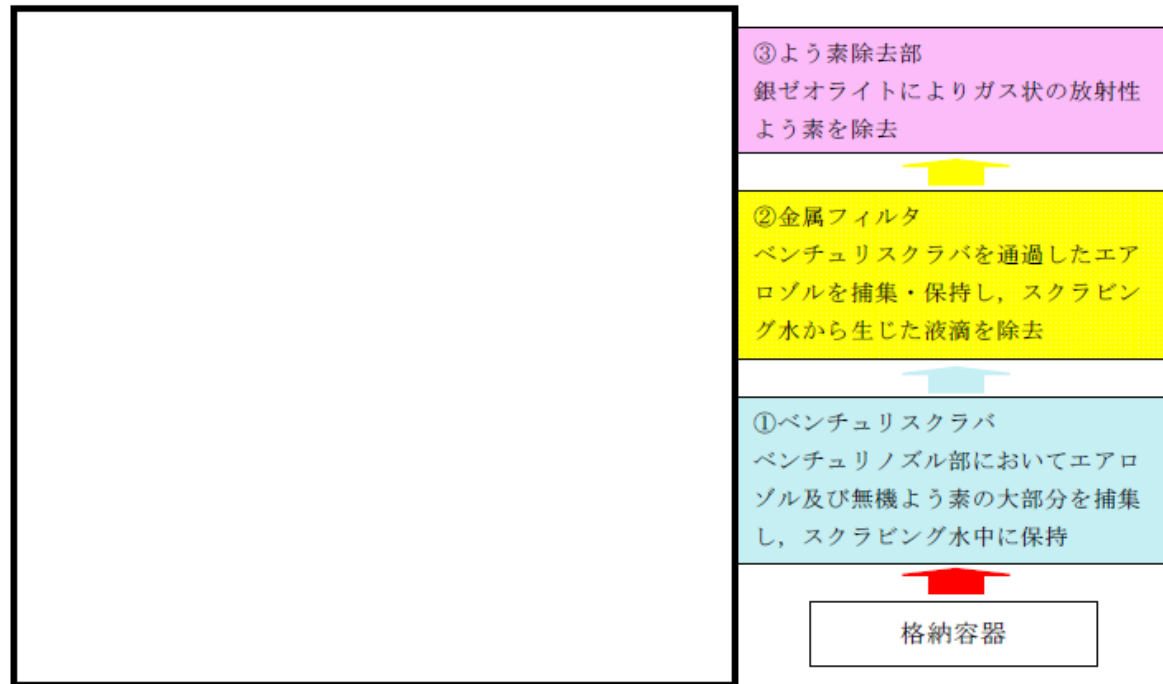


図3 第1ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と漏えい水の高さの関係

・資料構成の相違
島根2号炉は外部への貫通口の高さが漏えい水の滞留高さ以上であることを図で示している

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 4</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③よう素除去部の3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。<u>フィルタ装置の機能模式図を第1図に示す。</u></p> <p>①ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板</p> <p>②金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ</p> <p>③よう素除去部…銀ゼオライト</p> <p><u>*②と③の間に流量制限オリフィスを設ける</u></p> <p><u>ベントガスはまずベンチュリスクラバに流入し、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が捕集され、スクラビング水に保持される。金属フィルタでは、ベンチュリスクラバで捕集できなかったエアロゾルを捕集・保持する。金属フィルタの下流には、流量制限オリフィスを介して設置するよう素除去部があり、ガス状の放射性よう素を捕集・保持する。これら3つのセクションは同一容器内に格納される。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 22</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>フィルタ装置は、①ベンチュリスクラバ、②金属フィルタ、③銀ゼオライトフィルタの3つのセクションで構成され、その構成要素は以下のとおりである。<u>フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図を図1、フィルタ装置の概略構造図を図2に示す。</u></p> <p>① ベンチュリスクラバ…ベンチュリノズル、スクラビング水、多孔板</p> <p>② 金属フィルタ…プレフィルタ、湿分分離機構、メインフィルタ</p> <p>③ 銀ゼオライトフィルタ…銀ゼオライト</p> <p><u>※ ②、③の間…流量制限オリフィス</u></p> <p><u>ベントガスは、ベンチュリスクラバ(①)でまず処理され、ベントガスに含まれるエアロゾル及び無機よう素の大部分が、スクラビング水中への保持により捕集される。さらに、金属フィルタ(②)では、①では捕集しきれなかったエアロゾルを捕集する。また、①②及び流量制限オリフィスの後段に設置する銀ゼオライトフィルタ(③)では、ガス状放射性よう素を捕集する。①②はスクラバ容器内に格納し、③は銀ゼオライト容器内に格納する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉の銀ゼオライトフィルタは、スクラバ容器とは別の銀ゼオライト容器に設置</p>



第1図 フィルタ装置の機能模式図

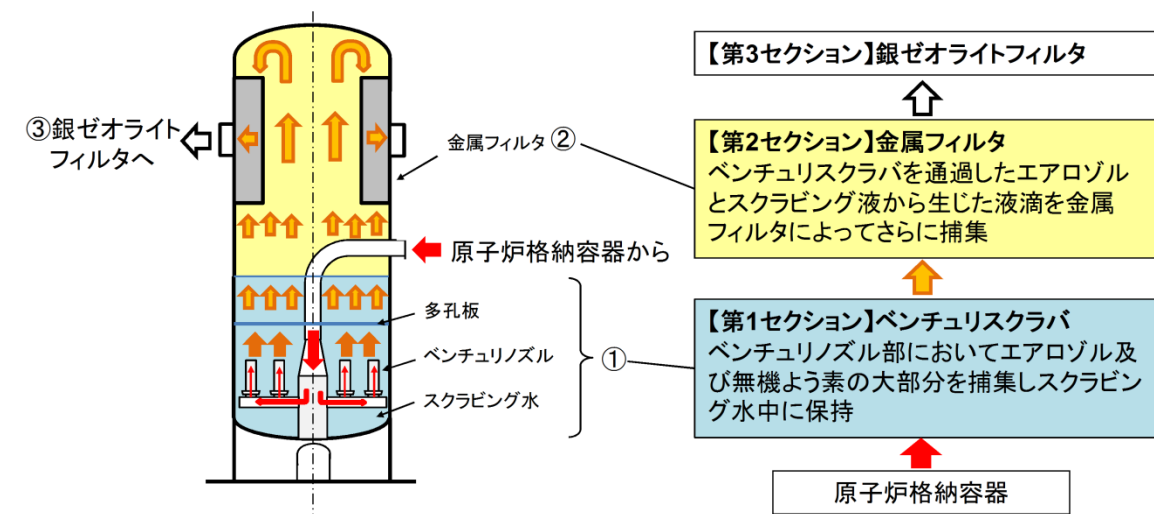
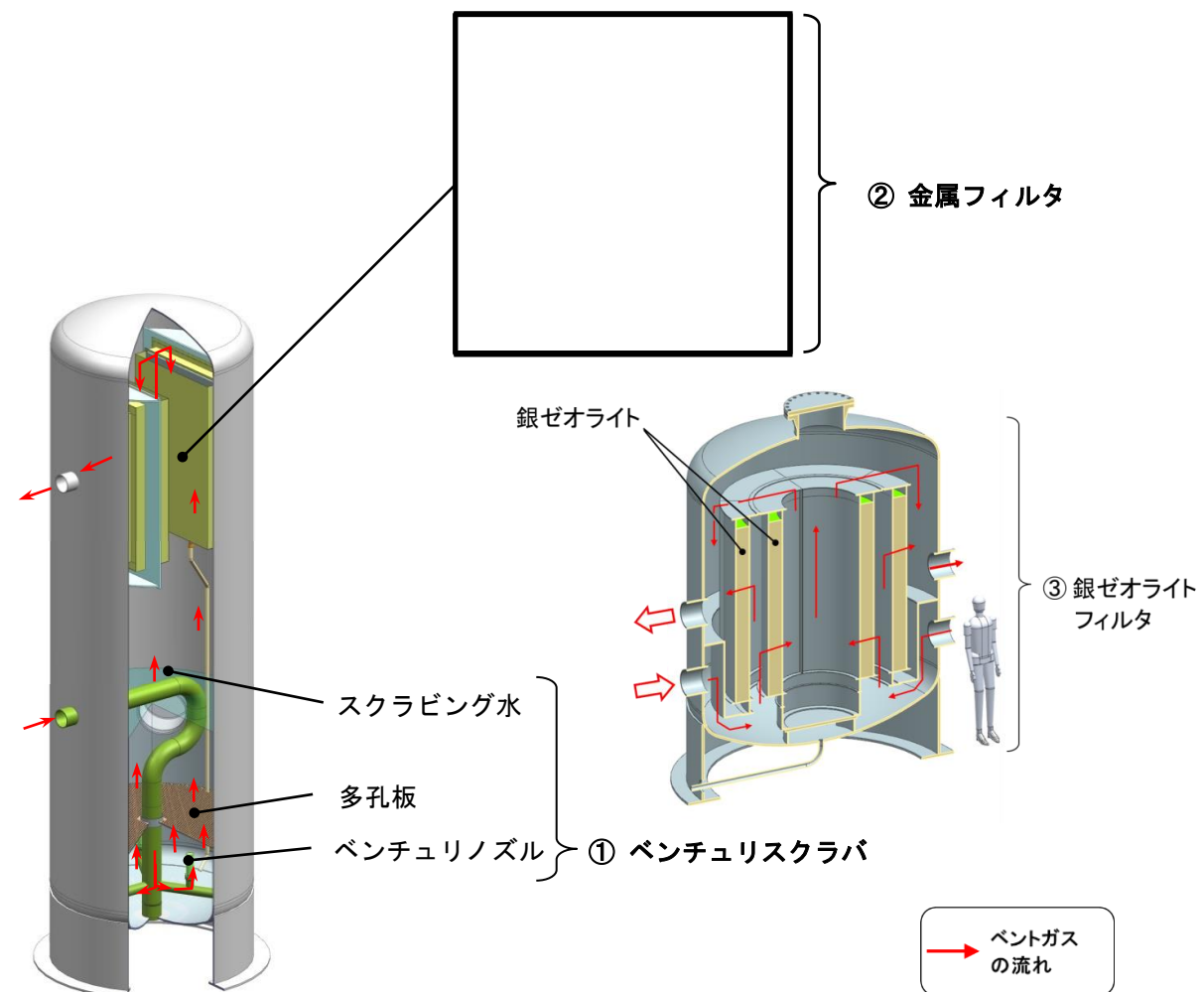
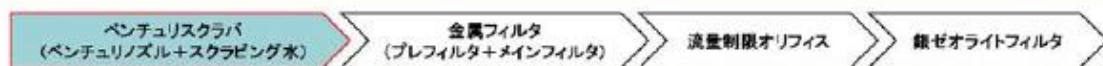


図1 フィルタ装置（スクラバ容器）の機能模式図



フィルタ装置の各構成要素における機能の概要

①ベンチュリスクラバの機能



ベンチュリスクラバには以下の機能がある。

- 機能(1)・・・【エアロゾル, 無機よう素の捕集】
ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水(アルカリ性水溶液)を吸込み、微細な液滴となったスクラビング水をベントガスと高速で接触させることにより、大部分のエアロゾル及び無機よう素(気体)をスクラビング水中に捕集する。
- 機能(2)・・・【エアロゾル, 無機よう素の保持】
捕集したエアロゾル及び無機よう素をスクラビング水中に保持する。
- 機能(3)・・・【崩壊熱の除去】
放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

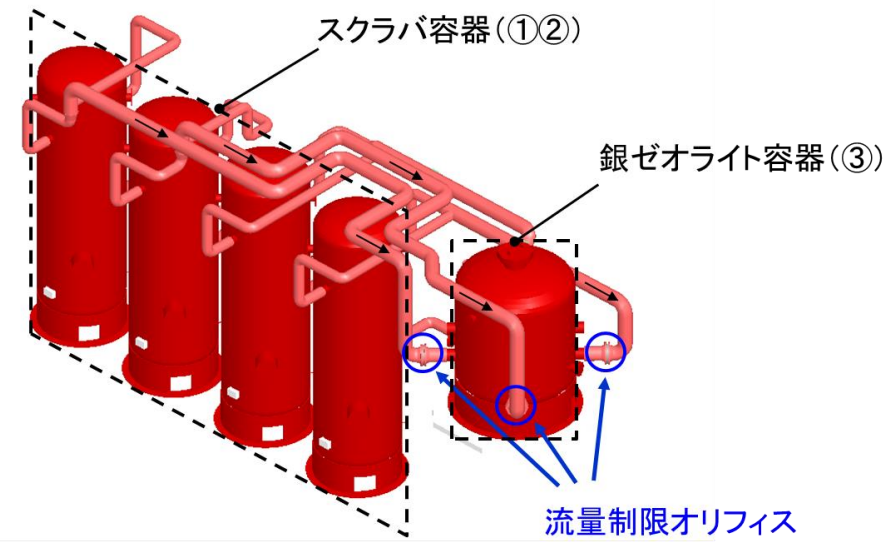
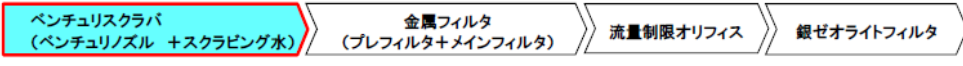


図2 フィルタ装置 概略構造図

①ベンチュリスクラバの機能



ベンチュリスクラバには以下の機能がある。

- 機能(1)・・・【エアロゾル, 無機よう素の捕集】
ベンチュリノズルの絞り部からスクラビング水(アルカリ性水溶液)を吸込み、微細な液滴となったスクラビング水をベントガスと高速で接触させることにより、大部分のエアロゾル及び無機よう素(気体)をスクラビング水中に捕集する。
- 機能(2)・・・【エアロゾル, 無機よう素の保持】
捕集したエアロゾル及び無機よう素をスクラビング水中に保持する。
- 機能(3)・・・【崩壊熱の除去】
放射性物質から発生する熱をスクラビング水の蒸発により大気へ輸送する。

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

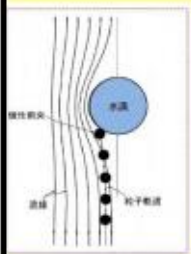
・設備の相違
島根2号炉の銀ゼオライトフィルタは、スクラバ容器とは別の銀ゼオライト容器に設置

①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水がベントガスと高速で接触することにより、大部分のエアロゾルを捕集する。

- 現象:
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴を形成させる。その際に、ベントガスと液滴の速度差により、液滴とベントガス中のエアロゾルが接触し、エアロゾルが液滴内に捕集される。
- 主な原理
慣性衝突効果
- 性能への主な影響因子
ガス流速、エアロゾル粒径
- 設計上の考慮事項



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、大部分の放射性無機よう素を捕集する。

- 現象:
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴の形成により単位体積当たりの表面積(界面)を大きくする。これにより、ベントガス中の無機よう素が効果的にスクラビング水と接触し、化学反応により液滴中に溶け込む。
- 主な原理:
- 性能への主な影響因子:
- 設計上の考慮事項:

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

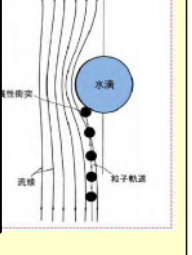
①ベンチュリスクラバの機能(1)【エアロゾルの捕集】

2

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水がベントガスと高速で接触することにより、大部分のエアロゾルを捕集する。

- 現象:
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴を形成させる。その際に、ベントガスと液滴の速度差により、液滴とベントガス中のエアロゾルが接触し、エアロゾルが液滴内に捕集される。
- 主な原理:
慣性衝突効果
- 性能への主な影響因子:
ガス流速、エアロゾル粒径



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

①ベンチュリスクラバの機能(1)【無機よう素の捕集】

3

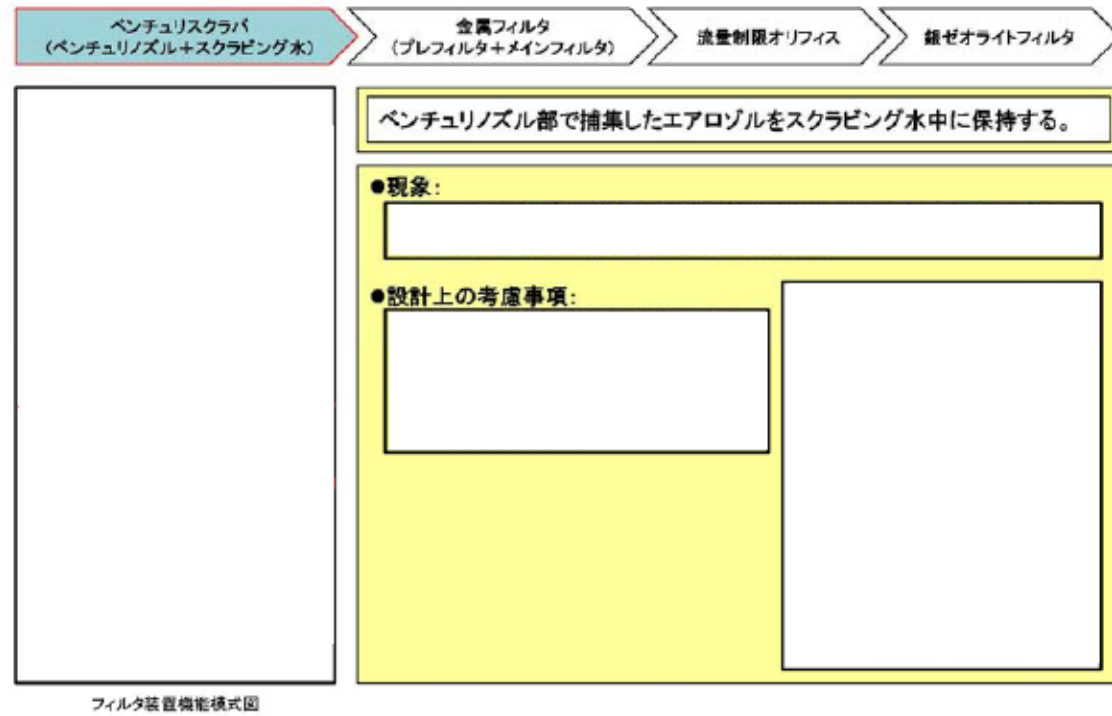
ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

ベンチュリノズルでは、絞り部からスクラビング水を吸い込み、微細な液滴となったスクラビング水とベントガスが接触することにより、大部分の放射性無機よう素を捕集する。

- 現象:
ベンチュリ効果によってスクラビング水をノズル内に吸い込み、ガス流中に液滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微細な液滴の形成により単位体積当たりの表面積(界面)を大きくする。これにより、ベントガス中の無機よう素が効果的にスクラビング水と接触し、化学反応により液滴中に溶け込む。
- 主な原理:
- 性能への主な影響因子:
- 設計上の考慮事項:

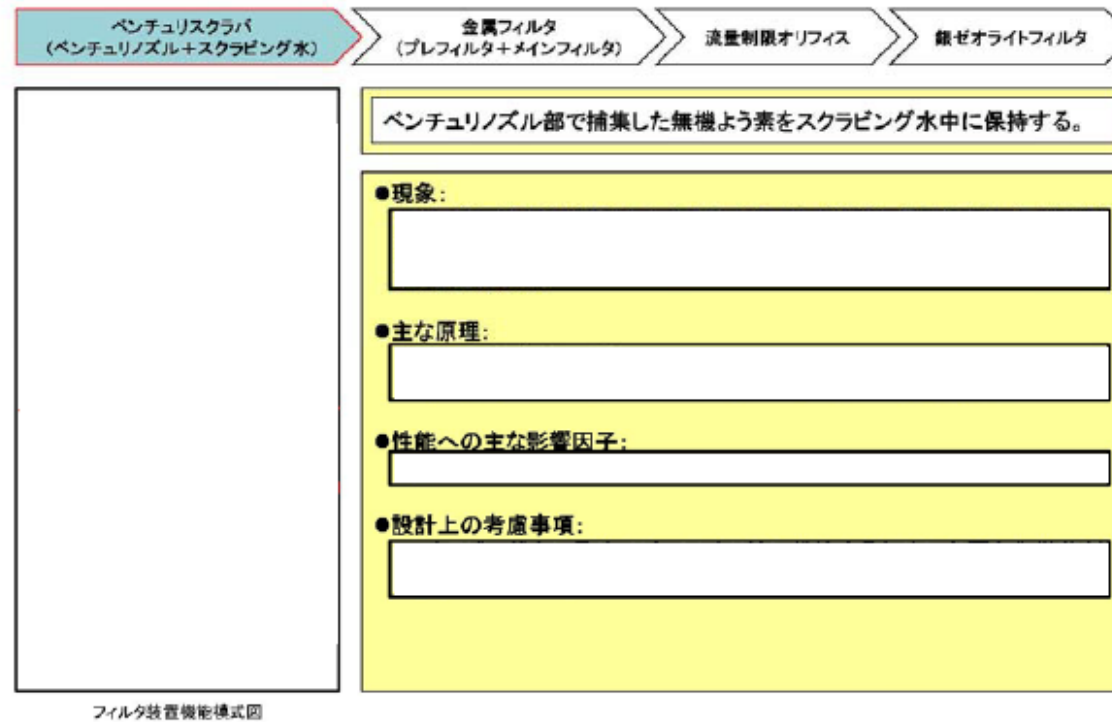
フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】



枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

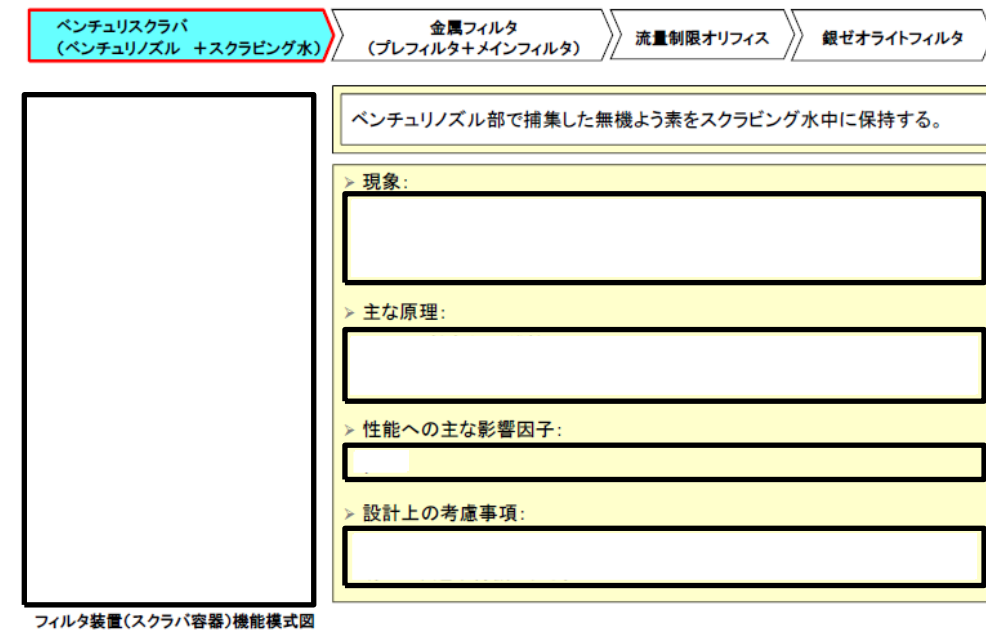
①ベンチュリスクラバの機能(2)【エアロゾルの保持】

4

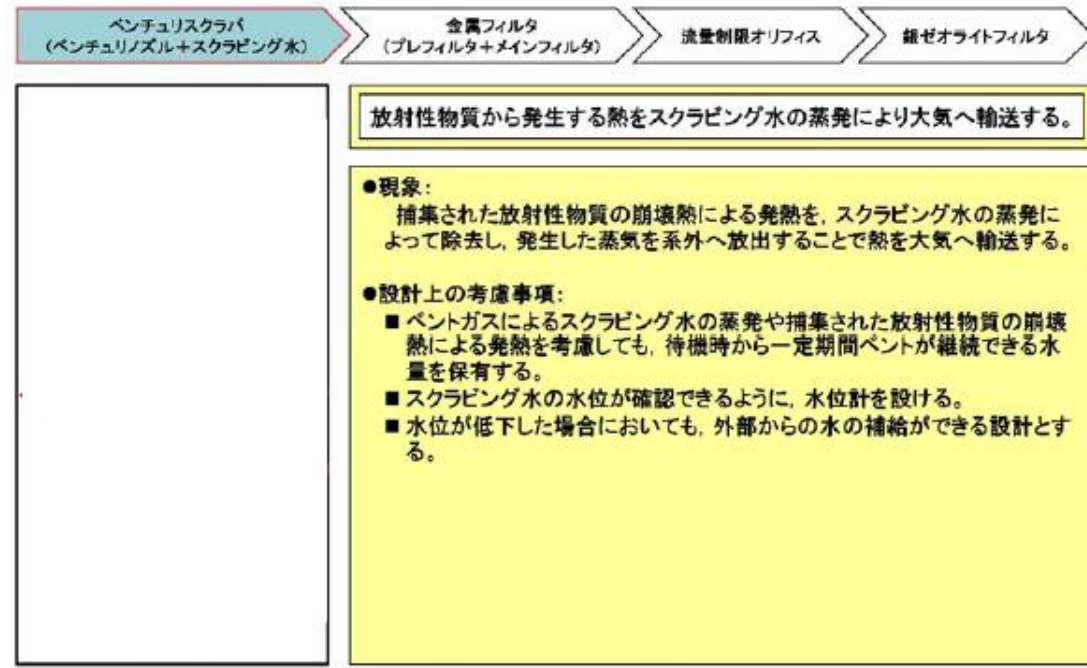


①ベンチュリスクラバの機能(2)【無機よう素の保持】

5



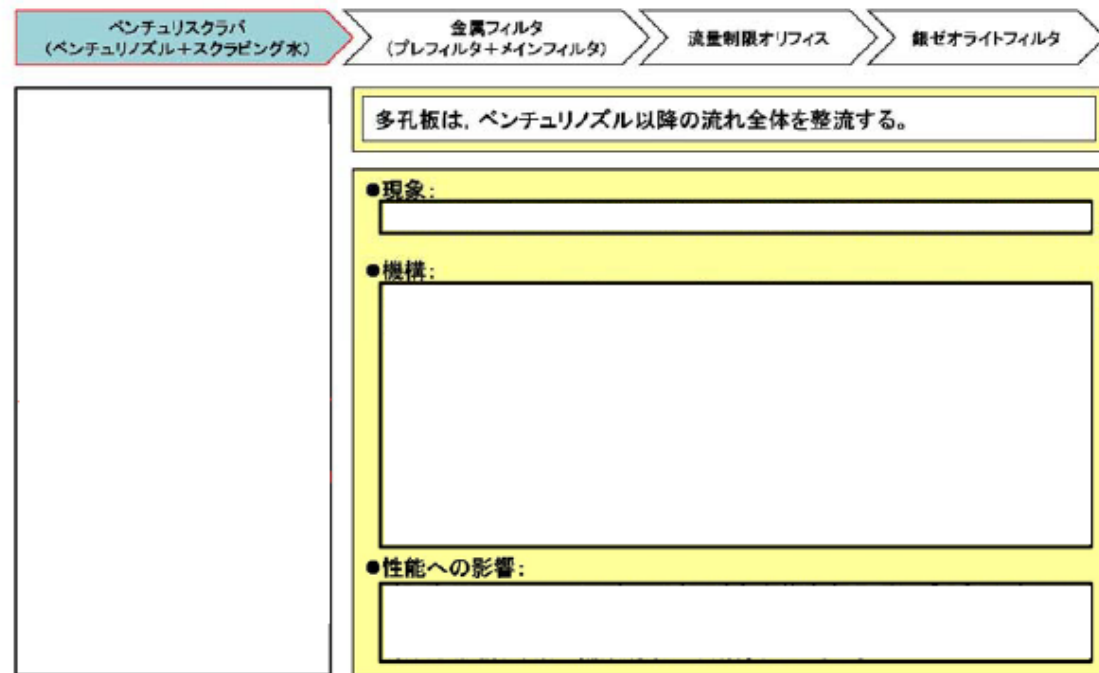
①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】



フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①多孔板の機能

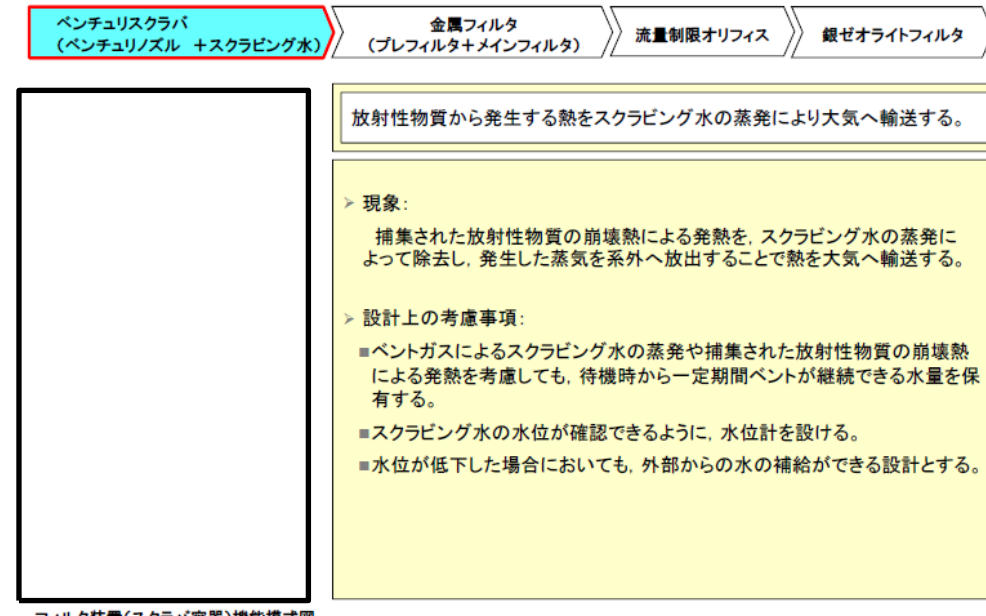


フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

①ベンチュリスクラバの機能(3)【崩壊熱の除去】

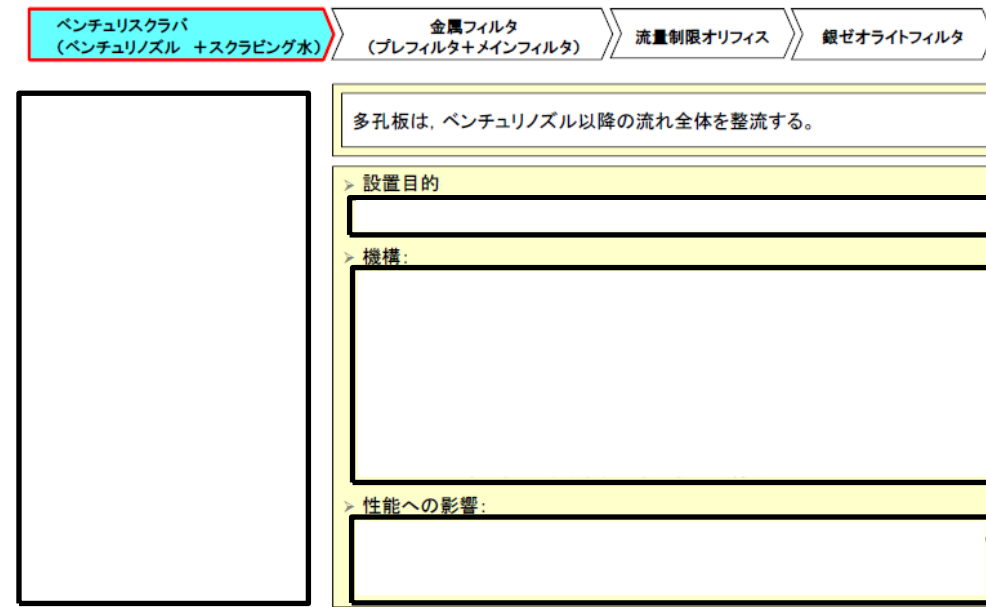
6



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

多孔板の機能

7



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

①ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気凝縮が考えられる。

- 現象:
スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気が凝縮する。
- 性能への影響:

蒸気凝縮効果のイメージ

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

金属フィルタには以下の機能がある。

- 機能(1)・・・【湿水分離】
ベンチュリスクラバを通過したベントガスの湿分を分離する。
- 機能(2)・・・【エアロゾルの捕集】
ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

フィルタ装置機能模式図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

ベンチュリスクラバにおける現象【蒸気凝縮】

8

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気凝縮が考えられる。

- > 現象:
スクラビング水が未飽和状態の場合は、ベントガスの蒸気が凝縮する。
- > 性能への影響:

蒸気凝縮効果のイメージ図

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

②金属フィルタの機能

9

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → 金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ) → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

金属フィルタには以下の機能がある。

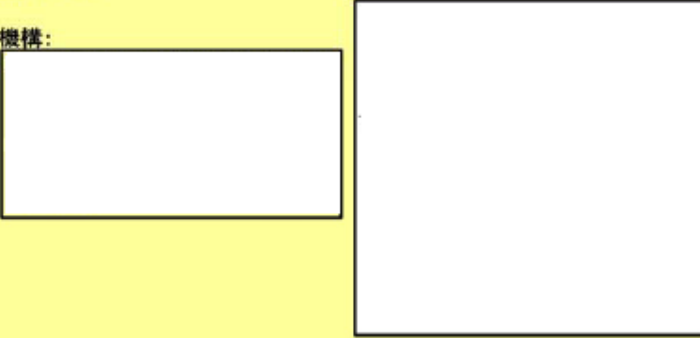
- > 機能(1)・・・【湿水分離】
ベンチュリスクラバを通過したベントガスの湿分を分離する。
- > 機能(2)・・・【エアロゾルの捕集】
ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → **金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

プレフィルタ及び湿分分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離する。

- 設置目的:
メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガスの湿分を分離する。
- 機構:


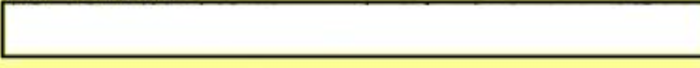
フィルタ装置機能模式図

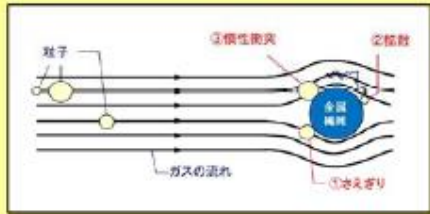
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル+スクラビング水) → **金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

金属フィルタは、ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

- 現象:
エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで、金属表面に捕集される。
- 主な原理:
①さえぎり効果
②拡散効果
③慣性衝突効果
- 性能への主な影響因子:
ガス流速、エアロゾル粒径
- 設計上の考慮事項:




フィルタ装置機能模式図

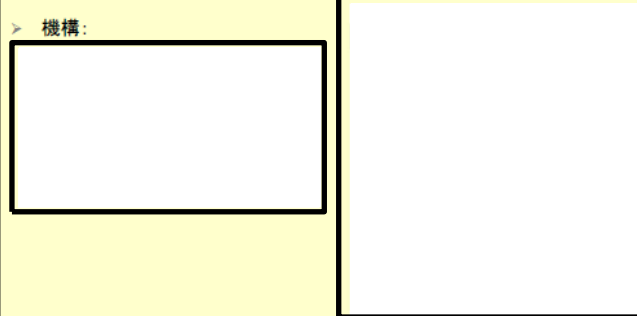
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

②金属フィルタの機能(1)【湿分分離】

10

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → **金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

プレフィルタ及び湿分分離機構で、ベントガスに含まれる湿分を分離する。

- > 設置目的:
メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガスの湿分を分離する。
- > 機構:



フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

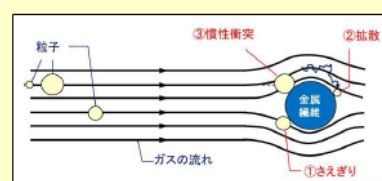
②金属フィルタの機能(2)【エアロゾルの捕集】

11

ベンチュリスクラバ (ベンチュリノズル +スクラビング水) → **金属フィルタ (プレフィルタ+メインフィルタ)** → 流量制限オリフィス → 銀ゼオライトフィルタ

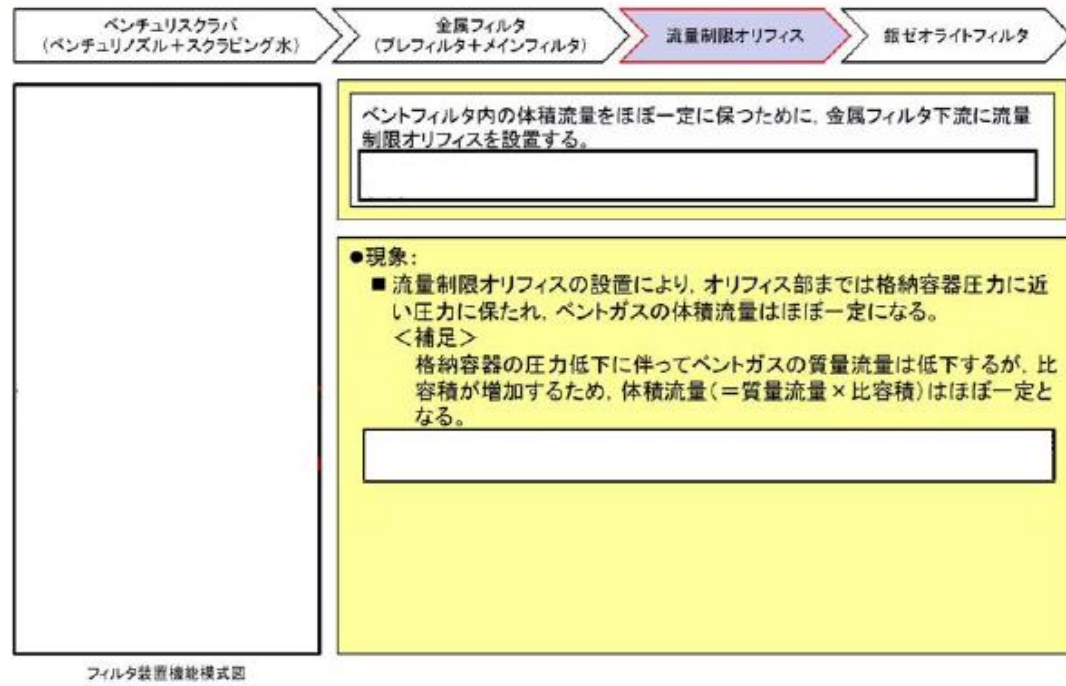
金属フィルタは、ベンチュリスクラバで捕集されず通過したエアロゾルを捕集する。

- > 現象:
エアロゾルが金属繊維の表面に接触することで、金属表面に捕集される。
- > 主な原理:
①さえぎり効果
②拡散効果
③慣性衝突効果
- > 性能への主な影響因子:
ガス流速、エアロゾル粒径
- > 設計上の考慮事項:




フィルタ装置(スクラバ容器)機能模式図

③流量制限オリフィスの機能

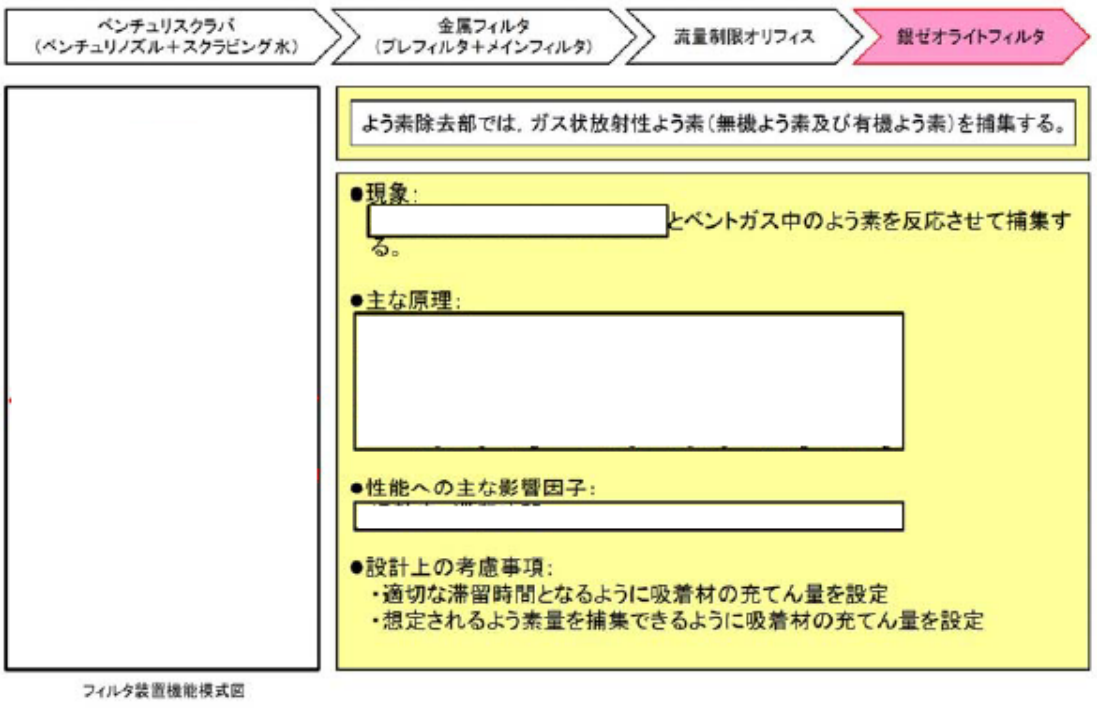


ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。

●現象:
 ■ 流量制限オリフィスの設置により、オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ、ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。
 <補足>
 格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが、比容積が増加するため、体積流量(=質量流量×比容積)はほぼ一定となる。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

④よう素除去部の機能



よう素除去部では、ガス状放射性よう素(無機よう素及び有機よう素)を捕集する。

●現象:
 []とベントガス中のよう素を反応させて捕集する。

●主な原理:
 []

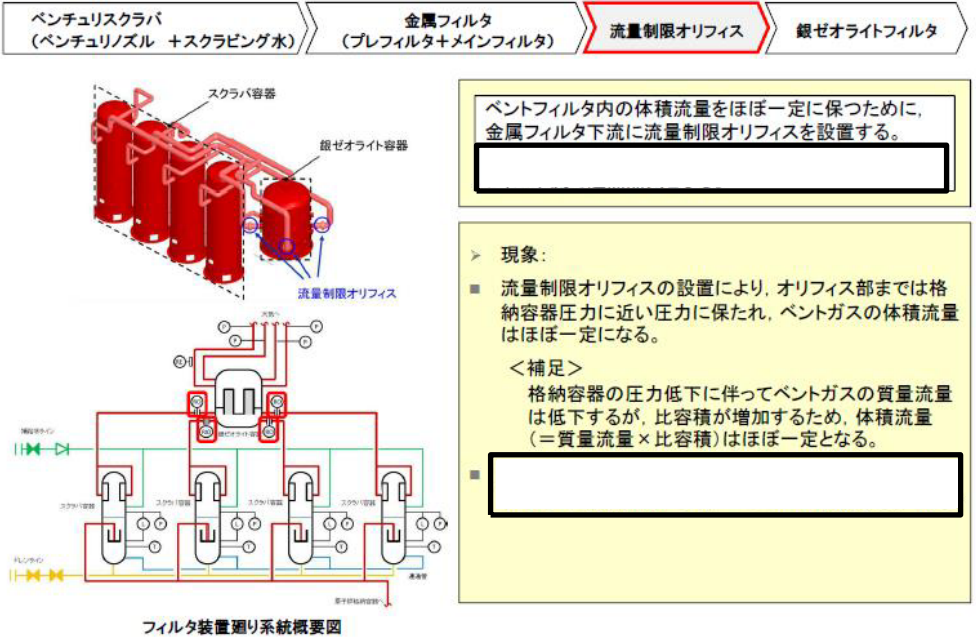
●性能への主な影響因子:
 []

●設計上の考慮事項:
 ・適切な滞留時間となるように吸着材の充てん量を設定
 ・想定されるよう素量を捕集できるように吸着材の充てん量を設定

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

流量制限オリフィスの機能

12



ベントフィルタ内の体積流量をほぼ一定に保つために、金属フィルタ下流に流量制限オリフィスを設置する。

●現象:
 ■ 流量制限オリフィスの設置により、オリフィス部までは格納容器圧力に近い圧力に保たれ、ベントガスの体積流量はほぼ一定になる。
 <補足>
 格納容器の圧力低下に伴ってベントガスの質量流量は低下するが、比容積が増加するため、体積流量(=質量流量×比容積)はほぼ一定となる。

③銀ゼオライトフィルタの機能

13



銀ゼオライトフィルタでは、ガス状放射性よう素(無機よう素及び有機よう素)を捕集する。

●現象:
 []とベントガス中のよう素を反応させて捕集する。

●主な原理:
 []

●性能への主な影響因子:
 []

●設計上の考慮事項:
 ・適切な滞留時間となるように吸着材の充てん量を設定
 ・想定されるよう素量を捕集できるように吸着材の充てん量を設定

(参考1) フィルタ装置におけるエアロゾル除去の物理現象

・記載方針の相違

a. ベンチュリスクラバ

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラビング水等で構成し、ベントガスに含まれるエアロゾルを捕集し、保持する。ベントガス中に含まれるエアロゾルは、ガス流速を大きくすることでスロート部に発生する負圧によって吸入されるスクラビング水と慣性衝突させることにより捕集する。ベンチュリノズルの概略を図1に示す。



図1 ベンチュリノズルの概略図

エアロゾルの除去係数DFと透過率 P_t は逆数の関係にあり、ベンチュリノズルを通過するエアロゾルの透過率について、以下のように表される。(参考図書1)

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

ここで、 V^* はベンチュリノズル内に吸い込まれた液滴を通過するガス体積を表し、ベンチュリノズルを通過する時間で積分することにより、以下のとおり求めることができる。

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

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

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

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

式4で表される慣性パラメータKは、図2に示す曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数である。ストークス数が0のとき、エアロゾルは完全に流線に沿って移動し、ストークス数が大きくなるにしたがって、エアロゾルの運動方向を変化させにくくなることから、慣性衝突が起こりやすくなる。

式4から、慣性パラメータに影響を与える因子として、エアロゾル密度、エアロゾル粒径、液滴径、ガス粘性係数、ガスと液滴の速度差が挙げられる。

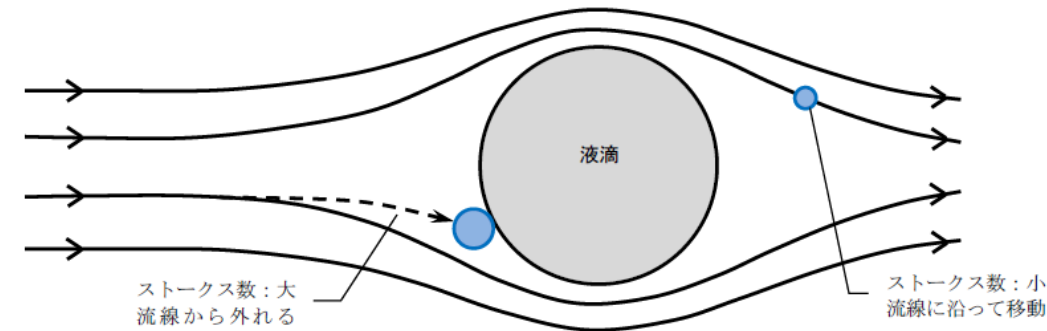


図2 ストークス数とエアロゾルの流れの関係

ベンチュリノズル入口ではガス流速が大きく液滴速度が小さいが、ベンチュリノズル内を通過する過程において次第に液滴速度が増加し、ガス流速を上回る。ベンチュリノズルでは、このガスと液滴の速度差を利用し、ガス中に含まれるエアロゾルと液滴を衝突させることによりエアロゾルを捕集する。

式1より、透過率は V^*/V_L が影響し、補足するエアロゾル量(積算量)は、ベンチュリノズル入口近傍のガスと液滴の速度差の大きい領域において急速に増加し、その後、緩やかに増加していくことがわかる。この関係はベンチュリノズルの形状によって決まり、式4で表される慣性パラメータに影響を与える因子の液滴径、液滴とガスの速度差はガス流速に帰着される。エアロゾル密度、ガス粘性係数については、ベント実施中の変動幅が小さいため、慣性パラメータの変動は小さい。エアロゾル粒径については、粒径が小さくなるにつれて慣性パラメータが小さくなる変動幅が大きいことから、除去効率に与える影響を無視することができない。

したがって、ベンチュリノズルの除去効率に影響を与えるパラメータは、「ガス流速」と「エアロゾル粒径」である。

なお, framatome社 (AREVA社) では実機と同一形状のベンチュリノズルを使用してJAVA試験を行っており, 実機の運転範囲を包絡するガス流量の範囲で試験を実施した結果から除去性能の評価を行っている。

b. スクラビング水

ベンチュリノズルを通過したベントガスは, 気泡としてスクラビング水中を浮上する。気泡に含まれるエアロゾルの挙動を図3に示す。

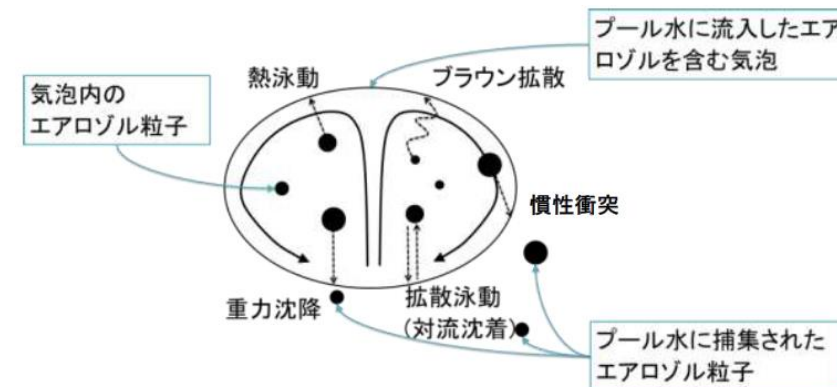
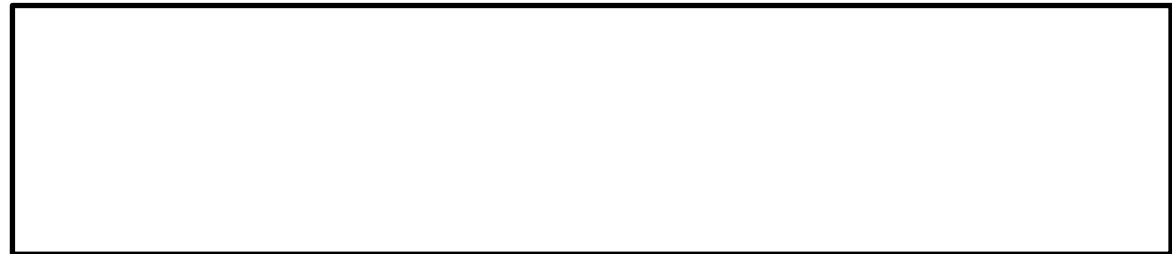


図3 スクラビング水中を浮上する気泡中のエアロゾル

重力沈降, 慣性衝突については, 粒径の大きいエアロゾルに対して効果的にはたらかず, ブラウン拡散については, 粒径の小さいエアロゾルに対して効果的にはたらかず, 拡散泳動 (対流沈着), 熱泳動については, 気泡とスクラビング水の温度勾配が大きいときに効果的にはたらく。



c. 金属フィルタ

金属フィルタは, プレフィルタ, 湿分分離機構及びメインフィルタで構成され,



ベンチュリノズルを通過した気泡がスクラビング水の水面に達した際, 細かい飛沫が生成される。この飛沫がベントガスに同伴して金属フィルタへ到達した際,



(a)プレフィルタ

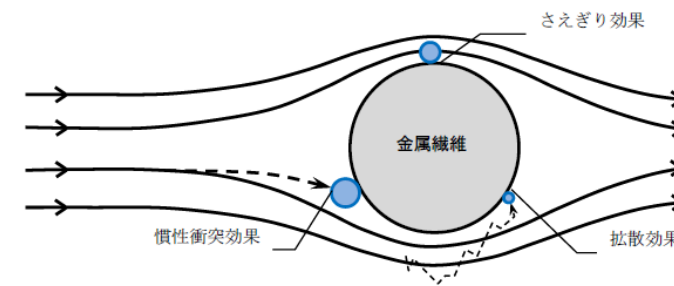
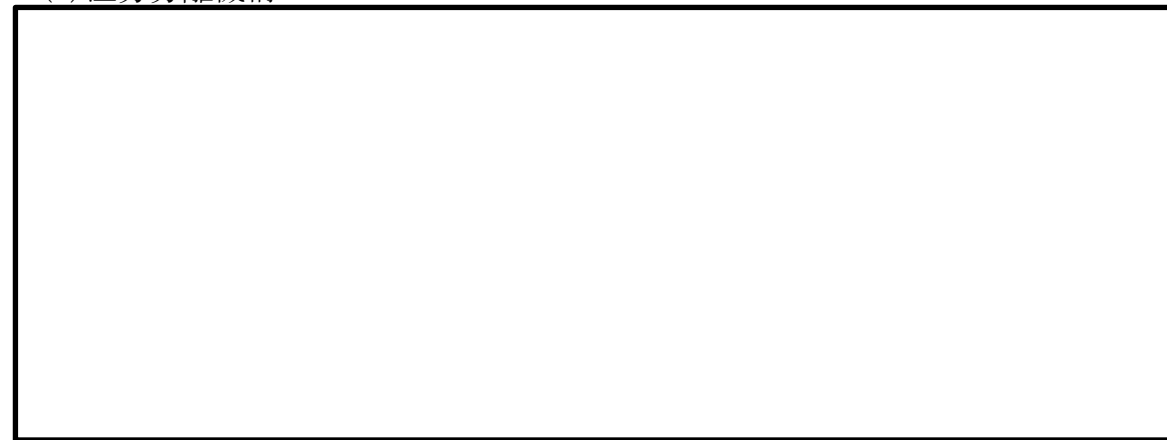


図4 プレフィルタにおける飛沫の分離

(b)湿分分離機構



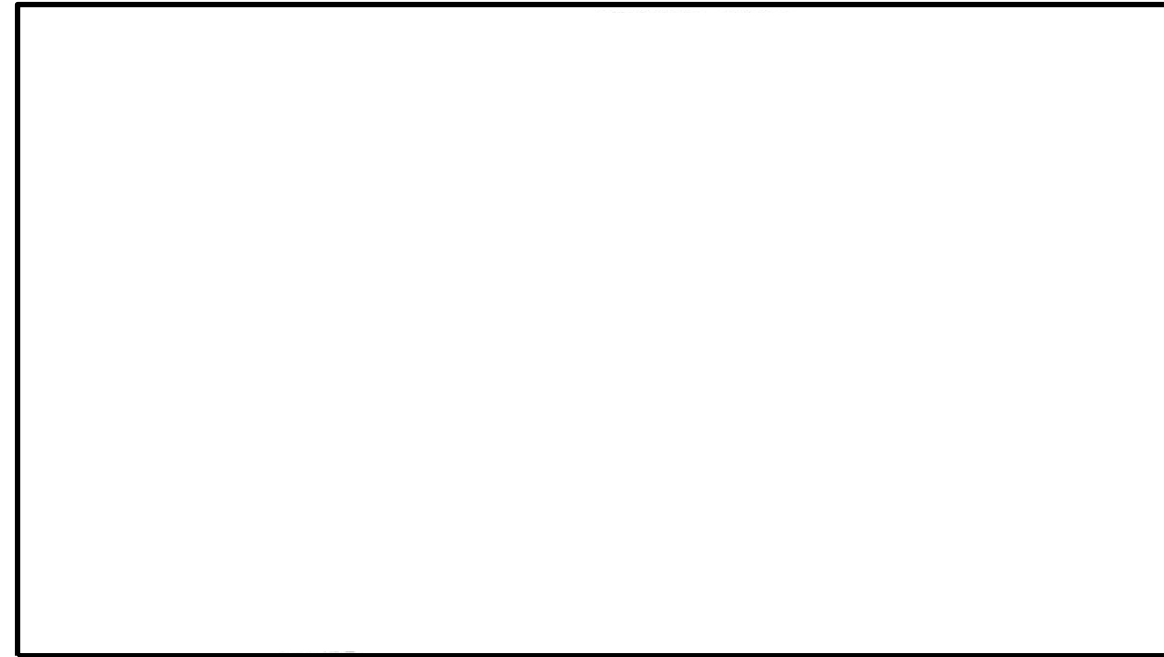


図5 湿分分離機構の概略図

(c) メインフィルタ



インフィルタにおけるエアロゾルの捕集は図6に示すように、金属繊維表面への衝突と付着によって行われ、除去原理は「さえぎり効果」、「拡散効果」、「慣性衝突効果」によるものが主である。

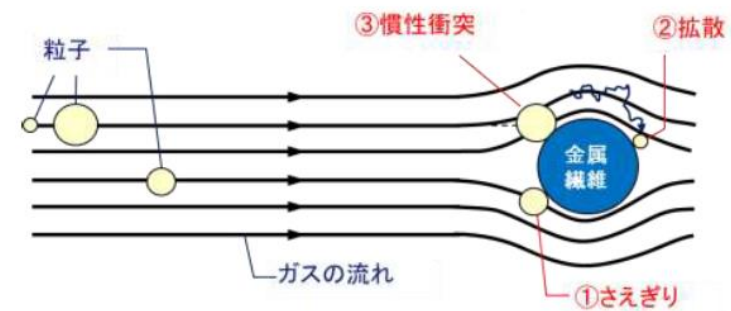


図6 金属フィルタ（メインフィルタ）における除去原理

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<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、エアロゾルが流線にそって運動している場合に、金属繊維表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。エアロゾル粒径が大きい場合、より遠くの流線に乗っていた場合でも金属繊維と接触することが可能であるため、さえぎりによる除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。</p> <p>さえぎりによる捕集効率E_Rは、以下のように表すことができる。(参考図書2)</p> $E_R = \frac{1}{2K} \left(2(1+R)\ln(1+R) - (1+R) + \left(\frac{1}{1+R} \right) \right) \dots\dots\dots (式5)$ $R = \frac{d_p}{d_f} \dots\dots\dots (式6)$ $K = -\frac{\ln(\alpha)}{2} - \frac{3}{4} + \alpha - \frac{\alpha^2}{4} \dots\dots\dots (式7)$ <p>d_f : 繊維径 d_p : エアロゾル粒径 K : 桑原の因子 α : 充填率</p> <p>桑原の因子Kは他の繊維が近接していることにより生ずる、ある繊維のまわりの流れの場の変形の影響を含んだ無次元の係数であり、充填率αのみに依存し、また、繊維径d_f及び充填率は固有の定数である。さえぎりによる捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」が挙げられる。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>② 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集はエアロゾルが金属繊維をさえぎらない流線上を移動しているときでも、金属繊維近傍を通過する際にブラウン運動によって金属繊維に衝突することで起こる。エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果はエアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、金属繊維の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動により金属繊維に衝突する可能性が高まるため、拡散による除去効果は、ガス流速が遅い程大きくなる傾向にある。</p> <p>拡散による捕集効率E_Dは、以下のように表すことができる。(参考図書2)</p> $E_D = 2P_e^{-\frac{2}{3}} = 2\left(\frac{D}{d_f U_0}\right)^{\frac{2}{3}} \dots\dots\dots (式8)$ $D = \frac{kTC_c}{3\pi\eta d_p} \dots\dots\dots (式9)$ <p>d_p : エアロゾル粒径 d_f : 繊維径 D : 粒子の拡散係数 U_0 : ガス流速 k : ボルツマン定数 T : ガス温度 C_c : すべり補正係数 η : ガス粘性係数</p> <p>ガス粘性係数ηはガス温度Tと共に上昇し、運転範囲における変動幅が小さく、互いを打ち消す。拡散による捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」、「ガス流速」、「ガス粘性係数」が挙げられる。</p>	

③ 慣性衝突効果

慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、エアロゾルがその慣性のために金属繊維の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切って金属繊維に衝突するとき起こる。エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、金属繊維と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、ガス流速が速い程大きくなる傾向にある。

慣性衝突による捕集効率 E_I は、以下のように表すことができる(参考図書2)。

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

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

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

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

S : ストークス数 K : 桑原の因子 α : 充填率,
 ρ_p : エアロゾル密度 C_c : すべり補正係数 U_0 : ガス流速,
 η : ガス粘性係数 d_p : エアロゾル粒径 d_f : 繊維径

ストークス数Sは、前述のベンチュリノズルにおける除去原理と同様、エアロゾルの流線からの外れやすさを示している。慣性衝突による捕集効率に影響を与えるパラメータとして、「エアロゾル粒径」、「ガス流速」、「エアロゾル密度」、「ガス粘性係数」が挙げられる。

④ まとめ

以上から、さえぎり、拡散、慣性衝突効果では、ガス流速、エアロゾル粒径が主な影響因子であり、金属フィルタの除去効率に影響を与えるパラメータは、「ガス流速」と「エアロゾル粒径」が挙げられる。

《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. W. C. ハイNZ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院(1985)

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考2) 格納容器内におけるよう素の化学形態</p> <p>a. 格納容器内へ放出されるよう素の挙動 重大事故時に熔融炉心から格納容器内へ放出されるよう素は、以下に示す反応が支配的であるとされている。(参考図書1)</p> $\text{Cs(g)} + \text{I(g)} \rightleftharpoons \text{CsI}$ $\text{CsOH(g)} + 1/2\text{H}_2\text{(g)} + \text{I(g)} \rightleftharpoons \text{CsI} + \text{H}_2\text{O(g)}$ $\text{I}_2\text{(g)} + \text{H}_2\text{(g)} \rightleftharpoons 2\text{HI(g)}$ <p>TMI事故以降のソースターム研究では、よう素は上記の反応により、主に粒子状よう素 (CsI) の形態で格納容器に移行し、一部が無機よう素 (I₂) 及びよう化水素 (HI) の形態で格納容器に移行すると考えられる。また、粒子状よう素の CsI は可溶性であり、格納容器内で発生する蒸気の移行に伴い、サプレッション・プール水中によう素イオン (I⁻) として溶存する。サプレッション・プール水中に溶存したよう素イオン (I⁻) は、以下に示す反応により、無機よう素 (I₂) となる。(参考図書1)</p> $2\text{I}^- + 2\text{H}^+ + (1/2)\text{O}_2 \rightleftharpoons \text{I}_2 + \text{H}_2\text{O}$ $2\text{I}^- \rightleftharpoons \text{I}_2 \text{ (放射線場における酸化還元反応)}$ <p>b. 有機よう素の発生メカニズム 上記の反応により生成された無機よう素 (I₂) は、サプレッション・プール水中で有機不純物と反応し、気相に移行した無機よう素 (I₂) は格納容器内表面の有機物を含む塗装材と反応することで、有機よう素が生成されると考えられている。(参考図書1)</p> <p>《参考図書》 1. NEA/CSNI/R(2007)1 “STATE OF THE ART REPORT ON IODINE CHEMISTRY “, 23-Feb-2007</p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 5</p> <p>金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p>	<p style="text-align: right;">別紙 24</p> <p>金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p> <p>金属フィルタは 金属フィルタの外形 図を図 1, 主要仕様を表 1 に示す。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 150px; margin: 20px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図 1 金属フィルタの外形図</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

表1 金属フィルタの主要仕様

種類	金属繊維型フィルタ
材料	[Redacted]
外径寸法	[Redacted]
線径	[Redacted]
フィルタ面積	[Redacted]
個数	[Redacted]

金属フィルタでは、メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガス中の湿分を [Redacted] 湿分分離機構の概略構造図を図2、ドレン配管接続部の概略図を図3に示す。



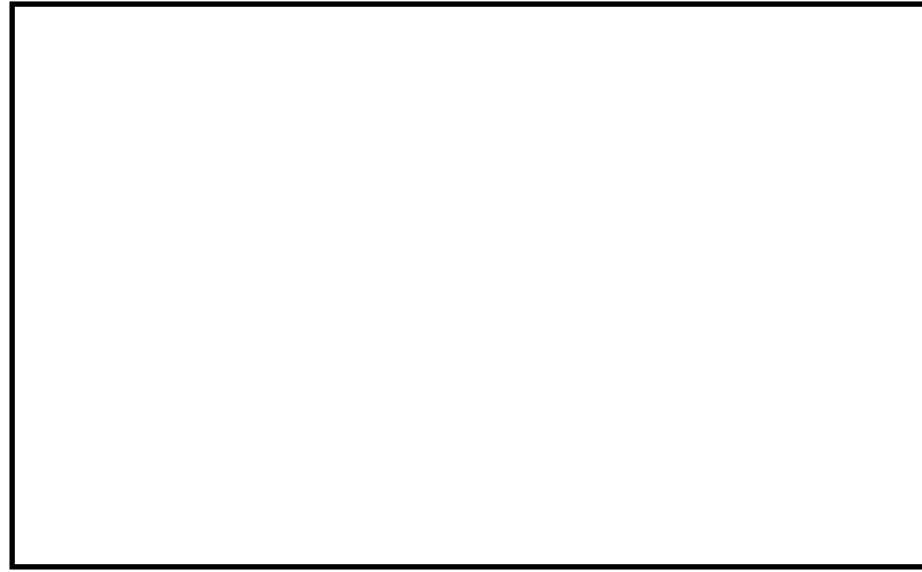
図2 湿分分離機構の概略構造図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) ドレン配管の閉塞</p> <p>金属フィルタのドレン配管の内径は [] であり、金属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>(2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止</p> <p>金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属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、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。</p> <p>[]</p> <p>実機ではプレフィルタ部の圧損は [] であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。</p> <p>なお、系統待機時、運転中を通して、フィルタ装置の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する計画としている。</p> <p>フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第1図に示す。</p>	<div data-bbox="1362 247 2362 753" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3 ドレン配管接続部の概略図</p> <p>ここで、金属フィルタのドレン配管において閉塞及び逆流が発生した場合、金属フィルタの機能に影響を与える可能性があることから、ドレン配管における閉塞及び逆流について評価した結果を示す。</p> <p>(1) ドレン配管における閉塞</p> <p>金属フィルタのドレン配管の口径は [] であり、これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は [] で極めて小さく、また、ドレンが排出できる十分な配管口径であることから、ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。</p> <p>(2) ドレン配管における逆流</p> <p>金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、ドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタ部にスクラビング水が流入する可能性がある。</p> <p>[]</p> <p>実機ではプレフィルタ部の圧損は [] であり、ドレン配管における逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。</p> <p>なお、スクラバ容器水位は、水位計により監視できる設計としている。スクラバ容器水位計の測定範囲を図4に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>



第1図 フィルタ装置のスクラビング水位

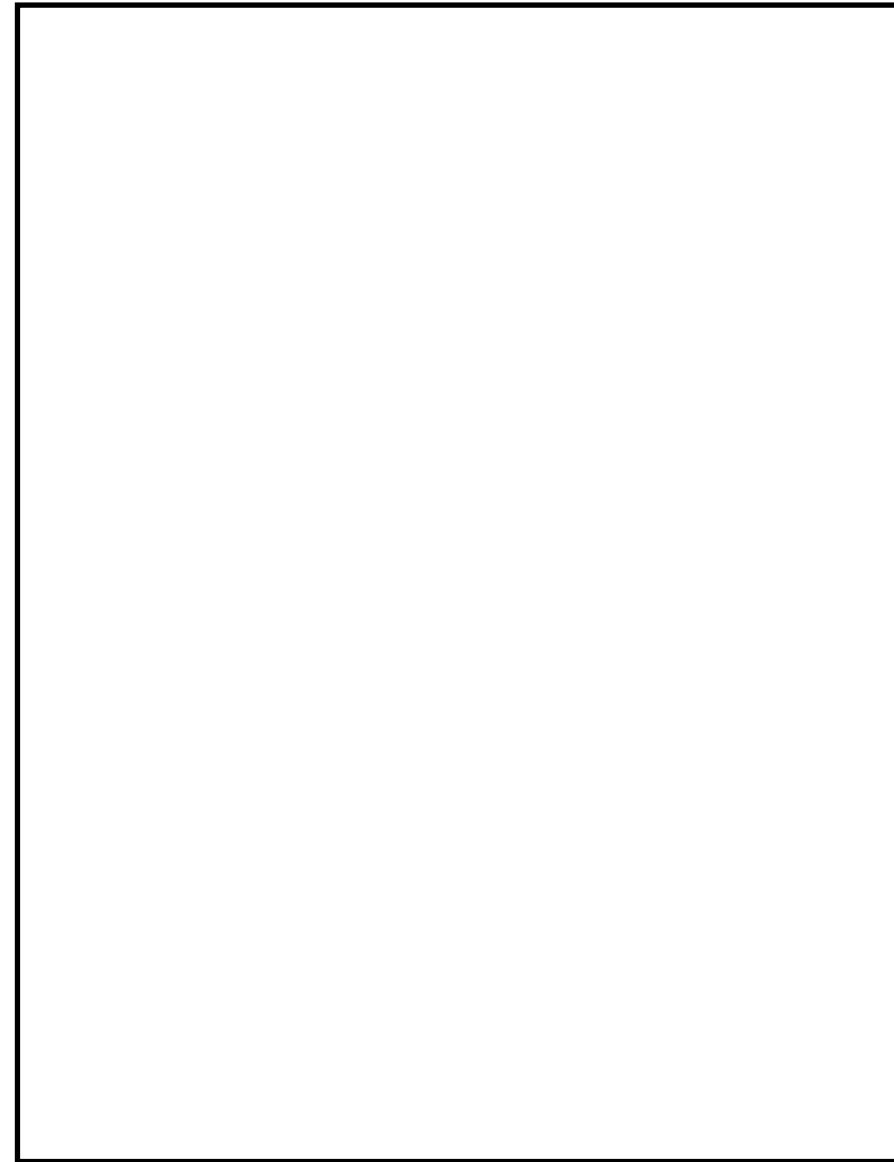


図4 スクラバ容器水位計の測定範囲

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。</p> <p>一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、<u>フィルタ装置</u>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> <div data-bbox="151 625 1264 810" style="border: 1px solid black; height: 88px; width: 100%;"></div> <p>なお、格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。</p> <div data-bbox="151 926 1264 1314" style="border: 1px solid black; height: 185px; width: 100%;"></div>	<p style="text-align: right;">別紙25</p> <p style="text-align: center;">流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>格納容器フィルタベント系は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>では、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、<u>スクラバ容器</u>の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。</p> <p>1. 流量制限オリフィスの設計手順</p> <p>格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage] (1 Pd) において、原子炉定格熱出力の 1% (原子炉停止後 2～3 時間相当) の蒸気発生量を排出できるよう以下のとおり設定する。</p> <p>なお、格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。</p> <div data-bbox="1294 919 2427 1318" style="border: 1px solid black; height: 190px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1383 1373 2318 1856" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1 1Pd ベント時の圧力勾配概念図</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: right;">• 記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 212 1774 243"><u>2. 流量制限オリフィスの圧力損失計算</u></p> <p data-bbox="1299 254 2258 285"><u>(1) オリフィス上流側(格納容器からフィルタ装置(スクラバ容器))圧力損失計算</u></p> <div data-bbox="1299 296 2430 373" style="border: 1px solid black; height: 37px;"></div> <p data-bbox="1347 390 1724 422">a. オリフィス上流側の計算式</p> <div data-bbox="1299 426 2430 1919" style="border: 1px solid black; height: 711px;"></div>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2445 212 2659 243">・記載方針の相違 <li data-bbox="2445 254 2659 285">・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. 計算結果 流量制限オリフィス入口圧力（上流側）P_i の計算結果を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 流量制限オリフィス入口圧力</p> <div data-bbox="1291 373 2418 655" style="border: 1px solid black; height: 134px; width: 380px;"></div> <p>(2) <u>オリフィス下流側圧力損失計算</u></p> <div data-bbox="1291 751 2418 877" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 380px;"></div> <p>a. オリフィス下流側圧力の計算式</p> <div data-bbox="1291 928 2418 1335" style="border: 1px solid black; height: 194px; width: 380px;"></div> <p>b. 計算結果 流量制限オリフィス下流側圧力 P_a の計算結果を表 2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2 流量制限オリフィス出口圧力</p> <div data-bbox="1291 1507 2418 1747" style="border: 1px solid black; height: 114px; width: 380px;"></div>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	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 data-bbox="189 751 1270 1087" style="border: 1px solid black; height: 160px; width: 100%;"></div> <p>$V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{蒸気}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \dots\dots\dots (\text{式} 4)$</p> <p>V : 体積流量 m : 質量流量 σ : 比体積</p> <div data-bbox="178 1312 1270 1801" style="border: 1px solid black; height: 233px; width: 100%;"></div>	<p>(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定</p> <p>上記より、格納容器圧力が 1Pd 時に格納容器フィルタベント系で原子炉定格熱出力 1% 相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流側の圧力は 、オリフィス下流側の圧力は である。</p> <p>そこで、流量制限オリフィスは、上記のオリフィス上流及び下流側の圧力 条件で、原子炉定格熱出力 1% 相当の蒸気が排出できるようにオリフィスの断面積を設定する。</p> <p>ここで、オリフィス上流側圧力と下流側圧力の関係から、 必要な断面積の評価は以下の式に基づいて実施する。</p> <p>図 1 に上記設計手順により算出される圧力損失結果から導かれる圧力勾配の概念図を示す。</p> <div data-bbox="1294 751 2374 1430" style="border: 1px solid black; height: 323px; width: 100%;"></div>	

概算評価結果を第1表及び第1図に、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第2図に示す。



第1表 格納容器圧力に対する体積流量 (概算評価)

格納容器圧力 kPa [gage]	オリフィス上流 圧力損失 kPa	オリフィス下流 圧力損失 kPa	質量流量 kg/s (相対比) ※1	体積流量 m³/s (相対比) ※1
620 (2Pd)				
310 (1Pd)				

※1 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 低流量になる事故発生 7 日後の値

以上の手順でオリフィスの断面積を算出 し、設定することにより、格納容器フィルタベント系によるベント開始時の格納容器圧力が 1Pd の状態においても設計流量が確実に排気できるように設計している。

3. 格納容器圧力の変動に対する体積流量

(1) 格納容器圧力毎の圧力損失

格納容器フィルタベント系は格納容器圧力が 1Pd～2Pd (427～853kPa[gage]) の場合において使用を開始し、格納容器圧力はベント後に圧力低下率がほぼ横這いで静定した状態 (約 100kPa[gage]) に至る。格納容器フィルタベント系は格納容器圧力 1Pd (427kPa[gage]) において、設計流量 9.8kg/s (原子炉停止後約 2～3 時間後の崩壊熱である原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気量) を排出できるように、流量制限オリフィスの流出断面積を設定し、系統の圧力損失を計算している。

格納容器フィルタベント系の格納容器圧力に対する圧力損失等を表 3、ベント時の圧力勾配概要を図 2 に示す。

なお、格納容器フィルタベント系ではフィルタ装置 (スクラバ容器) のスクラビング水位に相当する水頭圧 (約 30kPa) 以上であれば格納容器内のガスを排気できる。

表3 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	オリフィス上流圧 力損失 (kPa)	オリフィス下流 圧力損失 (kPa)	質量流量 (kg/s) (相対比) ※1	体積流量 (m³/s) (相対比) ※1
853				
427				
100				

※1 格納容器圧力 1Pd の時の圧力を基準とした値

(2) 設計の意図

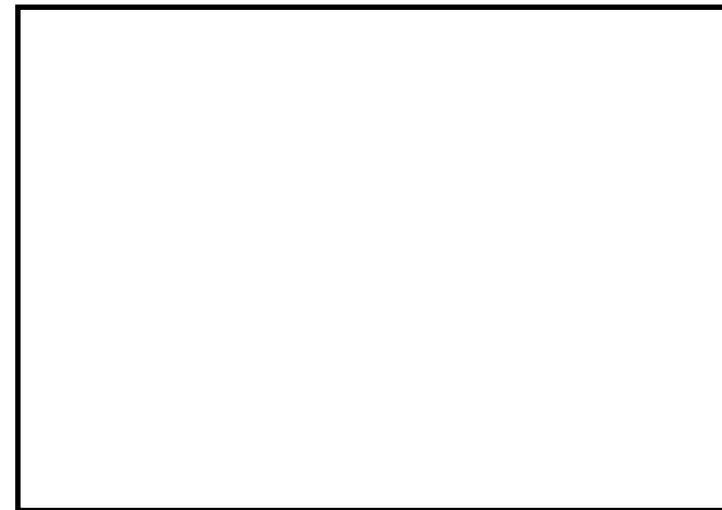
格納容器フィルタベント系は、フィルタ性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてベントガス流速 (体積流量) が挙げられるため、システム設計の観点からは、想定する圧力変動範囲で出来るだけ体積流量を一定にし、安定したベントガス流速となるよう設計上の配慮を行っている。具体的には、スクラバ容器下流に流量制限オリフィスを設け、オリフィス下流の排気経路は出来るだけ圧損が小さくなるようなルート選定を行っている。

格納容器圧力 1Pd (427kPa[gage]) 時にオリフィス部の流れが臨界流となることを配管設計上の目安としている。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="210 401 1207 1031" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="578 1056 836 1098" data-label="Caption"> <p>第1図 圧力勾配図</p> </div>	<div data-bbox="1320 205 2427 296" data-label="Text"> <p>格納容器フィルタベント系の流量特性を図3に示す。格納容器圧力の変動(約100kPa[gage]～約853kPa[gage])に伴う体積流量は、とほぼ一定の値となる。</p> </div> <div data-bbox="1305 380 2421 1131" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1721 1148 1982 1188" data-label="Caption"> <p>図2 圧力勾配概要</p> </div>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="225 205 1219 730" style="border: 1px solid black; height: 250px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="439 745 979 781">第2図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性</p>	<div data-bbox="1308 233 2421 951" style="border: 1px solid black; height: 342px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1584 972 2122 1005">図3 格納容器フィルタベント系の流量特性</p> <p data-bbox="1368 1106 1967 1140"><u>(参考1) ベント時の蒸気流量の算出方法について</u></p> <p data-bbox="1329 1197 2415 1318">格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力1%相当(スクラム後2~3時間)の蒸気流量は以下のとおり算出している。</p> $W_{vent} = 2436 \times 10^3 \times 0.01 / (h_s - h_w) \approx 9.8 \text{ (kg/s)}$ <p data-bbox="1409 1421 2276 1455">h_s : 2750.55 (kJ/kg) : 飽和蒸気の比エンタルピ (427kPa [gage]条件)</p> <p data-bbox="1409 1465 2136 1499">h_w : 251.15 (kJ/kg) : 飽和水の比エンタルピ (60℃条件)</p> <p data-bbox="1329 1556 2421 1677">ここでh_sについては、格納容器最高使用圧力1Pd(=427kPa [gage])とし、h_wについては外部水源の水温に余裕をみて60℃と設定した。また、比エンタルピは「1999日本機械学会蒸気表」の記載値を用いた。</p> <p data-bbox="1329 1759 2421 1835">流量制限オリフィスの流出断面積は、格納容器圧力1Pd(=427kPa [gage])において、9.8kg/sの蒸気流量が排出できるものを設定している。</p> <p data-bbox="1329 1850 2421 1925">設定した流出断面積のオリフィスを用いた場合における運転範囲(格納容器圧力100kPa [gage]~853kPa [gage])の体積流量は、以下の式1~4により計算できる。</p>	<p data-bbox="2445 1106 2653 1140">・記載方針の相違</p>

○体積流量の計算式



..... (式1)

..... (式2)

..... (式3)

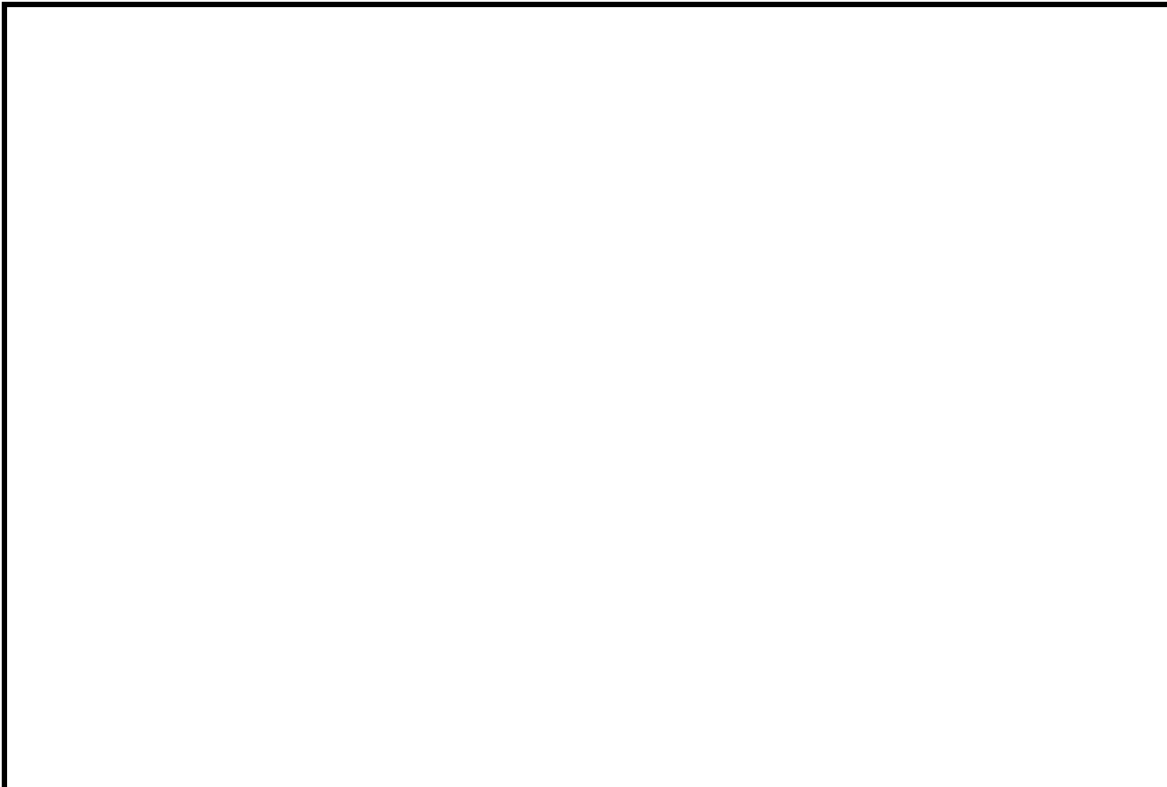
$$V[m^3/s] = m_{システム}[kg/s] \times \sigma[m^3/kg] \quad \dots\dots\dots (式4)$$

ここで,

V : 体積流量

m : 質量流量

σ : 比体積



(参考2) 有効性評価と実機モデルの圧損計算の違いについて

有効性評価 (MAAP 解析モデル) では、格納容器と放出口 (オリフィス) のモデルで評価している。一方、実機の圧力損失計算においては、オリフィス以外にも、配管、容器等のベントラインの機器を想定して評価している。

MAAP 解析モデルと実機設計に用いた圧力損失計算モデル (実機モデル) の比較を図1に示す。

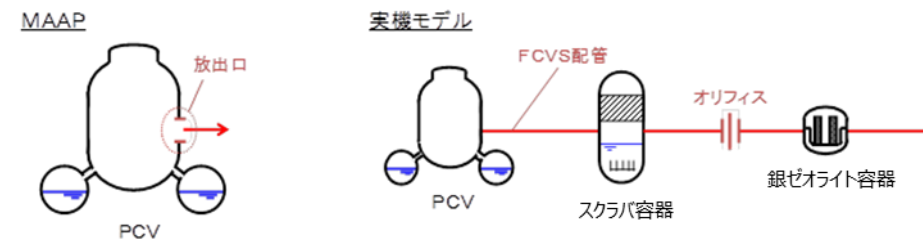


図1 MAAP 解析モデルと実機モデルの比較

いずれのモデルにおいても、「原子炉格納容器圧力 1 Pd においてベントガス流量 9.8kg/s がベント可能」となるようにオリフィス穴径等を設定している。このため、MAAP 解析モデルでは、放出口 (オリフィス) において格納容器フィルタベント系の系統圧損も考慮するため、オリフィス穴径の大きさは実機モデルに比べて小さくしている。MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量を表1に示す。

表1 MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量

格納容器圧力	ベントガス流量	
	MAAP 解析モデル	実機モデル
1 Pd (427kPa[gage])	9.8kg/s	9.8kg/s
2 Pd (853kPa[gage])		

以上により、有効性評価の解析においては、原子炉格納容器の圧力が 1 Pd においてベントガス流量が 9.8kg/s となるよう放出口 (オリフィス) の穴径を設定することで、表1に示すとおり、2 Pd でベントする場合のベントガス流量についても実機モデルと同等となる。

・記載方針の相違

ベント実施時の放射線監視測定の実施方法について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定の考え方は、第1表のとおりである。

第1表 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定の考え方
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² Sv/h～ 10 ⁵ Sv/h	原子炉建屋付属棟 1階	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
		屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	
フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	10 ⁻³ mSv/h～ 10 ⁴ mSv/h	原子炉建屋付属棟 1階	

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第2表に示す。また、第2表の評価条件に基づく評価結果を第3表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測範囲の上限値である 1.0×10⁵Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10¹Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

ベント実施時の放射線監視測定の実施方法について

(1) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲

第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲と計測範囲の設定の考え方は、表1のとおりである。

表1 計測範囲とその考え方

名称	計測範囲	取付箇所	計測範囲の設定の考え方
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² Sv/h～ 10 ⁵ Sv/h	第1ベントフィルタ格納槽内	系統運転中における放射性物質濃度を確認するため、想定される放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲とする。なお、高レンジ用は炉心損傷している場合に、低レンジ用は炉心損傷していない場合を想定して設定する。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	10 ⁻³ mSv/h～ 10 ⁴ mSv/h	屋外	

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を表2に示す。また、表2の評価条件に基づく評価結果を表3に示す。第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の計測範囲の上限値である 1.0×10⁵Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 1.6×10¹Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

・取付箇所の相違
系統運転中における放射性物質濃度を確認することが可能な位置に取り付けている

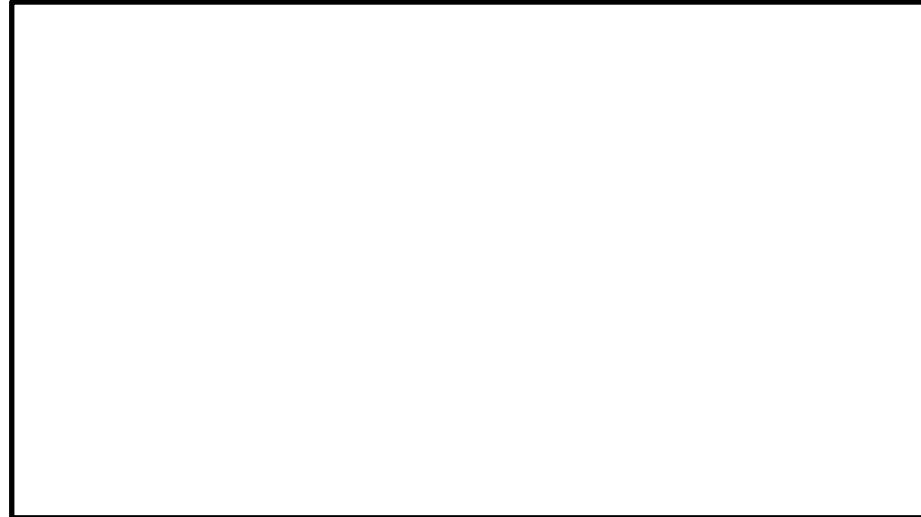
・想定される線量率の相違
評価条件のうち、原子炉の放射性物質の内蔵量、放射線モニタの取付箇所の相違による
ただし、計測範囲の上限値に対して余裕があり、計測可能である

第2表 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述b項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	MAAP解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から1時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	第1図のとおり	<u>フィルタ装置</u> 出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第2図) をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

表2 評価条件

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価対象核種	希ガス類 (Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138)	大気に放出される放射性物質のうち、線量率が支配的となる核種を選定 (後述b項参照)
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
炉心から格納容器への移行割合 (希ガス)	100%	MAAP解析結果に基づき設定
格納容器から原子炉建屋への漏えい	考慮しない	格納容器フィルタベント系による大気への放出量を多く見積もるため
ベント開始時間	事象発生から1時間後	開始時刻が遅れるほど希ガスが減衰するため、保守的に設定
評価モデル	図1のとおり	<u>第1ベントフィルタ</u> 出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (図2) をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ



第1図 評価モデル

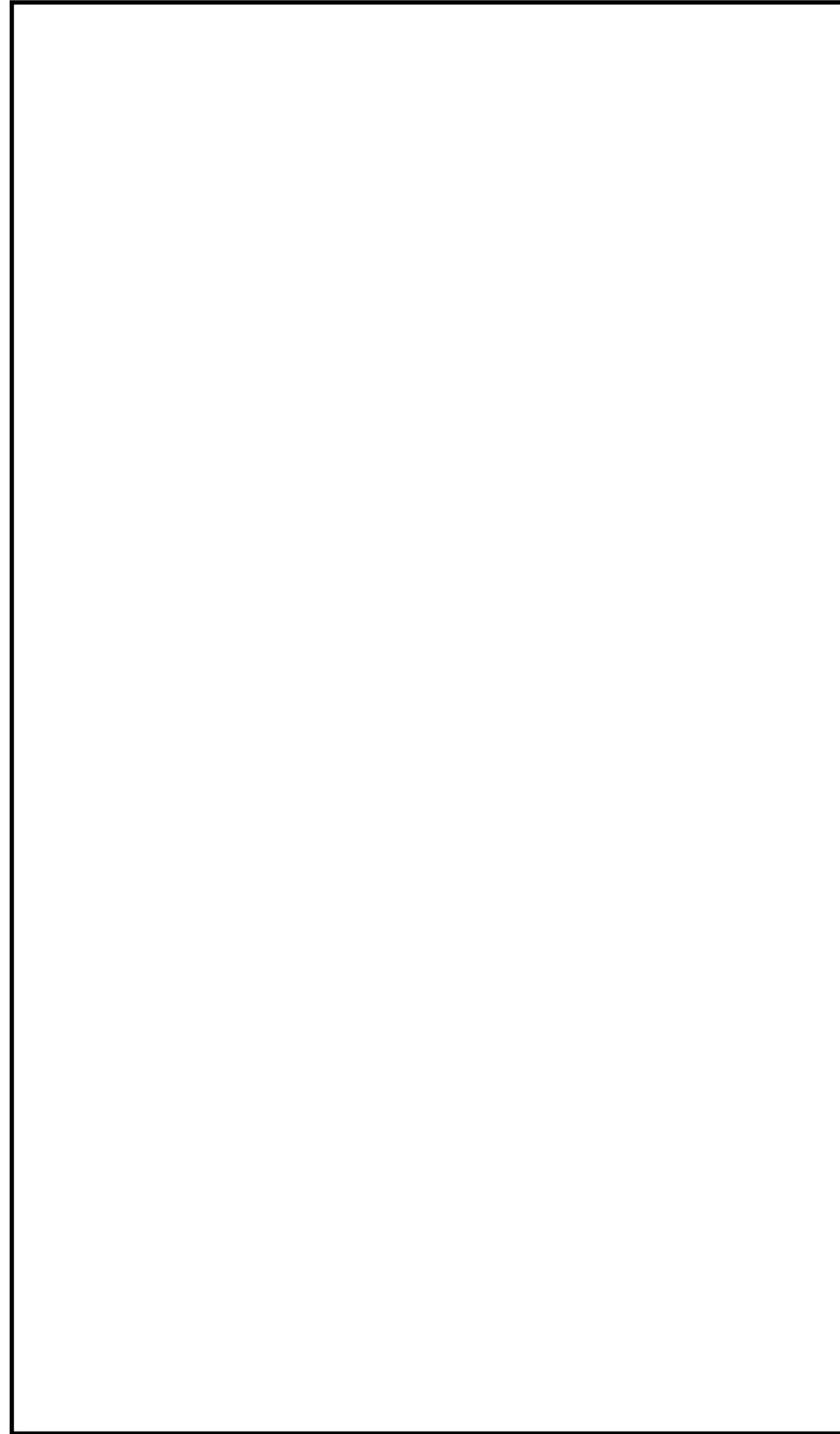
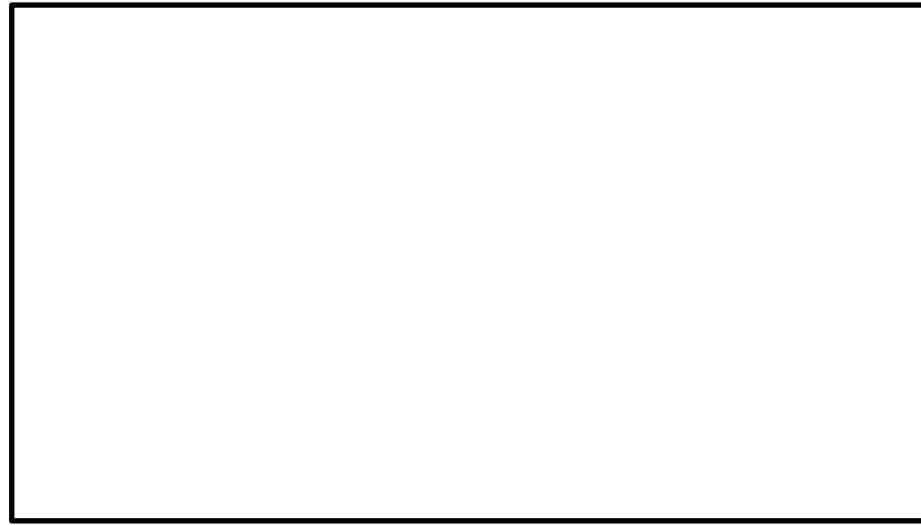


図1 評価モデル



第2図 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) 位置図

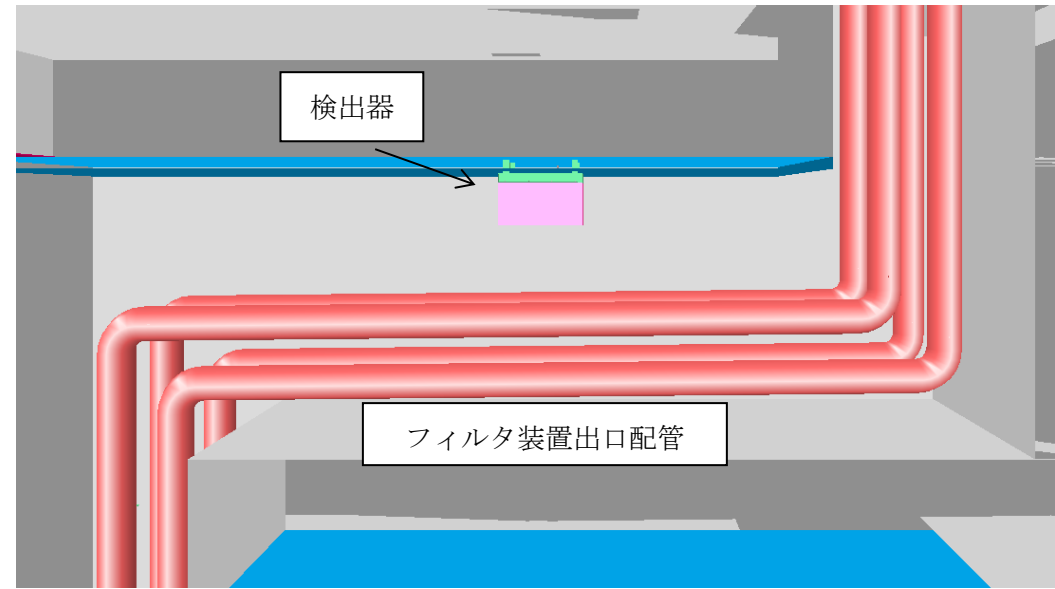


図2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 位置図

第3表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1. 1E-21
Kr-85m	1. 2E+00
Kr-85	8. 4E-04
Kr-87	3. 9E+00
Kr-88	1. 6E+01
Xe-131m	8. 6E-04
Xe-133m	3. 7E-02
Xe-133	2. 9E-01
Xe-135m	2. 6E+00
Xe-135	4. 2E+00
Xe-138	1. 6E+00
合計	3. 0E+01

表3 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1. 9E-19
Kr-85m	6. 0E-01
Kr-85	4. 4E-04
Kr-87	2. 1E+00
Kr-88	8. 7E+00
Xe-131m	4. 3E-04
Xe-133m	1. 9E-02
Xe-133	1. 6E-01
Xe-135m	1. 4E+00
Xe-135	2. 1E+00
Xe-138	8. 8E-01
合計	1. 6E+01

・想定される線量率の相違
 評価条件のうち、原子炉の放射性物質の内蔵量、放射線モニタの取付箇所による

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 評価対象核種の考え方</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。</p> <p>第4表に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、第5表のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて <u>10²</u>倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。</p>	<p>b. 評価対象核種の考え方</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。</p> <p>表4に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、表5のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて <u>60</u>倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。</p>	<p>・ベント開始時間までの希ガスとよう素の減衰速度の違いによる相違</p>

第4表 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+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、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類: Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス: 100% よう素: 80%	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195 ^{*1} に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数: 200 ^{*3}	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定 (別紙17 補足3 参照)
	サブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数: 10	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定 (別紙17 補足4 参照)
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きい、保守的に無機よう素と同じとする。

表4 評価条件 (1/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
評価事象	「冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECC S注水機能喪失+全交流動力電源喪失」(残留熱代替除去系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定
炉心状態	平衡炉心 (サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定
評価対象核種	希ガス類: Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定
炉心から格納容器への移行割合	希ガス: 100% よう素: 80%	MAAP解析結果に基づき設定
よう素の形態	有機よう素 : 4% 無機よう素 : 91% 粒子状よう素 : 5%	R. G. 1.195 ^{*1} に基づき設定
格納容器内での除去効果 (希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定
格納容器内での除去効果 (無機よう素)	沈着による除去係数: 200	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定
	サブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数: 5	Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定
格納容器内での除去効果 (粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大きい、保守的に無機よう素と同じとする。

・型式の違いによるサブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数の違い

第4表 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 19 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	第 1 図のとおり	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (第 2 図) をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003
 ※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
 ※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

第5表 評価結果

ベント開始時間	希ガス線量率① (Sv/h)	よう素線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 19 時間後	5.6×10^0	5.2×10^{-2}	1.08×10^2

- (2) フィルタを通過した放射性物質がフィルタ装置出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

フィルタ装置出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

第 4 表の評価条件 (希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ) 及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10% が配管内に均一に付着する」(別紙 30) とした場合の評価結果は、 230mSv/h である。

- (3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値 (ガンマ線強度) は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃

表4 評価条件 (2/2)

項目	評価条件	評価条件の考え方
ベント開始時間	事象発生から 32 時間後	MAAP 解析結果
ベントフィルタ除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 粒子状よう素 : 1,000	設計値に基づき設定
評価モデル	図 1 のとおり	第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の設置位置 (図 2) をモデル化
線量評価コード	QAD-CGGP2R	現行許認可 (添十) と同じ

- ※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003
 ※2 Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
 ※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

表5 評価結果

ベント開始時間	希ガス線量率① (Sv/h)	よう素線量率② (Sv/h)	①/②
事象発生から 32 時間後	1.4×10^0	2.2×10^{-2}	6.4×10^1

- (2) フィルタを通過した放射性物質が第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ近傍の配管に付着した場合の影響について

第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタはフィルタ装置出口の配管外側から計測となるため、フィルタ装置出口配管内に付着した放射性物質の影響を受ける。そのため、ベント終了後に残る放射線モニタ指示値から配管付着分を評価し、ベント中の放射線モニタ指示値から差し引くことで配管付着影響を除去することができる。

表 4 の評価条件 (希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ) 及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して 100m 当たり 10% が配管内に均一に付着する」とした場合の評価結果は、 9.6mSv/h である。

- (3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

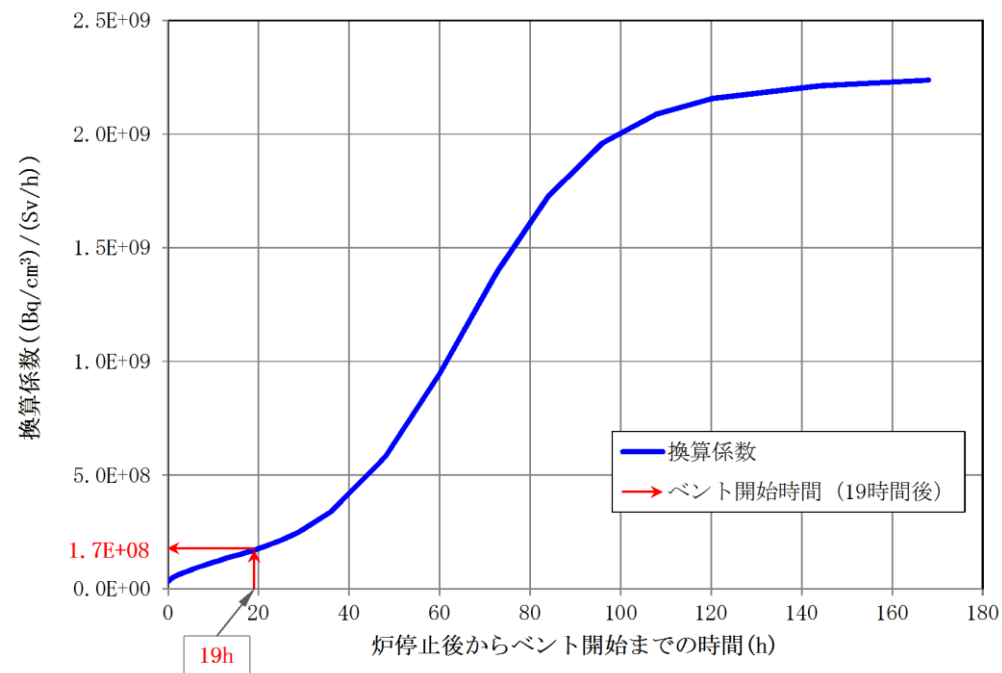
第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタでの計測値 (ガンマ線強度) は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性

・運用の相違

・評価結果の相違

評価条件のうち、原子炉の放射性物質の内蔵量、放射線モニタの取付箇所、ベント開始時間、格納容器内での除去効果 (無機よう素) の相違による

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時の<u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。</p> <p>第4表の評価条件において評価した<u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタ(高レンジ)の換算係数を第6表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。 ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。 ③ 格納容器空間体積(9,800m³)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。 ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。 ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。 	<p>物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時の<u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。</p> <p>表4の評価条件において評価した<u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタ(高レンジ)の換算係数を表6に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。 ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。 ③ 格納容器空間体積(12,600m³)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。 ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ線線源強度と図1の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。 ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。 	<p>備考</p>																				
<p style="text-align: center;">第6表 換算係数の算出</p> <table border="1" data-bbox="154 831 1249 1012"> <thead> <tr> <th>炉停止時 内蔵量① (Bq)</th> <th>19時間後 減衰値② (Bq)</th> <th>放射性物質 濃度③ (Bq/cm³)</th> <th>線量率④ (Sv/h)</th> <th>換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.2×10¹⁹</td> <td>9.4×10¹⁸</td> <td>9.6×10⁸</td> <td>5.6×10⁰</td> <td>1.7×10⁸</td> </tr> </tbody> </table>	炉停止時 内蔵量① (Bq)	19時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))	2.2×10 ¹⁹	9.4×10 ¹⁸	9.6×10 ⁸	5.6×10 ⁰	1.7×10 ⁸	<p style="text-align: center;">表6 換算係数の算出</p> <table border="1" data-bbox="1308 831 2398 1012"> <thead> <tr> <th>炉停止時 内蔵量① (Bq)</th> <th>32時間後 減衰値② (Bq)</th> <th>放射性物質 濃度③ (Bq/cm³)</th> <th>線量率④ (Sv/h)</th> <th>換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.6×10¹⁹</td> <td>5.7×10¹⁸</td> <td>4.5×10⁸</td> <td>1.4×10⁰</td> <td>3.3×10⁸</td> </tr> </tbody> </table>	炉停止時 内蔵量① (Bq)	32時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))	1.6×10 ¹⁹	5.7×10 ¹⁸	4.5×10 ⁸	1.4×10 ⁰	3.3×10 ⁸	<p>・設備の相違</p>
炉停止時 内蔵量① (Bq)	19時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))																		
2.2×10 ¹⁹	9.4×10 ¹⁸	9.6×10 ⁸	5.6×10 ⁰	1.7×10 ⁸																		
炉停止時 内蔵量① (Bq)	32時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm ³)	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ((Bq/cm ³) / (Sv/h))																		
1.6×10 ¹⁹	5.7×10 ¹⁸	4.5×10 ⁸	1.4×10 ⁰	3.3×10 ⁸																		
<p>第6表の換算係数は、原子炉停止から19時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第3図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、<u>屋外のフィルタ装置</u>出口放射線モニタ(高レンジ)及び<u>建屋内のフィルタ装置</u>出口放射線モニタ(低レンジ)についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。</p> <p>なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、<u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタの指示値(Sv/h)の記録から、より精度の高い放射性物質濃度(Bq/cm³)を評価することが可能である。</p>	<p>表6の換算係数は、原子炉停止から32時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は図3のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、<u>建屋外の第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタ(低レンジ)についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。</p> <p>なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、<u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタの指示値(Sv/h)の記録から、より精度の高い放射性物質濃度(Bq/cm³)を評価することが可能である。</p>	<p>・評価結果の相違</p> <p>評価条件のうち、原子炉の放射性物質の内蔵量、放射線モニタの取付箇所、ベント開始時間、格納容器内での除去効果(無機よう素)の相違による</p> <p>・運用の相違</p> <p>・設置位置の違い</p>																				



第3図 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定^{*1}における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv

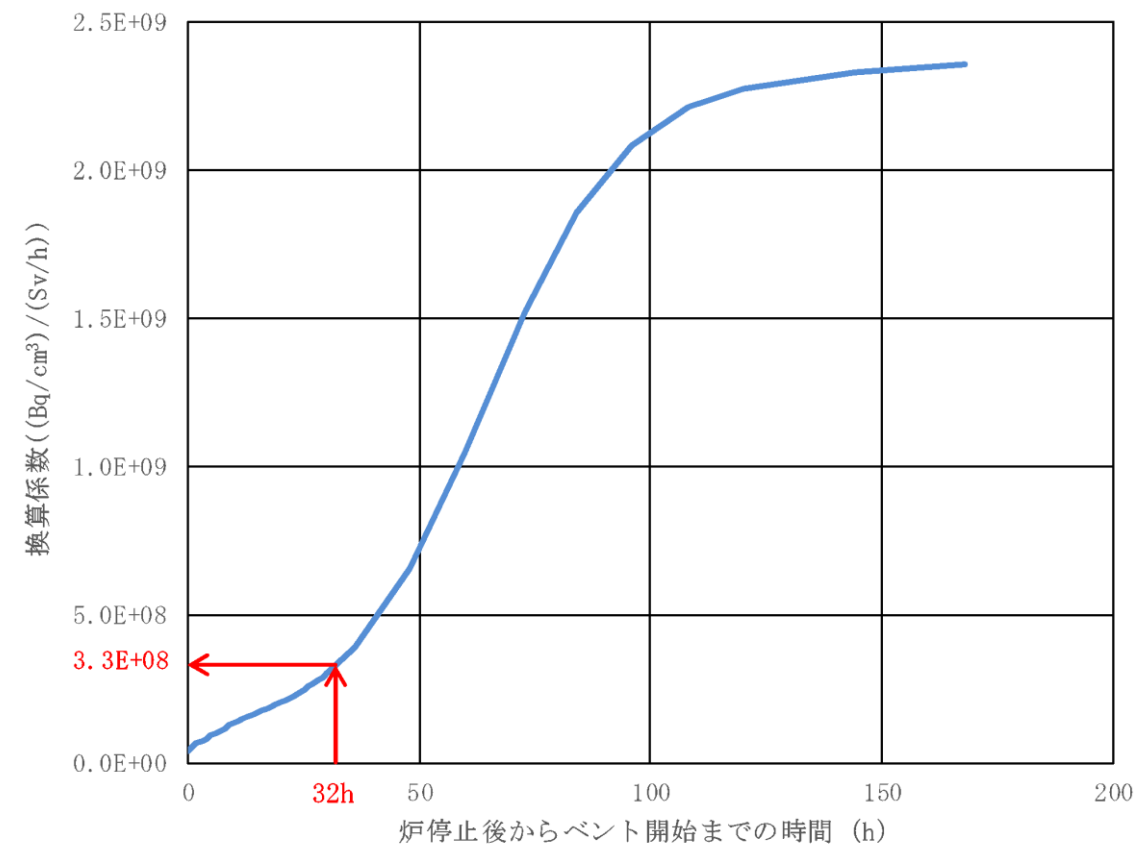


図3 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

格納容器雰囲気放射線モニタは、格納容器内に存在する放射性物質からの放射線を測定するものである。格納容器内には、気相部に浮遊している放射性物質と構造物等に沈着した放射性物質が存在しており、ベント時に放出される放射性物質濃度を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法を示す。

○事前準備事項

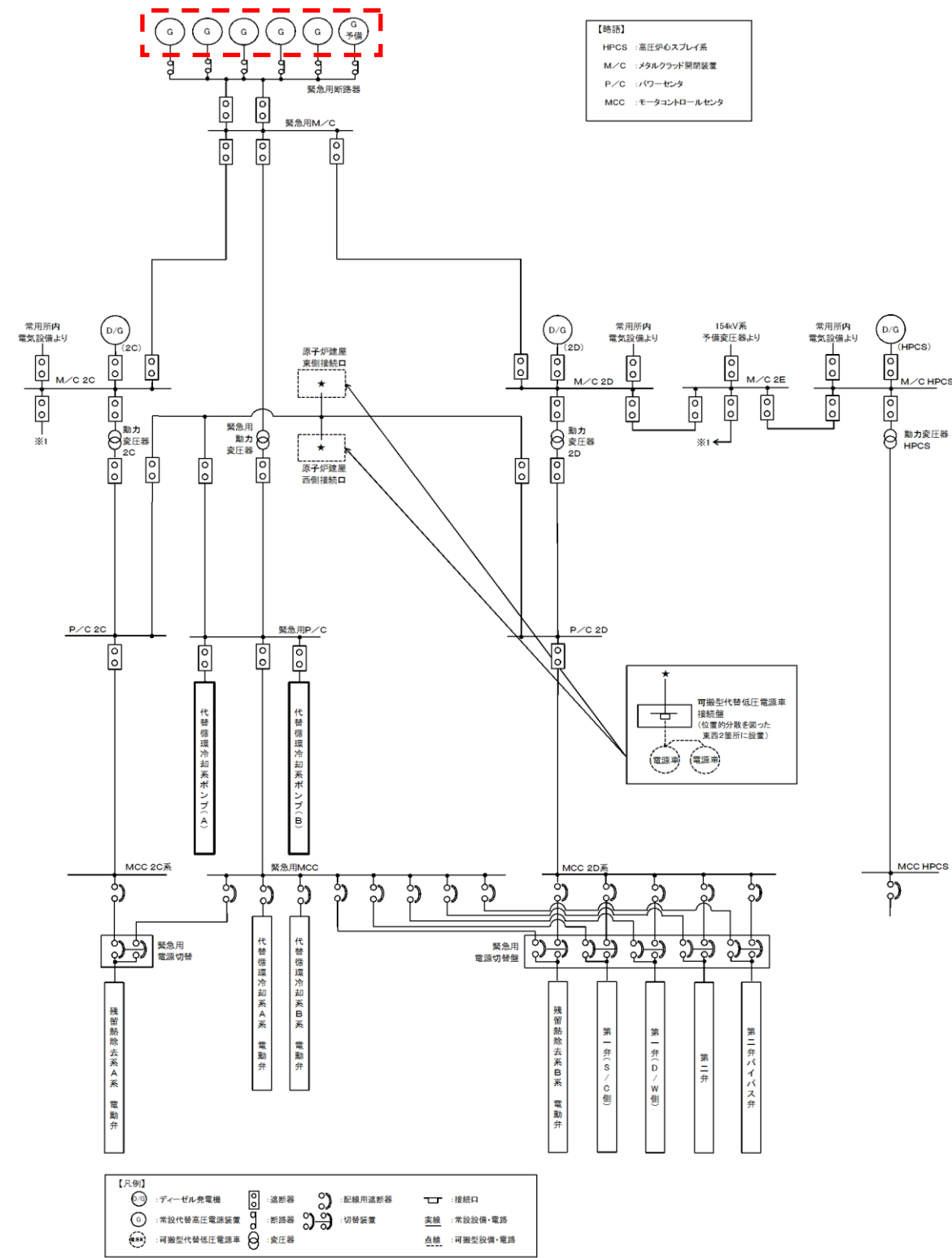
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量（Bq）を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量（Bq）を算出する。
- ③ MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定^{*1}における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量（Bq）より壁面沈着分の放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー（Bq）及び気相部の放射エネルギー（Bq）から検出器への線量の寄与（Sv/h）について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。
- ⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー（Bq）及び検出器位置での線量率（Sv

・評価結果の相違
 評価条件のうち、原子炉の放射性物質の内蔵量、放射線モニタの取付箇所、ベント開始時間、格納容器内での除去効果（無機よう素）の相違による

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>／h)」をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定*1の中より最も事象進展が近いものを選定する。</p> <p>② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。</p> <p>③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サブプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性がある場合において、その影響(概算)を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。</p> <p>b. <u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタによる推定方法</p> <p><u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に<u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタによる推定方法を示す。</p> <p>○事前準備事項</p> <p>(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① <u>フィルタ装置</u>出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm³) を求める。</p> <p>② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m³) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m³/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。</p> <p>③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p>	<p>／h)」をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定*1の中より最も事象進展が近いものを選定する。</p> <p>② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。</p> <p>③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器フィルタベント系、サブプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器フィルタベント系の使用の可能性がある場合において、その影響(概算)を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。</p> <p>b. <u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタによる推定方法</p> <p><u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタは、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に<u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタによる推定方法を示す。</p> <p>○事前準備事項</p> <p>(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① <u>第1ベントフィルタ</u>出口放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ((Bq/cm³) / (Sv/h))」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm³) を求める。</p> <p>② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m³) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m³/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。</p> <p>③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">電源構成の考え方について</p> <p>(1) 電源システムの構成</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備として、<u>ディーゼル機関</u>及び発電機を搭載した常設代替高圧電源装置を設置する。本設備は、<u>常設代替高圧電源装置</u>の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した可搬型代替低圧電源車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び東側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなるようにする。</p> <p>c. 常設代替直流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備として、<u>緊急用 125V 系蓄電池</u>を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、<u>所内常設直流電源設備</u>とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器圧力逃がし装置の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。</p> <p>d. <u>可搬型代替直流電源設備</u></p> <p>可搬型代替直流電源設備として、<u>可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器</u>を配備し電源を給電する。</p> <p>(2) 電源種別ごとの電源給電範囲</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲</p> <p>常設代替交流電源設備により、<u>第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置周り計装設備、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及びフィルタ装置スクラビング水 pH計</u>に給電が可能である。</p> <p style="text-align: center;">電源給電範囲を第 1 図～第 2 図に、負荷一覧を第 1 表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 31</p> <p style="text-align: center;">電源構成の考え方について</p> <p>(1) 電源システムの構成</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の隔離弁及び計装設備の重大事故等時における電源構成は、以下のとおり。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備として、<u>ガスタービン機関</u>及び発電機を搭載したガスタービン発電機を設置する。本設備は、<u>ガスタービン発電機</u>の遠隔起動操作スイッチにより中央制御室からの起動を可能とする。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備として、ディーゼル機関及び発電機を搭載した高圧発電機車を配備する。本設備は、常設代替交流電源設備と異なる場所に分散して配備する。接続口は、原子炉建屋の西側及び南側に位置的分散を考慮して設置することで、共通要因により接続することができなくなるようにする。</p> <p>c. 常設代替直流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備として、<u>S.A用 115V 系蓄電池</u>を設置する。本設備は、重大事故等対処設備専用の蓄電池であり、<u>所内常設蓄電式直流電源設備</u>とは位置的分散を図る。本系統は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備による電源の給電が開始されるまでの期間も格納容器フィルタベント系の計装設備に、24 時間にわたり電源を給電できる容量を有している。</p> <p>d. <u>可搬型直流電源設備</u></p> <p>可搬型直流電源設備として、<u>高圧発電機車及び常設充電器</u>を配備し電源を給電する。</p> <p>(2) 電源種別ごとの電源給電範囲</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による電源給電範囲</p> <p>常設代替交流電源設備により、<u>ベント弁 (第 1 弁: MV217-4, 第 1 弁: MV271-5, 第 2 弁: MV217-18, 第 2 弁: MV217-23, 第 3 弁: MV226-13)、ドレン移送ポンプ、格納槽排水ポンプ、ベントフィルタ 1 次ドレン弁、循環ライン止め弁、ドレン移送ライン連絡弁、薬液貯蔵タンク出口弁、フィルタ装置周り計装設備、第 1 ベントフィルタ出口水素濃度、スクラバ水 pH 及び第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u>に給電が可能である。</p> <p style="text-align: center;">電源給電範囲を図 1～図 2 に、負荷一覧を表 1 に示す。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根 2 号炉は常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機を設置している</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第1図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

島根原子力発電所 2号炉

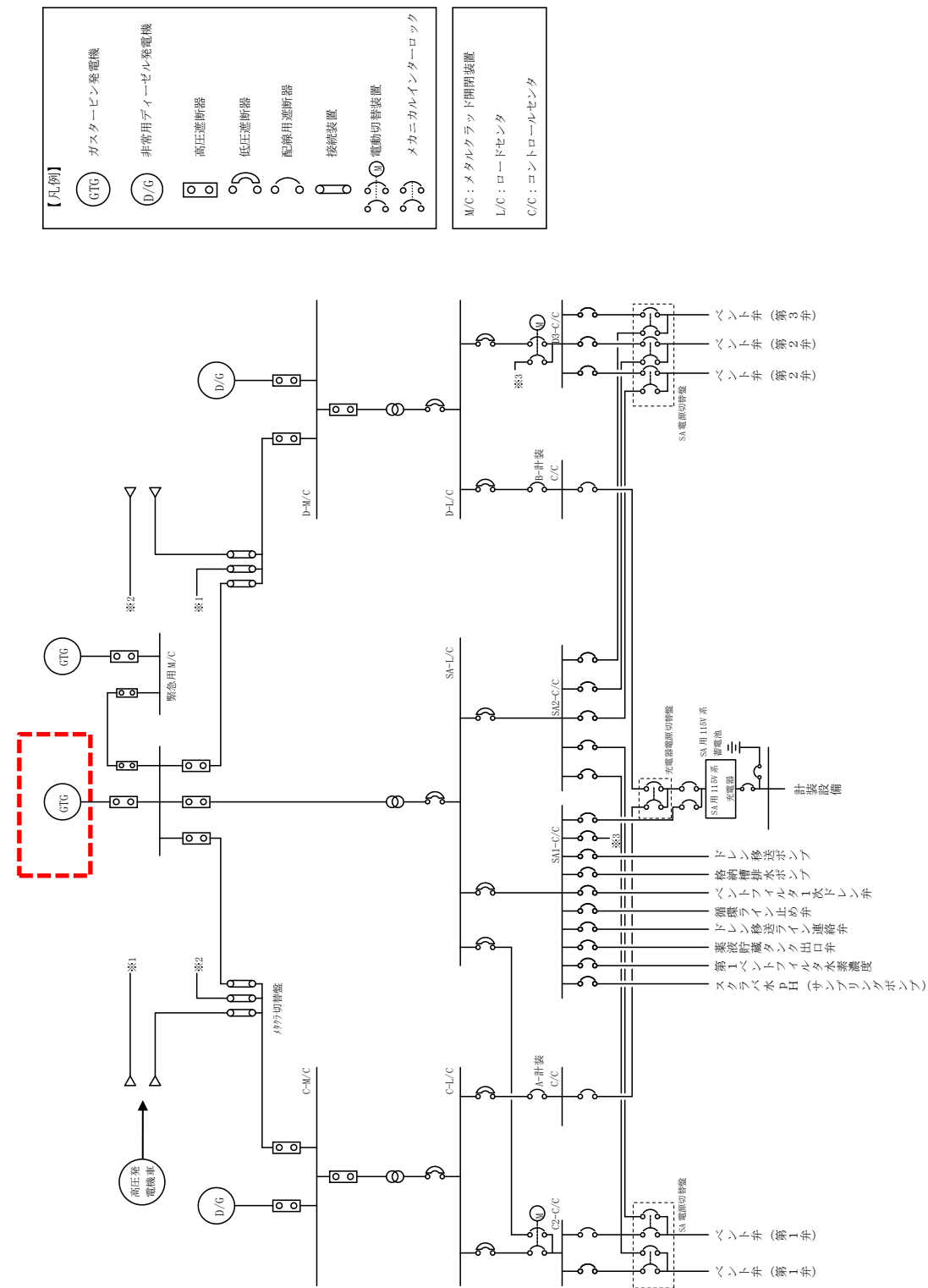
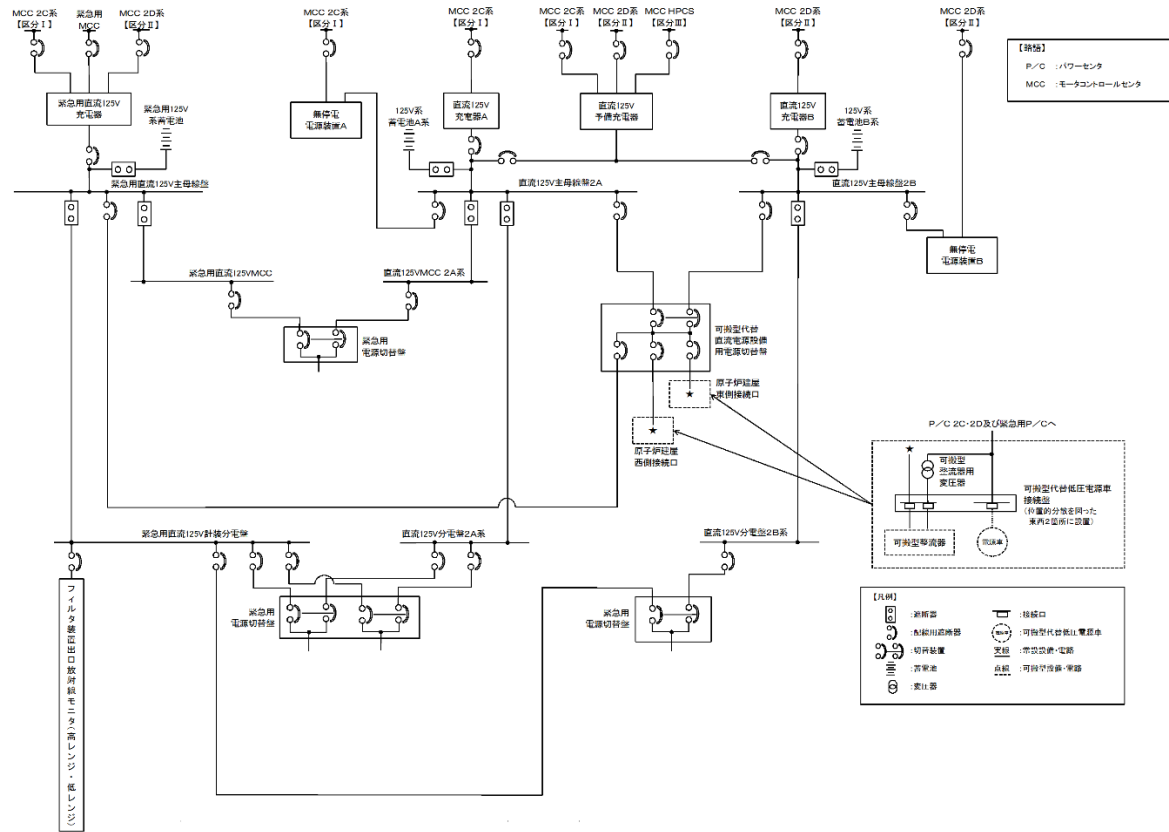


図1 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

備考

・設備の相違
 電源構成の相違



第2図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

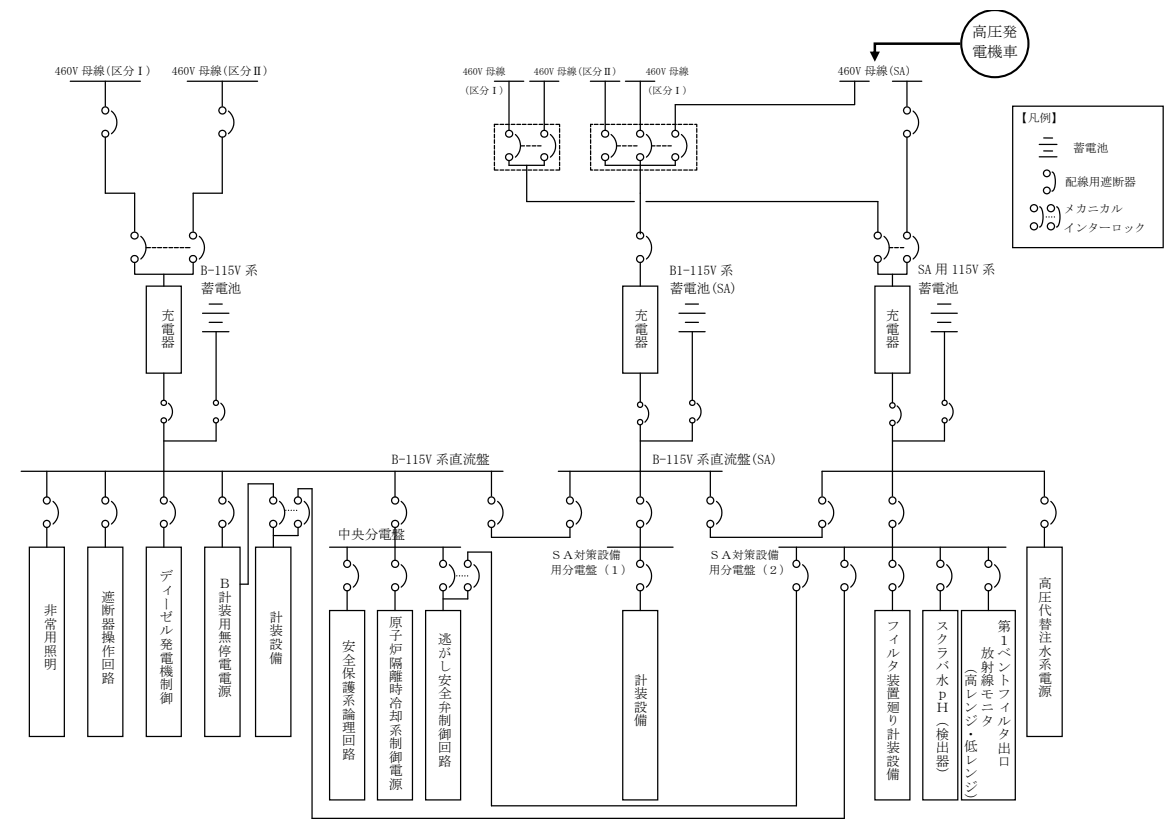


図2 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

・設備の相違
電源構成の相違

第1表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	26.3kW	
合計		約 78kW ^{※1}	

※1 常設代替交流電源設備の設備容量は 5,520kW (6,900kVA) とし、負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

表1 常設代替交流電源設備による負荷一覧

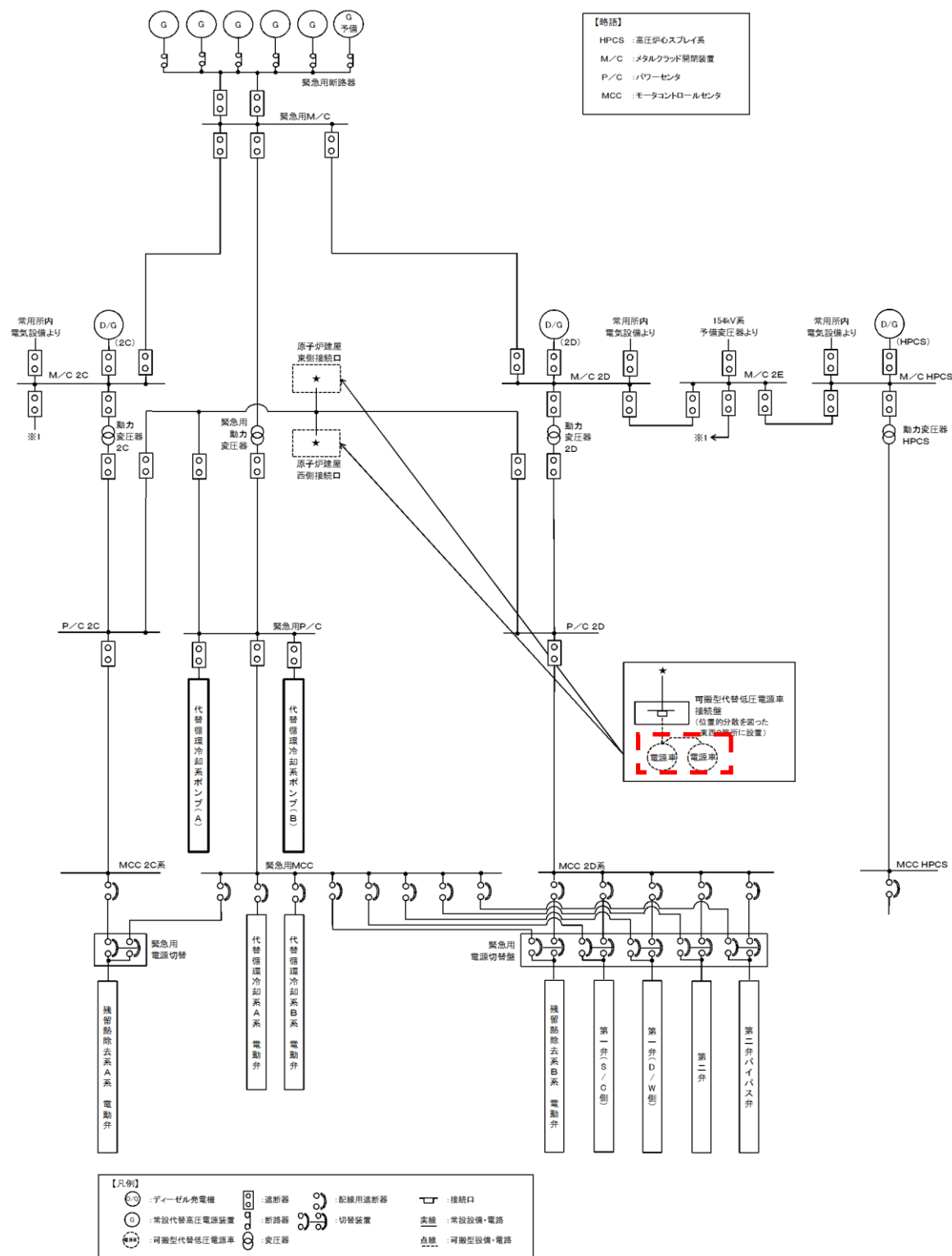
	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水 pH	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 0.2kW	
合計		約 95kW ^{※1}	

※1 常設代替交流電源設備の設備容量は 4,800kW (6,000kVA) とし、負荷容量約 95kW に対して必要十分な容量とする。

・設備の相違
フィルタベント構成設備の相違。島根2号炉は自主設備も含めて電源供給する設備を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備により、第一弁 (S/C側)、第一弁 (D/W側)、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置周り計装設備、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及びフィルタ装置スクラビング水pH計に給電が可能である。</u></p> <p>電源給電範囲を第3図～第4図に、負荷一覧を第2表に示す。</p>	<p>b. 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備により、ベント弁 (第1弁: MV217-4, 第1弁: MV271-5, 第2弁: MV217-18, 第2弁: MV217-23, 第3弁: MV226-13), ドレン移送ポンプ, 格納槽排水ポンプ, ベントフィルタ1次ドレン弁, 循環ライン止め弁, ドレン移送ライン連絡弁, 薬液貯蔵タンク出口弁, フィルタ装置周り計装設備, 第1ベントフィルタ出口水素濃度, スクラバ水pH及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) に給電が可能である。</u></p> <p>電源給電範囲を図3～図4に、負荷一覧を表2に示す。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第3図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

島根原子力発電所 2号炉

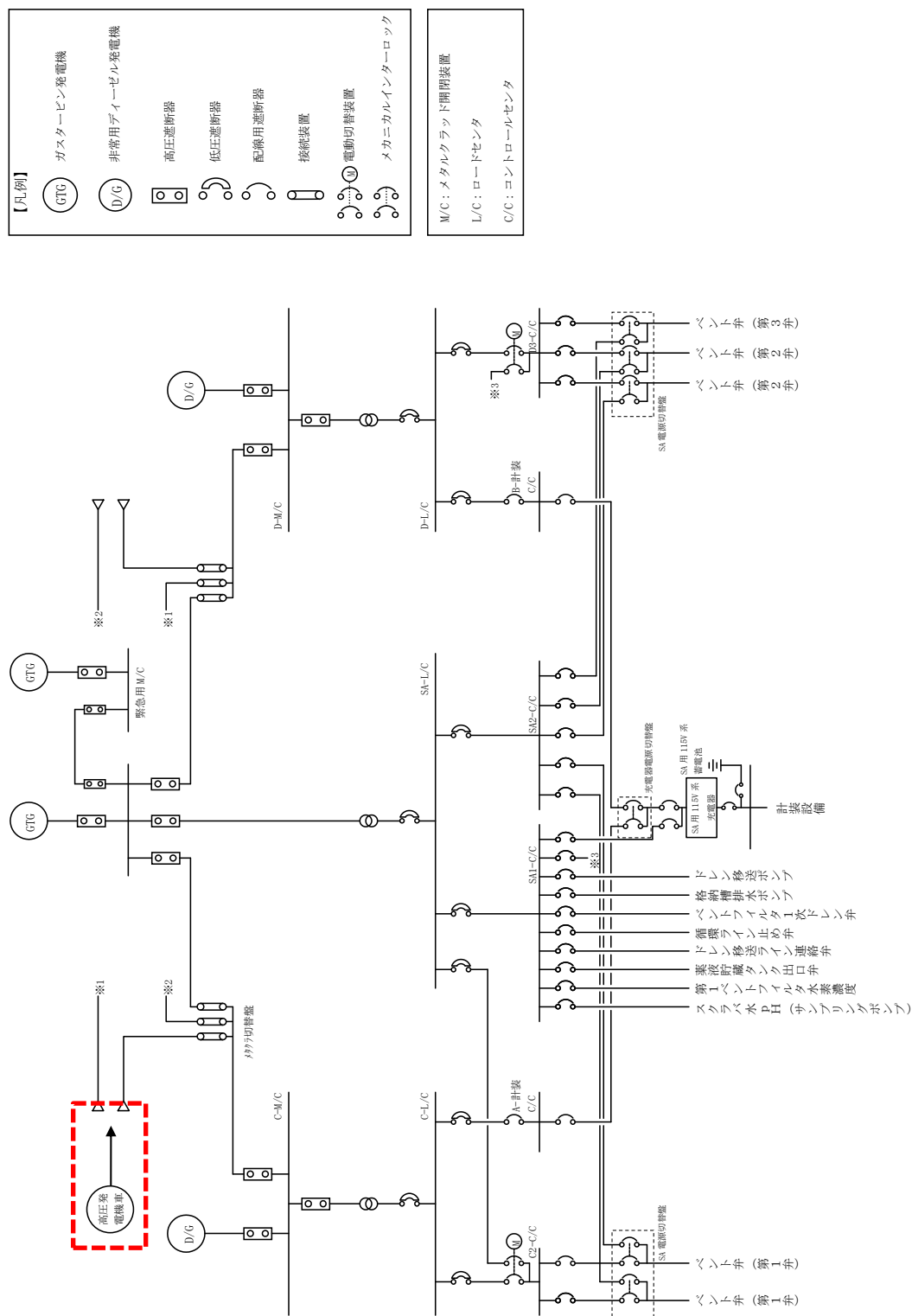
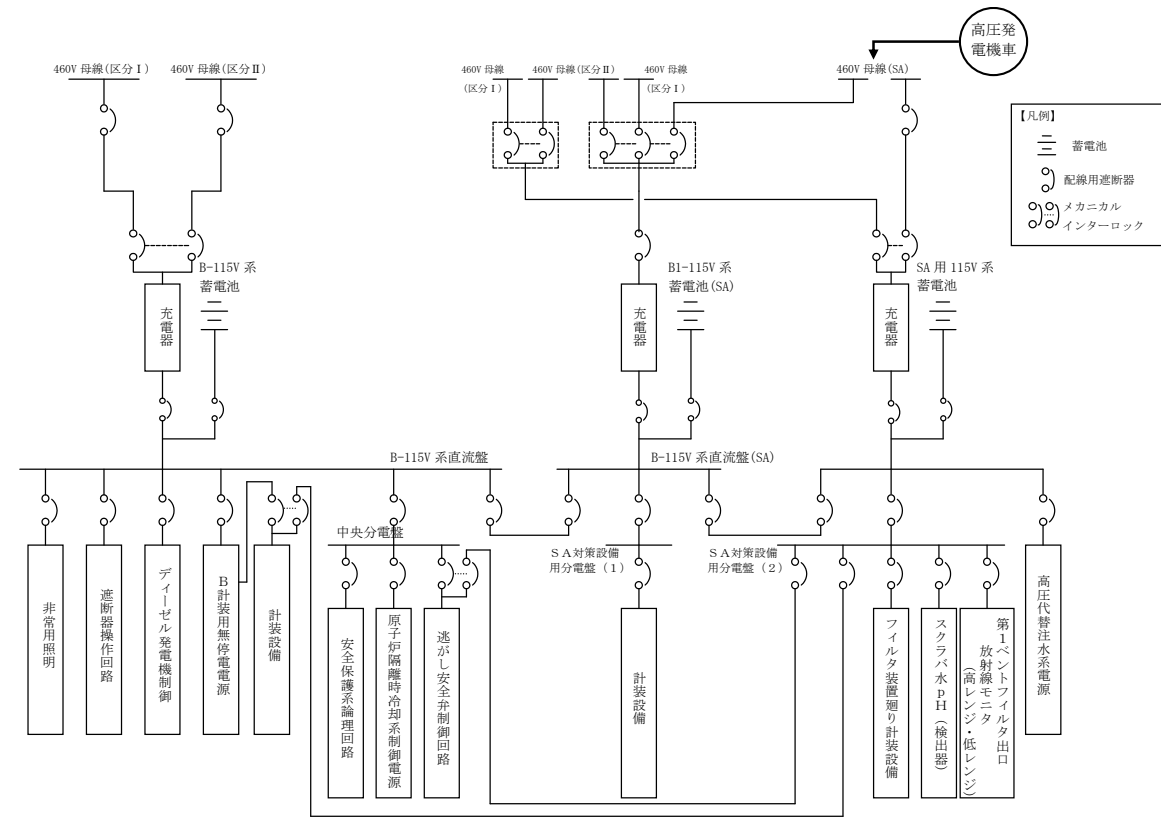
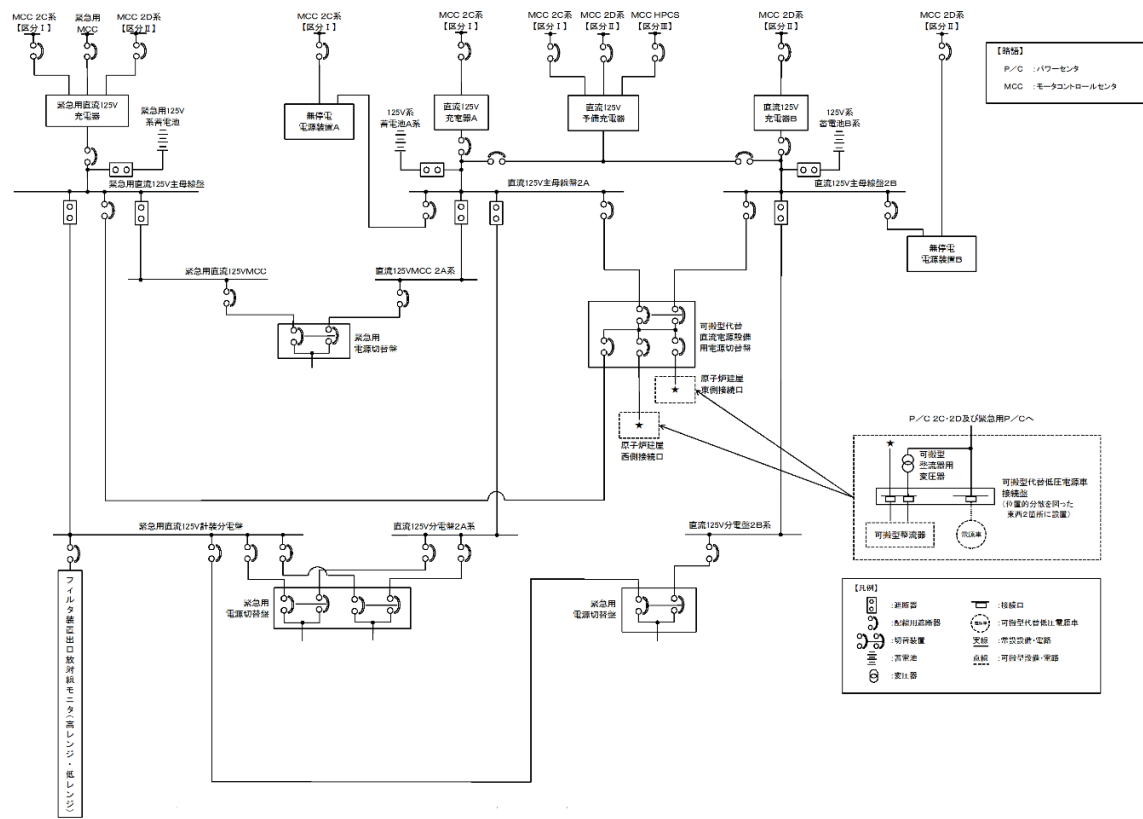


図3 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

備考

・設備の相違
 電源構成の相違



第4図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

図4 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲（直流電源）

・設備の相違
電源構成の相違

第2表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	0.72kW	
2	第一弁 (ドライウエル側)	0.72kW	
3	第二弁	0.5kW	
4	第二弁バイパス弁	0.5kW	
5	移送ポンプ	7.5kW	
6	排水ポンプ	15kW	
7	フィルタ装置周り計装設備	0.3kW	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	26kW	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	0.3kW	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	26.3kW	
合計		約 78kW ^{※1}	

※1 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、可搬型代替低圧電源車 2 台分の 560kW (700kVA) とし、負荷容量約 78kW に対して必要十分な容量とする。

表2 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

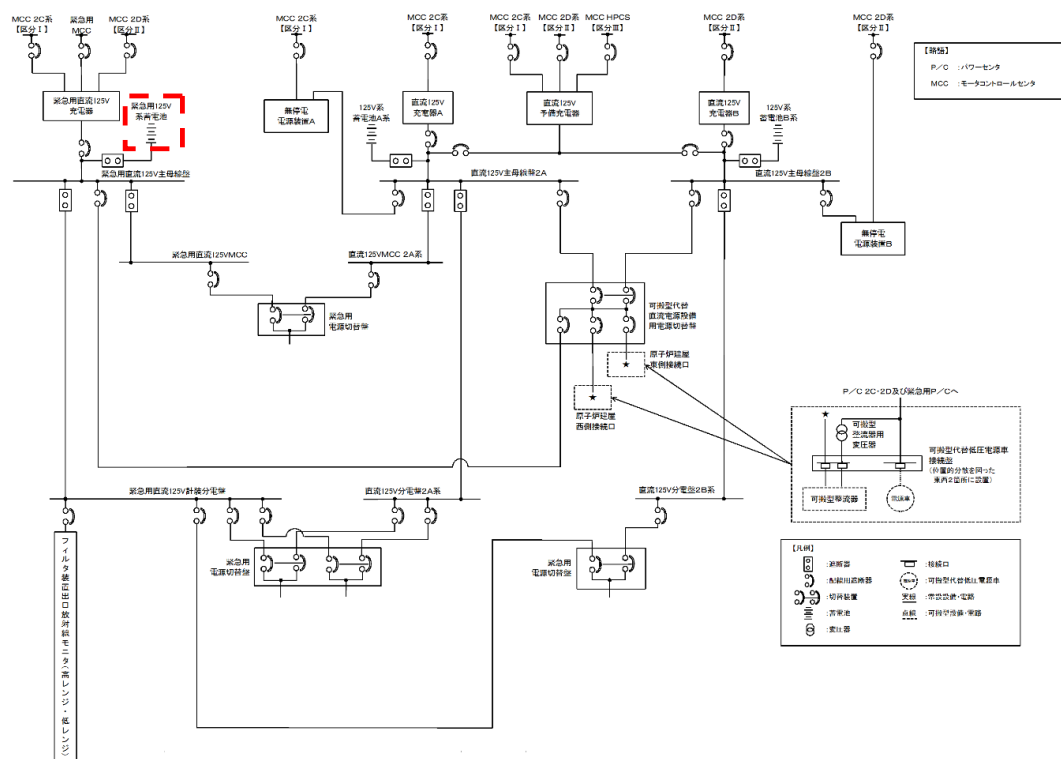
	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 0.1kW	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	約 25kW	
14	スクラバ水 pH	約 21kW	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 0.2kW	
合計		約 95kW ^{※1}	

※1 可搬型代替交流電源設備の設備容量は、高圧発電機車 3 台分の 1,200kW (1,500kVA) とし、負荷容量約 95kW に対して必要十分な容量とする。

・設備の相違
フィルタベント構成設備の相違。島根2号炉は自主設備も含めて電源供給する設備を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲</p> <p>常設代替直流電源設備により、<u>フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> に給電が可能である。</p> <p><u>第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁, 第二弁バイパス弁, 移送ポンプ, 排水ポンプ, フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水pH計</u>については交流機器であり、常設代替直流電源設備から給電はできない。</p> <p>なお、<u>移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計</u>については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、<u>フィルタ装置スクラビング水pH計</u>については、系統待機時に使用すること、<u>第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側), 第二弁及び第二弁バイパス弁</u>については、<u>遠隔人力操作機構</u>が付いており、手動での開閉操作が可能である。</p> <p>電源給電範囲を第5図に、負荷一覧を第3表に示す。</p>	<p>c. 常設代替直流電源設備による電源給電範囲</p> <p>常設代替直流電源設備により、<u>フィルタ装置周り計装設備及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</u> に給電が可能である。</p> <p><u>ベント弁 (第1弁: MV217-4, 第1弁: MV271-5, 第2弁: MV217-18, 第2弁: MV217-23, 第3弁: MV226-13), ドレン移送ポンプ, 格納槽排水ポンプ, ベントフィルタ1次ドレン弁, 循環ライン止め弁, ドレン移送ライン連絡弁, 薬液貯蔵タンク出口弁, 第1ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水pH</u>については交流機器であり、常設代替直流電源設備から給電はできない。</p> <p>なお、<u>ドレン移送ポンプ, 排水ポンプ及び第1ベントフィルタ出口水素濃度</u>については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、<u>スクラバ水pH</u>については、系統待機時及び事故収束時に使用すること、<u>ベント弁 (第1弁: MV217-4, 第1弁: MV271-5, 第2弁: MV217-18, 第2弁: MV217-23, 第3弁: MV226-13)</u>については、<u>遠隔手動弁操作機構</u>が付いており、手動での開閉操作が可能である。</p> <p>電源給電範囲を図5に、負荷一覧を表3に示す。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第5図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

島根原子力発電所 2号炉

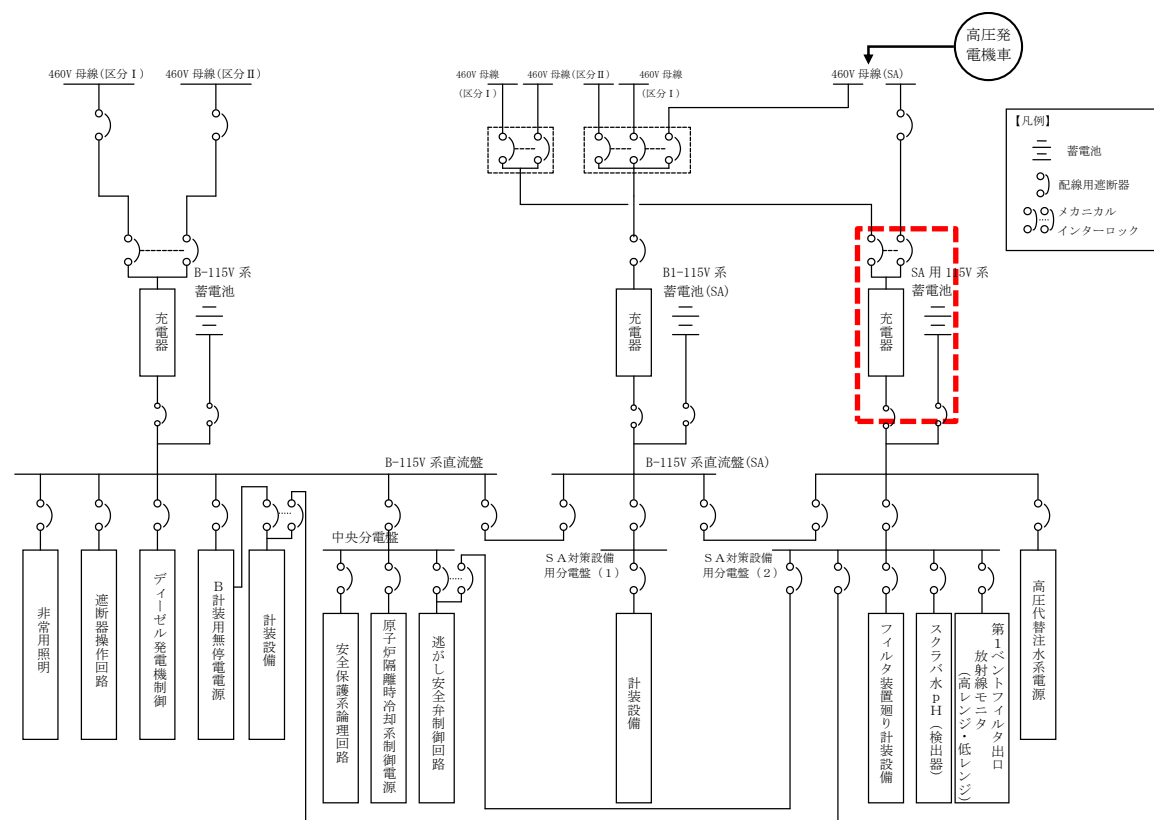


図5 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

備考

- ・設備の相違
- 電源構成の相違

第3表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウエル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	—	
合計		約 6A	182.4Ah ^{※1}

※1 24時間使用した場合の容量

常設代替直流電源設備の設備容量は 6,000Ah とし、負荷容量 182.4Ah に対して必要十分な容量とする。

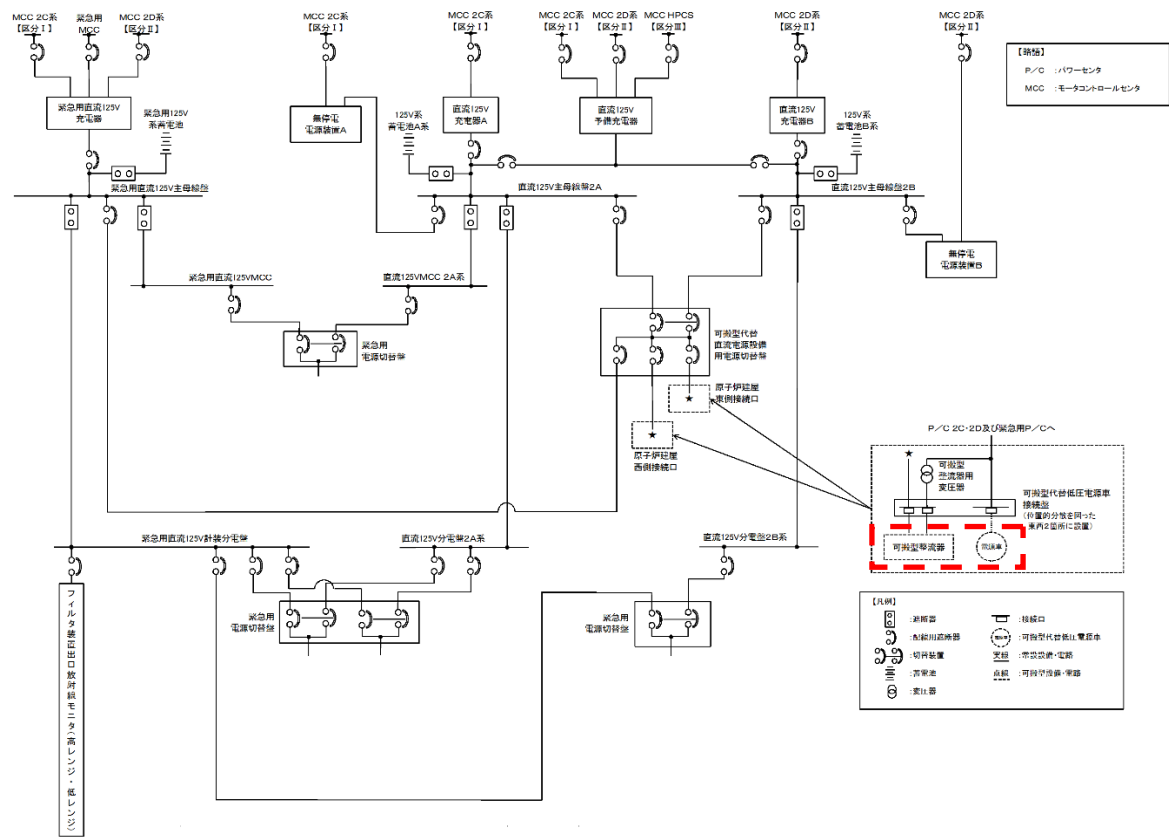
表3 常設代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	—	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	—	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	—	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	—	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	—	
6	ドレン移送ポンプ	—	
7	格納槽排水ポンプ	—	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	—	
9	循環ライン止め弁	—	
10	ドレン移送ライン連絡弁	—	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	—	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約 1A	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	—	
14	スクラバ水 pH	—	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約 2A	
合計		約 3A	約 90Ah ^{※1}

※1 24時間使用した場合の容量

常設代替直流電源設備の設備容量は 1,500Ah とし、負荷容量 90Ah に対して必要十分な容量とする。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲</u></p> <p><u>可搬型代替直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。</u></p> <p><u>第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁、移送ポンプ、排水ポンプ、フィルタ装置入口水素濃度計及びフィルタ装置スクラビング水pH計については交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。</u></p> <p><u>なお、移送ポンプ及び排水ポンプ及びフィルタ装置入口水素濃度計については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、フィルタ装置スクラビング水pH計については、系統待機時に使用すること、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁については、遠隔人力操作機構が付いており、手動での開閉操作が可能である。</u></p> <p><u>電源給電範囲を第6図に、負荷一覧を第4表に示す。</u></p>	<p>d. <u>可搬型直流電源設備による電源給電範囲</u></p> <p><u>可搬型直流電源設備により、フィルタ装置周り計装設備及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）に給電が可能である。</u></p> <p><u>ベント弁（第1弁：MV217-4、第1弁：MV271-5、第2弁：MV217-18、第2弁：MV217-23、第3弁：MV226-13）、ドレン移送ポンプ、格納槽排水ポンプ、ベントフィルタ1次ドレン弁、循環ライン止め弁、ドレン移送ライン連絡弁、葉液貯蔵タンク出口弁、第1ベントフィルタ出口水素濃度及びスクラバ水pHについては交流機器であり、可搬型代替直流電源設備から給電はできない。</u></p> <p><u>なお、ドレン移送ポンプ、排水ポンプ及び第1ベントフィルタ出口水素濃度については、使用時期は事故収束時となり、時間的余裕があることから、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が十分可能である。また、スクラバ水pHについては、系統待機時及び事故収束時に使用すること、ベント弁（第1弁：MV217-4、第1弁：MV271-5、第2弁：MV217-18、第2弁：MV217-23、第3弁：MV226-13）については、遠隔手動弁操作機構が付いており、手動での開閉操作が可能である。</u></p> <p><u>電源給電範囲を図6に、負荷一覧を表4に示す。</u></p>	



第6図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

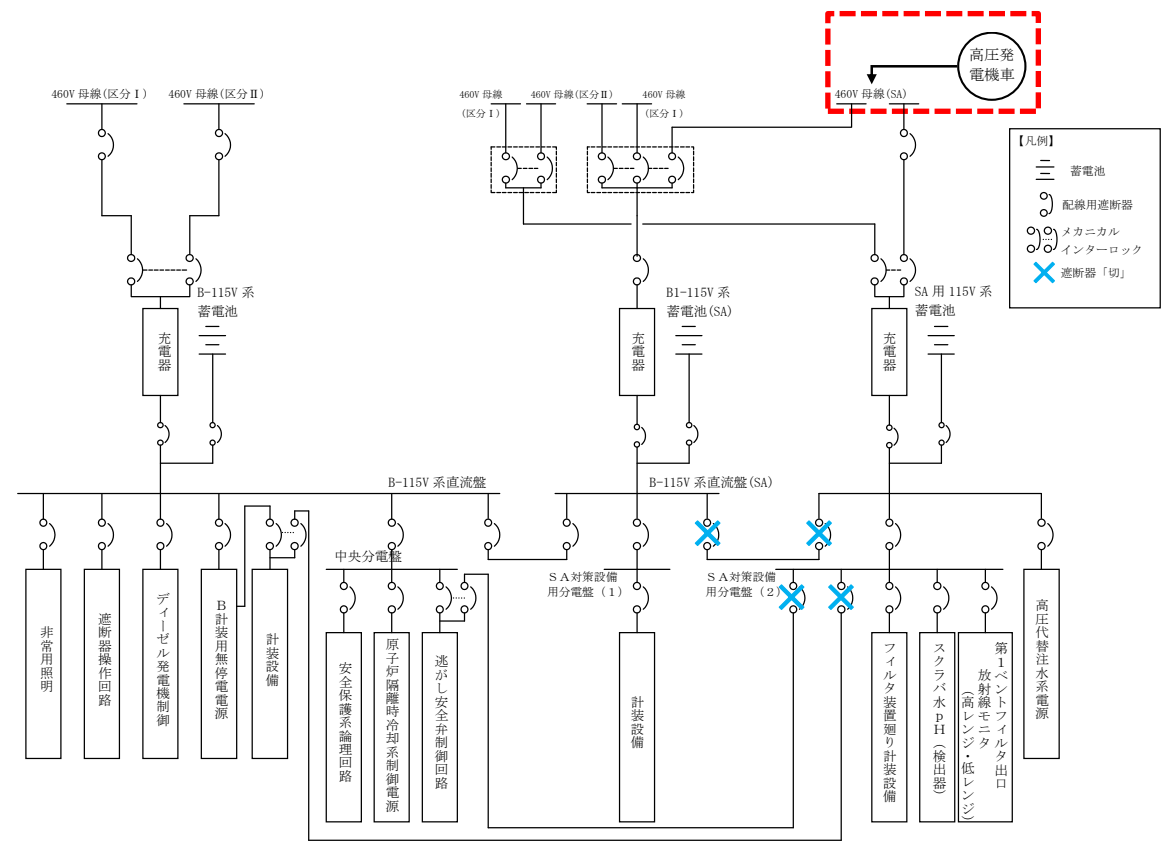


図6 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

・設備の相違
電源構成の相違

第4表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (直流 (A))	備考
1	第一弁 (サプレッション・チェンバ側)	—	
2	第一弁 (ドライウェル側)	—	
3	第二弁	—	
4	第二弁バイパス弁	—	
5	移送ポンプ	—	
6	排水ポンプ	—	
7	フィルタ装置周り計装設備	3A	
8	フィルタ装置入口水素濃度計	—	
9	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	3A	
10	フィルタ装置スクラビング水 pH計	—	
合 計		6A ^{※1}	

※1 可搬型代替直流電源設備の設備容量は、可搬型整流器4台分の400Aとし、負荷容量6Aに対して必要十分な容量とする。

表4 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	—	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	—	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	—	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	—	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	—	
6	ドレン移送ポンプ	—	
7	格納槽排水ポンプ	—	
8	ベントフィルタ1次ドレン弁	—	
9	循環ライン止め弁	—	
10	ドレン移送ライン連絡弁	—	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	—	
12	フィルタ装置廻り計装設備	約1A	
13	第1ベントフィルタ出口水素濃度	—	
14	スクラバ水 pH	—	サンプリングポンプ含む
15	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	約2A	
合 計		約3A	約90Ah ^{※1}

※1 可搬型直流電源設備の設備容量は、常設充電器の定格出力200Aとし、負荷容量3Aに対して必要十分な容量とする。

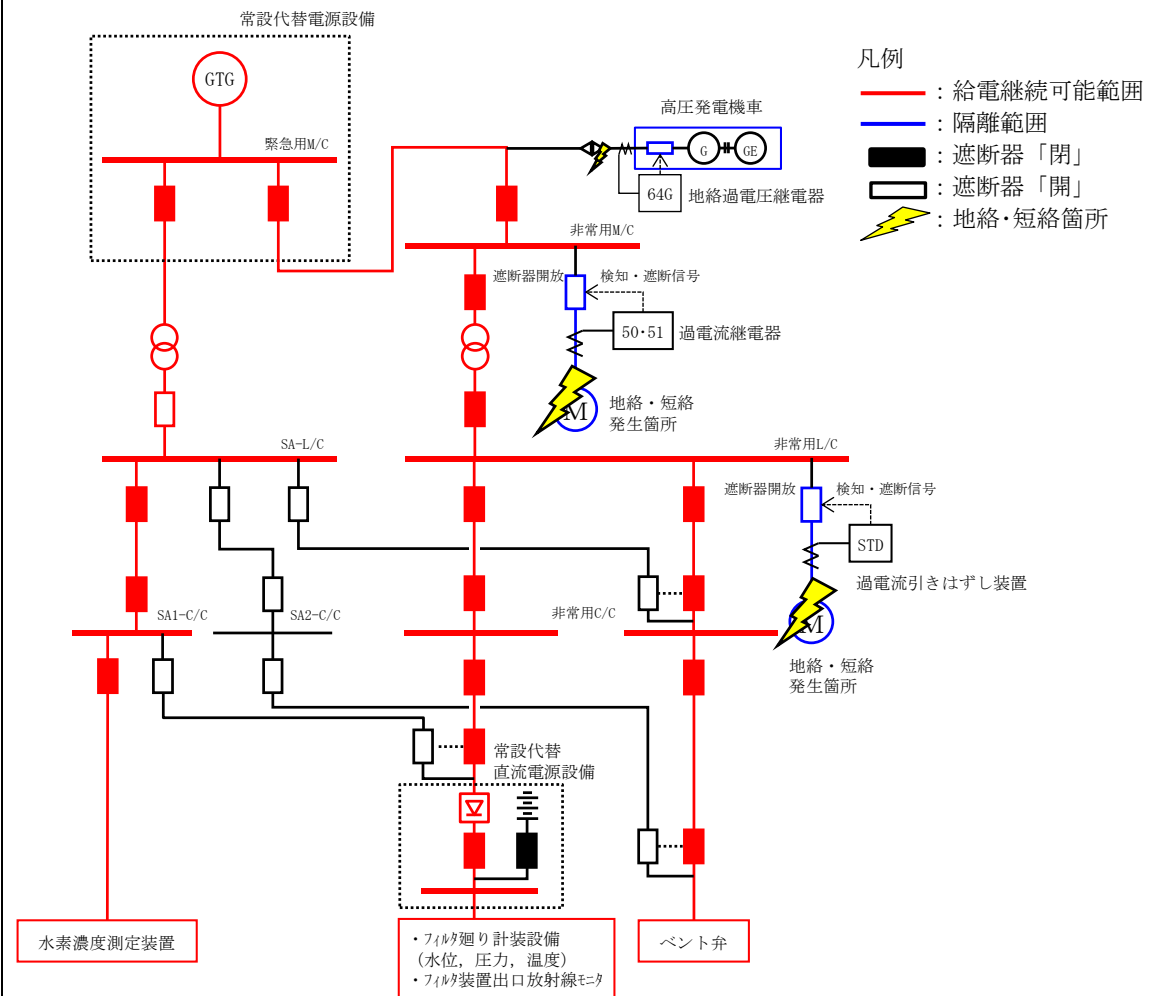
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルート</u>については、想定される重大事故等が発生した場合においても、<u>保管場所から使用場所まで複数のアクセスルート</u>を確保する設計とする。</p> <p><u>常設設備との接続部についても、原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口を設置していることから、共通要因により接続不可とならない設計としている。</u></p>	<p>(3) 可搬型代替電源設備のアクセス性について</p> <p>可搬型代替電源設備である高圧発電機車のアクセスルートについては、想定される重大事故等が発生した場合においても、<u>保管場所から使用箇所まで1つの独立したルート</u>を確保している。</p> <p><u>高圧発電機車については、1ルートが使用できない場合においても、もう一方の保管場所に配置している高圧発電機車を使用し、別ルートにより使用箇所までアクセスを可能とする。</u></p> <p><u>常設設備との接続部についても、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋西側並びに南側の異なる場所に分散配置している。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 東二は可搬型直流電源設備と兼用していることを明記している ・設備の相違 島根2号炉は可搬型直流電源設備として常設蓄電池を使用する ・運用の相違 島根2号炉は複数の保管場所毎にアクセスルートを確保している

(4) 電気設備の地絡・短絡対策

電気設備には、ベントに必要な隔離弁及び計測設備とは別の負荷にて地絡又は短絡が発生した場合にも、その影響がベントに必要な隔離弁及び計測設備へ波及しないように保護継電器を設け、地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。

高压発電機車を使用している場合に、短絡・地絡や過負荷による過電流が発生した時は、高压発電機車に設置している地絡過電圧継電器により検知・遮断する設計としている。

保護継電器は、接続先である所内電気設備と保護協調を図った設計としている。



電気設備における
事故点隔離の流れ

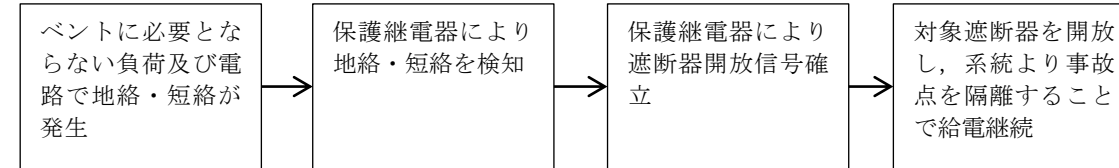


図7 電源設備の地絡、短絡対策

・記載表現の相違
高压発電機車を使用した場合の、地絡・短絡対策についての設計を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>(5) 常設設備との接続部の浸水対策について</u></p> <p><u>発電所は防波壁等を設置することで、基準津波に対して防護されており、基準津波が敷地に遡上して、高圧発電機車の保管場所及び接続口が浸水することはない。</u></p> <p><u>なお、接続口は屋外盤に収納されており、ケーブル接続時も接続口へ雨水等の被水はない設計としている。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載表現の相違 高圧発電機車の接続口について浸水対策を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 9</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する<u>場合</u>、<u>エアロゾルの除去性能に影響を与える可能性のある因子</u>として、以下の点を考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>エアロゾルの再浮遊</u> ・<u>フィルタの閉塞</u> <p><u>それぞれの因子について、影響評価を実施する。</u></p> <p>(1) <u>エアロゾルの再浮遊</u></p> <p>a. <u>ベンチュリスクラバ</u></p> <p>(a) 想定する状態</p> <p><u>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。スクラビング水の水面近傍には、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。</u></p> <p>(b) 影響評価</p> <p><u>ベンチュリスクラバの後段には、金属フィルタが備えられており、この金属フィルタには、</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p><u>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。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 36</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する際、<u>粒子状放射性物質(エアロゾル)の除去に影響を与える可能性のある因子</u>として以下の点を考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>粒子状放射性物質(エアロゾル)の再浮遊</u> ・<u>フィルタの閉塞</u> <p>(1) <u>粒子状放射性物質(エアロゾル)の再浮遊</u></p> <p>a. <u>ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊</u></p> <p>(a) 想定する状態</p> <p><u>ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、ベンチュリスクラバ内のエアロゾル濃度は徐々に上昇する。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置(スクラバ容器)下流側に放出されることが考えられる。</u></p> <p>(b) 影響評価</p> <p>フィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバの後段に金属フィルタが設置されている。この金属フィルタには、ベンチュリスクラバからの液滴を除去するための機構(プレフィルタ、湿分離機構)及びドレンをベンチュリスクラバ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液滴はメインフィルタに到達する前に除去される。また、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、これはメインフィルタにて捕集される。</p> <p>以上のとおり、<u>フィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバでのエアロゾルの再浮遊に対して考慮した設計としている。</u></p> <p><u>なお、JAVA 試験では、液滴が発生しやすいガス流速が大きい場合について試験を行っており、エアロゾルの除去係数が低下しないことを確認している。ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数を図1に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

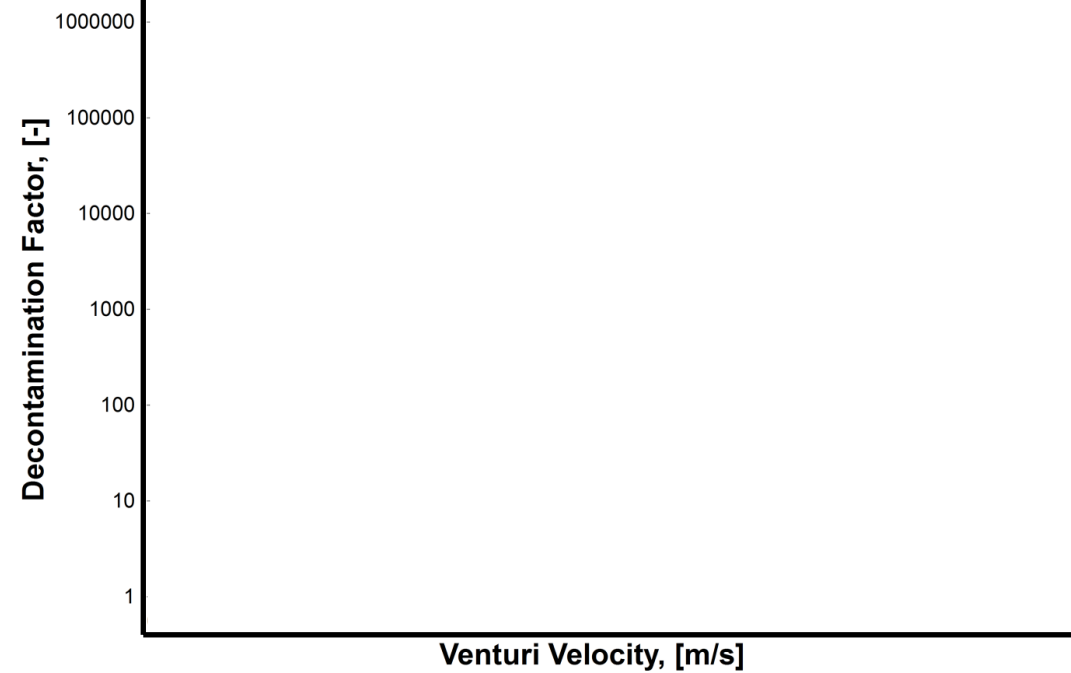


図1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、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、この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の とする。(別紙46第4表)

b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による金属フィルタの上昇温度を、エアロゾルが再浮遊に至る温度と比較することで、この影響について確認した。以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

① 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

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

・記載方針の相違

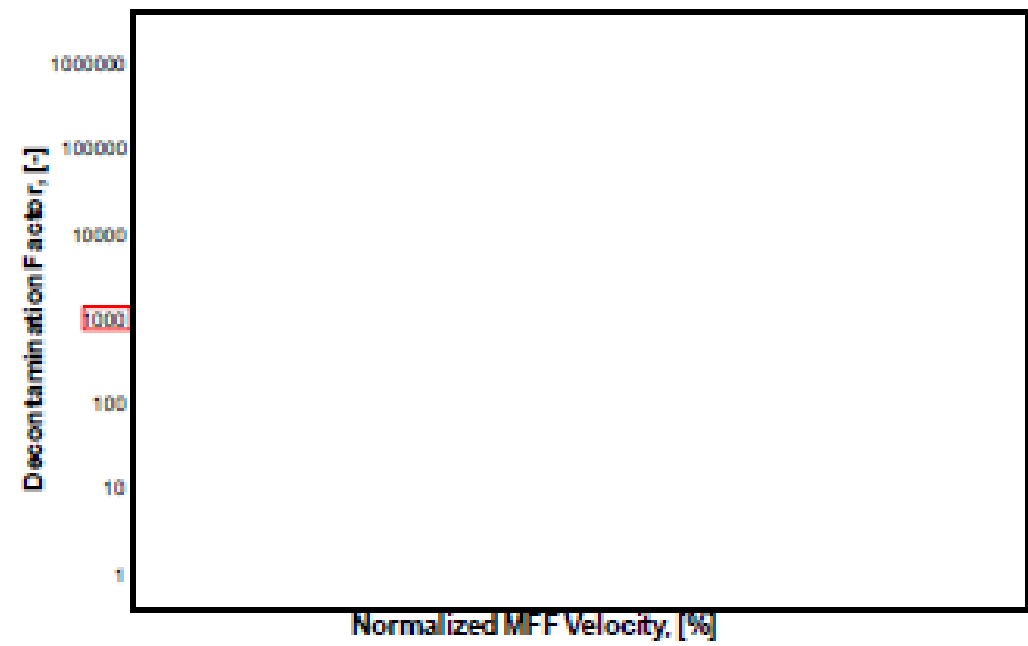
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(ii) 蒸気割合</p> <p>保守的に評価するため、冷却源となる蒸気量が最も小さくなるような条件として格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とした場合を想定し、蒸気量はスクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量とし、圧力、温度条件はベント後長期間を経た後と想定し、大気圧及びその飽和温度とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = 2.256E+6 J/kg 比熱 (100°C飽和蒸気) = 2,077 J/kg°C <p>(iii) 評価結果</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>ここで、金属フィルタの上昇温度は流入するエアロゾルの崩壊熱量(フィルタ装置内の発熱量)に関わらず、金属フィルタへのエアロゾル移行割合で一義的に決まり、ベント後長期間を経た後を想定した蒸気条件を使用すると、以下の評価結果となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 上昇温度 ≒ <input type="text"/> <p>したがって、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度(参考: CsOHの融点: 272.3°C)に対し十分低く抑えることができる。</p>	<p>② 冷却ガス条件</p> <p>a. ベント後短期</p> <p>金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、膨大な流量のベントガスによって冷却される。</p> <p>b. ベント後長期</p> <p>ベントガス流量が低下するベント後長期においては、原子炉格納容器を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。</p> <p>c. ベント停止後</p> <p>ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。</p> <p>したがって、冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定するため、スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず、系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期間を想定して大気圧及びその飽和温度とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 窒素ガス流量 = 100 Nm³/h 窒素ガス比熱 = 1040 J/kg・°C 窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm³ <p>② 評価結果</p> <p>金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に金属フィルタの上昇温度を評価する。金属フィルタ内で発生する崩壊熱の全量 <input type="text"/> が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて金属フィルタの上昇温度を評価した。</p> $\text{上昇温度(°C)} = \frac{\text{金属フィルタ内の発熱量(W)}}{\text{比熱(J/kg°C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3\text{)}}$ <ul style="list-style-type: none"> 上昇温度 ≒ <input type="text"/> °C <p>したがって、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度 <input type="text"/> に対して十分に低く抑えることができる。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、最も保守的な条件を検討し、冷却ガスが窒素ガスのみの場合について評価している</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、最も保守的な条件を検討し、冷却ガスが窒素ガスのみの場合について評価している</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 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、<u>溶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、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フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。</u></p> <p>また、<u>金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</u></p> <p>b. 影響評価</p> <p>(a) ベンチュリノズル</p> <p>ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの<u>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。</u></p> <p>(b) 金属フィルタ (エアロゾルによる閉塞)</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集さ</p>	<p>なお、<u>長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。(参考1)</u></p> <p>(2) フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>(a) <u>ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部を閉塞することが考えられる。</u></p> <p>(b) <u>金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する可能性がある。これらのエアロゾルが金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。</u></p> <p>(c) <u>金属フィルタにおける液滴による閉塞</u></p> <p>金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、 液滴を分離しているが、低流速では慣性力による衝突により液滴を分離する機能が低下することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>(a) <u>ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>ベンチュリノズルにおける狭隘部は であり、これに対して流入するエアロゾルの粒径は と極めて小さい。ベンチュリノズルにおける狭隘部を通過するガス流速も高速であることから、閉塞が発生することはない。また、<u>機械的破損によって生じる断熱材の破片等を含む 以上の粒径については速やかに格納容器内に落下するため、フィルタ装置へ流入することはない。</u></p> <p>(b) <u>金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>フィルタ装置 (スクラバ容器) において、<u>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエア</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(i) 金属フィルタの許容負荷量 金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は [] まで許容されることが確認されている。</p> <p>(ii) エアロゾル量 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・プール水でのスクラビング効果がないドライウェルベント時の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38kgとなる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kgに設定している。(別紙2) このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙46第4表)と、設計エアロゾル重量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kgとなる。</p> <p>(iii) 評価結果 金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は4kgとなることから、金属フィルタの負荷は [] となる。 これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。</p> <p>(c) 金属フィルタ(液滴による閉塞) 金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴(湿分)は、 [] 低流速では、 [] 機能の低下が懸念されるものの、 JAVA試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [] においても低下しないと考えられる。 ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第1図のとおりベントフィルタ(ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ)の除去性能が確保されている。 ② []</p>	<p>ロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量と金属フィルタの設計負荷量を比較し、閉塞が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>① 金属フィルタの設計負荷量 金属フィルタは、エアロゾルを供給した場合、 [] g/m²まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり、 [] g/m²まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることがFramatome社(旧AREVA社)により検証されている。</p> <p>② エアロゾル量 格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に300kgとし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 [] を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は [] となる。</p> <p>③ 評価結果 []</p> <p>(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞 JAVA試験による金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図2に示す。金属フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [] においても低下していない。</p>	

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

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



第1図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた除去係数

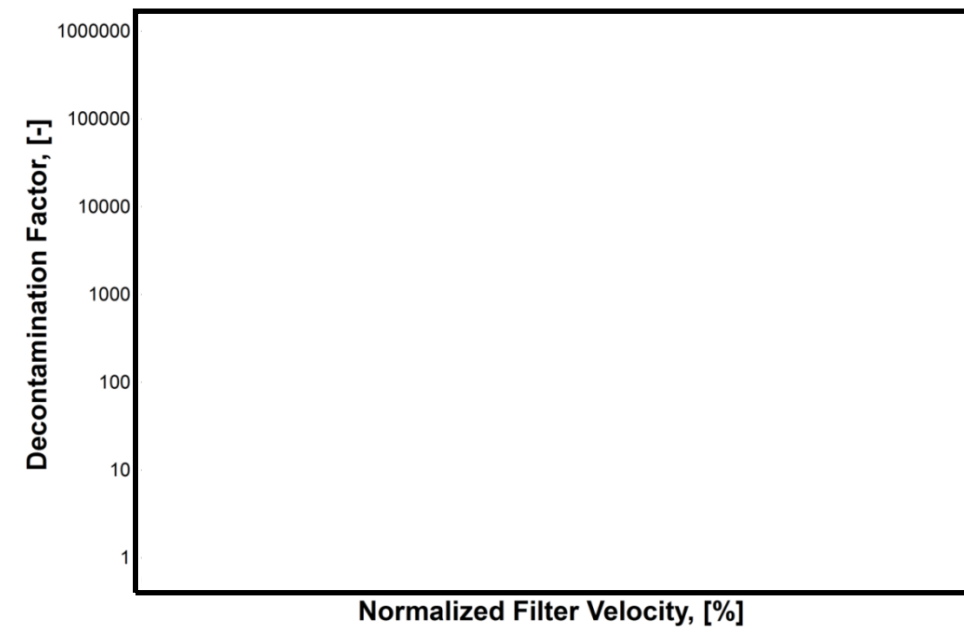


図2 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考1) <u>ベント停止後の金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊について</u></p> <p>フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。このため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。</p> <p>フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>(1) 金属フィルタの発熱量</p> <p>有効性評価シナリオ（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失, D/Wベント）における金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 [] となる。</p> <p>ベンチュリスクラバのDF100以上を考慮し、ベンチュリスクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は [] となる。</p> <p>そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、 [] に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な [] kW に設定する。</p> <p>また、崩壊熱は保守的に全量がメインフィルタのみから発熱するものとする。</p> <p>(2) 解析モデル</p> <p>解析モデルを図1に示す。解析モデルは2次元モデルとし、対称性を考慮して金属フィルタ部半分をモデル化範囲とした。解析モデルは金属フィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、スクラビング水が無い状況（流体は空気）を想定し、スクラバ容器内の初期温度60℃、周囲雰囲気温度60℃(一定)の温度条件とした。</p> <p>なお、発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に熱が逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう、湿分分離機構はモデル化していない。</p> <p>メインフィルタ及びプレフィルタはステンレス製メッシュであり、本解析ではステンレスの体積比率 [] %として密度、比熱、熱伝導率を設定した。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

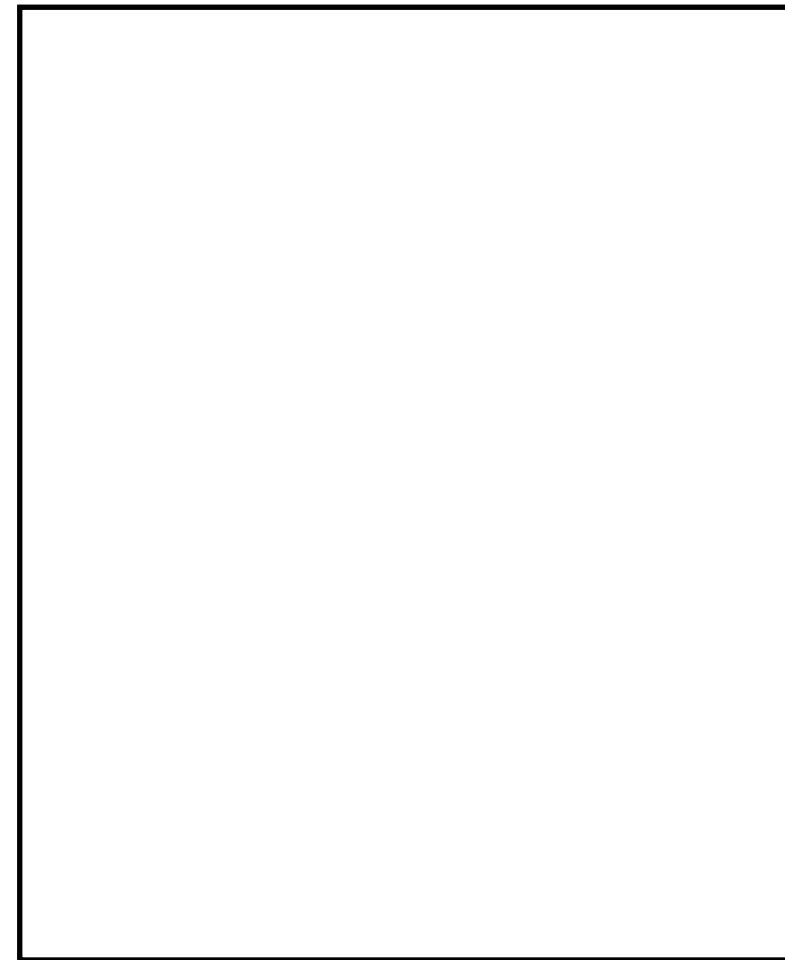


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

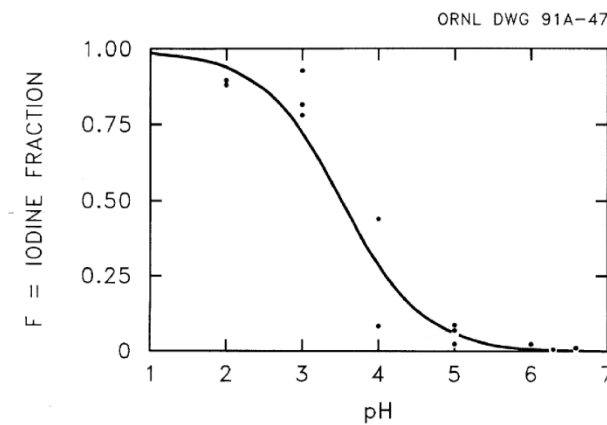
表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

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

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2. 解析結果</p> <p>金属フィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源としたメインフィルタの最大温度は <input type="text"/> °Cとなった。</p> <div data-bbox="1507 369 2258 1136" style="border: 1px solid black; height: 365px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 温度分布解析結果</p> <p>フィルタ装置使用時に格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムの融点は約 272°Cである。このため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が <input type="text"/> kW の場合、金属フィルタのメインフィルタ部の温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊する可能性は低いと考えられる。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考2) <u>ベンチュリノズルの脱落防止対策について</u></p> <p>ベンチュリノズルは、図1に示す通り、取付ボルトにより接続されている。ベント中は、ベンチュリノズルからベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりベンチュリノズルの取付ボルトが緩む恐れがある。取付ボルトが緩み、ベンチュリノズルが脱落してしまった場合、ベンチュリスクラバの除去効率が低下すると考えられる。</p> <p>そこで、図2に示す通り、ベンチュリノズルの取付ボルトに舌付き座金を施し、フィルタ装置使用時のベンチュリノズルの取付ボルトの緩みを防止することとする。</p> <div data-bbox="1433 562 2285 1035" style="border: 1px solid black; height: 225px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ベンチュリノズル構造図</p> <div data-bbox="1501 1108 2282 1724" style="border: 1px solid black; height: 293px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図2 舌付き座金の取付け状態</p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 10</p> <p>ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する<u>場合、ベンチュリスクラバの無機よう素除去性能に影響を与える可能性のある因子として、以下の点を考慮する必要がある。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>無機よう素の再揮発</u> ・<u>薬剤の容量不足</u> <p>それぞれの因子について、影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>無機よう素の再揮発</u></p> <p>a. <u>想定する状態</u></p> <p>気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。</p> <p>b. <u>影響評価</u></p> <p>無機よう素の除去係数の温度依存性については、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている (参考図書 1)。</p> <p>NUREG/CR-5732 <u>によれば、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は 2 つの効果が組み合わさって影響を受けることとなる。</u></p> <p>① 液相中における無機よう素 (I₂) とよう素イオン (I⁻) の平衡</p> <p>放射線環境下において、液相中における無機よう素とよう素イオンの存在比は以下のように表される。</p> $F = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]}$ <p><u>[I₂]と[I⁻]は、無機よう素とよう素イオンの濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存する。第1図にpHに対する平衡の関係を示す。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 37</p> <p>ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発・薬剤の容量不足について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する際、<u>ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ガス状放射性よう素の再揮発</u> ・<u>薬剤の容量不足</u> <p>それぞれの因子について、影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>ガス状放射性よう素の再揮発</u></p> <p>a. <u>ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の再揮発</u></p> <p>(a) <u>想定する状態</u></p> <p>気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中へ再揮発することが考えられる。</p> <p>(b) <u>影響評価</u></p> <p><u>ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去係数の温度依存性について、NUREG/CR-5732 に類似の影響評価に関する知見が得られている (参考図書 1)。</u></p> <p>NUREG/CR-5732 <u>によると、格納容器内のよう素の化学形態について、気相中のよう素と液相中のよう素の挙動は以下の 2 つの効果が組み合わさったものであることが知られている。</u></p> <p>①液相中における無機よう素 (I₂) とよう化物イオン (I⁻) の平衡</p> <p>放射線環境下において、液相中の無機よう素 <u>(I₂)</u> とよう化物イオン <u>(I⁻)</u> の存在比は以下のように表される。</p> $F(pH) = \text{equilibrium fraction} = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]} \dots (1)$ <p><u>(1) 式の[I₂]及び[I⁻]は無機よう素 (I₂) 及びよう化物イオン (I⁻) の濃度を表す。この平衡反応はpHに強く依存し、pHに対して図1の関係を持つ。</u></p>	



第1図 液相中における I₂ と I⁻ の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中の無機よう素 (I₂ (aq)) と気相中の無機よう素 (I₂ (g)) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]}{[I_2(g)]}$$

[I₂ (aq)] 及び [I₂ (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad T: \text{絶対温度}$$

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、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水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、①の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、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

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。

JAVA 試験で得られた無機よう素除去性能試験の結果を第1表に、温度に対する無機よう素除去性能の関係を第2図に示す。

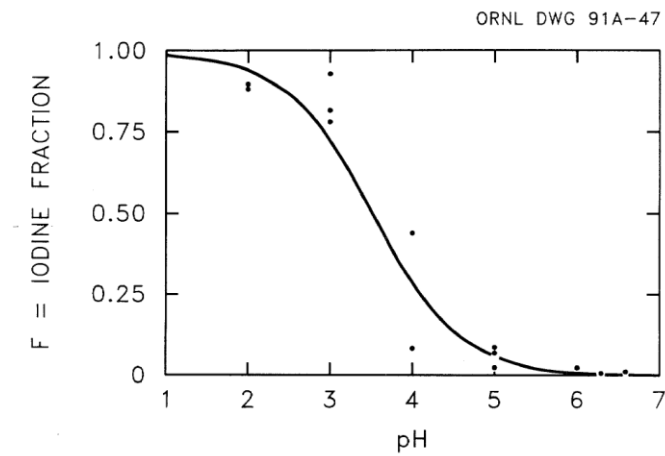


図1 液相中における I₂ と I⁻ の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I₂) の平衡

液相中における無機よう素 (I₂(aq)) と気相中における無機よう素 (I₂(g)) の存在比は以下のように表される。

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

(2) 式の P は気液分配係数、[I₂(aq)] 及び [I₂(g)] は液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

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

(3) 式での T は絶対温度 [K] である。

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

ベンチュリスクラバでの気液界面における無機よう素の平衡についても、②の温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える (以下、「気液分配係数の影響」という。) 関係にあるものの、アルカリ性環境下では、①よりスクラビング水中に存在する無機よう素 (I₂) が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。

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

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

第1表 JAVA試験結果(無機よう素除去性能試験結果)

表1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果



第2図 温度に対する無機よう素除去性能

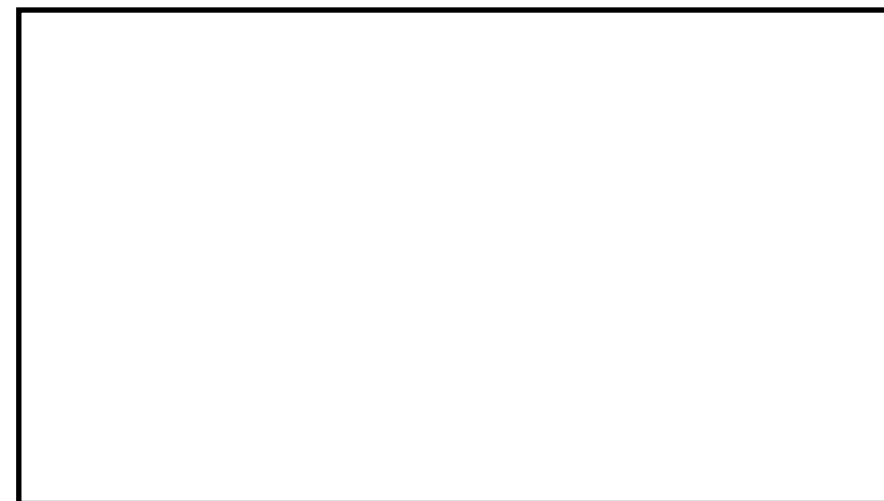


図2 無機よう素の除去係数と温度の関係(図中の数値はpH)

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤()との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤()との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。 ・・・(1)</p> <p>b. 影響評価 スクラビング水に含まれるの量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) スクラビング水の薬剤の保有量 スクラビング水に含まれるの割合は待機時下限水位に対してであるため、となりの量はとなる。</p> <p>(b) 無機よう素の流入量 ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。 ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。 ・格納容器への放出割合 NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。 ・格納容器に放出されるよう素の元素割合 Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol） の量はとなる。</p> <p>(c) 評価結果 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の反応に必要なの量はとなる。スクラビング水に含まれるの量はであることから、が容量不足となることはない。</p> <p>(3) 薬剤の管理について は化学的に安定しており、系統待機中において、変質することはないことから、PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、の濃度がであることを施設定期検査ごとに確認する。 また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。</p>	<p>よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。 ・・・(1)</p> <p>b. 影響評価 スクラビング水に含まれるの量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) スクラビング水の薬剤の保有量 スクラビング水に含まれるの割合は、<u>ベント運転時の上限水位</u>に対してであるため、となりの量はとなる。</p> <p>(b) 無機よう素の流入量 ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。 ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根2号炉の熱出力（2,436MW）を考慮して算出した結果、約18.1kgとする。 ・格納容器への放出割合 NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする（参考図書2）。 ・格納容器に放出されるよう素の元素割合 Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする（参考図書3）。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol） の量はとなる。</p> <p>(c) 評価結果 ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の反応に必要なの量はとなる。スクラビング水に含まれるの量はであることから、が容量不足となることはない。</p> <p>(3) 薬剤の管理について は化学的に安定しており、系統待機中において、変質することはないことから、PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、の濃度がであることを施設定期検査ごとに確認する。 また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。</p>	<p>備考</p> <p>・設計方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995 Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors” <p>(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について</p> <p>有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4%を仮定している。</p> <p>格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。</p> <p>a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <p>WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書1)。</p> <p>一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている (参考図書2)。</p> <p>WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <table border="1" data-bbox="184 1413 1264 1598"> <thead> <tr> <th>有機よう素</th> <th>WASH-1233</th> <th>NUREG-0772</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非放射線場</td> <td>1%未満</td> <td>0.01%未満</td> </tr> <tr> <td>放射線場</td> <td>2.2%未満</td> <td>0.02%未満</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2%未満</td> <td>0.03%未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233 で示される3.2% (合計) に基づき決定している。しかし、WASH-1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。</p>	有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772	非放射線場	1%未満	0.01%未満	放射線場	2.2%未満	0.02%未満	合計	3.2%未満	0.03%未満	<p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995 Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors” <p>(参考1) Regulatory Guide 1.195の適用について</p> <p>有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4%を仮定している (参考図書1)。</p> <p>格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。</p> <p>a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <p>WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I₂, HI, I) から有機よう素 (CH₃I) への転換に関して、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書2)。</p> <p>一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている (参考図書3)。</p> <p>WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <table border="1" data-bbox="1433 1413 2282 1598"> <thead> <tr> <th>有機よう素</th> <th>WASH-1233</th> <th>NUREG-0772</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非放射線場</td> <td>1%未満</td> <td>0.01%未満</td> </tr> <tr> <td>放射線場</td> <td>2.2%未満</td> <td>0.02%未満</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2%未満</td> <td>0.03%未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233で示される3.2% (合計) に基づき決定している (参考図書4) 。しかし、WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。</p>	有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772	非放射線場	1%未満	0.01%未満	放射線場	2.2%未満	0.02%未満	合計	3.2%未満	0.03%未満	
有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772																								
非放射線場	1%未満	0.01%未満																								
放射線場	2.2%未満	0.02%未満																								
合計	3.2%未満	0.03%未満																								
有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772																								
非放射線場	1%未満	0.01%未満																								
放射線場	2.2%未満	0.02%未満																								
合計	3.2%未満	0.03%未満																								

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している。pH調整が実施されている場合の結果を第3表に、pH調整が実施されていない場合の結果を第4表に示す。BWRプラント(Grand Gulf, Peach Bottom)では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している(参考図書5)。pH調整が実施されている場合の結果を表2に、pH調整が実施されていない場合の結果を表3に示す。BWRプラント(Grand Gulf, Peach Bottom)では、重大事故時において、pH調整の実施の有無に限らず、有機よう素の生成割合は1%以下となっている。

第3表 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	Γ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004

表2 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

第4表 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (l)	Γ (l)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07

表3 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〈参考図書〉</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors" 2. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents" 	<p>〈参考図書〉</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" 2. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors" 3. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents" 4. NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants" Feb. 1995 5. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents 	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 11</p> <p>よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する<u>場合，よう素除去部の性能に影響を与える可能性のある因子として，以下の点を考慮する必要がある。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発</u> ・<u>吸着材の容量減少</u> ・<u>吸着材の変質</u> <p>それぞれの因子について，影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>よう素の再揮発</u></p> <p>a. <u>想定する状態</u></p> <p><u>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。よう素除去部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。</u></p> <p>b. <u>影響評価</u></p> <p><u>水素によるよう素の再揮発は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（参考図書1）。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。</u></p> <p><u>また，よう素除去部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，この冷却条件における上昇温度を評価する。</u></p> <p>(a) <u>よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量</u></p> <p><u>よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量</u> <p><u>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果，とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器への放出割合</u> <p><u>NUREG-1465に基づき，格納容器へのよう素の放出割合を61%とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>格納容器に放出されるよう素の元素割合</u> 	<p style="text-align: right;">別紙 38</p> <p><u>銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について</u></p> <p>フィルタ装置を継続使用する際，<u>ガス状放射性よう素の除去に影響を与える可能性のある因子として以下の点を考慮する必要がある。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ガス状放射性よう素の再揮発</u> ・<u>銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</u> ・<u>吸着剤の変質</u> <p>それぞれの因子について，影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発</u></p> <p>a. <u>想定する状態</u></p> <p><u>ゼオライトからのよう素の脱離反応は，400℃以上の高温状態において，数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。炉心損傷後のベント時には，水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し，銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合，捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。</u></p> <p>b. <u>影響評価</u></p> <p><u>ガス状放射性よう素の発熱による銀ゼオライトフィルタの上昇温度を，捕集したガス状放射性よう素が再揮発に至る温度（400℃）と比較することで，この影響について確認した。</u></p> <p><u>以下に評価に用いた条件とその結果を示す。</u></p> <p>(a) <u>銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合</u></p> <p><u>NUREG-1465に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を61%，Regulatory Guide 1.195に基づき，有機よう素生成割合を4%，無機よう素生成割合を91%とする（参考図書1，2）。また，フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分の無機よう素が捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合は，フィルタ装置に移行する総量のとする。</u></p>	

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

・格納容器内の除去係数 (無機よう素)

格納容器内の沈着やスプレイ、サブプレッション・プール水でのスクラビング効果によっては、保守的に除去されないものとして評価する。

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去性能 (DF=100) を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、よう素除去部の有機よう素の除去性能はDF=50 であるが、有機よう素全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。ことによりよう素除去部での発熱量を保守的に評価する。よう素除去部での発熱量を第1表に示す。

第1表 よう素除去部での発熱量 (単位:W)

	原子炉停止後時間	
	19hr	168hr
有機よう素+無機よう素の発熱量		

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

ベント終了までは蒸気による冷却となるため、以下の①、②のケースを想定し、その時点の減衰を考慮する。窒素による冷却については②を想定し、その時点の減衰を考慮する。

- ① 原子炉停止後 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間)
- ② 原子炉停止後 168 時間 (事象発生 7 日後)

保守的に評価するため、冷却能力が低い条件として、可搬型窒素供給装置による窒素流量のみを冷却ガス条件とし、圧力、温度条件は大気圧及び常温付近の 27°C (300K) とする。

ここで、銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については、可搬式窒素供給装置により窒素を供給する場合として事象発生 7 日後を想定し、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約 7 MW に対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した。

(b) 冷却ガス条件

(i) ベント後短期

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

(ii) ベント後長期

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

(iii) ベント停止後

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p> \cdot窒素流量 = $200 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ \cdot窒素比熱 = $1,040 \text{ J/kg} \cdot \text{C}$ \cdot窒素密度 = $1.25 \text{ kg/m}^3 [\text{N}]$ </p> <p>また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。</p> <p> \cdot蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = $2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}$ \cdot比熱 (100°C飽和蒸気) = $2,077 \text{ J/kg} \cdot \text{C}$ \cdot格納容器内発熱量 = $2.03 \times 10^7 \text{ W (19hr)}$ $\quad \quad \quad = 9.83 \times 10^6 \text{ W (168h)}$ </p> <p>(c) 評価結果</p> <p>よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。</p> <p><窒素パージの場合></p> $\text{上昇温度 (C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{(\text{比熱 (J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{窒素パージ量 (m}^3/\text{s)} \cdot \text{窒素密度 (kg/m}^3))}$ <p><蒸気の場合></p> $\text{上昇温度 (C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{(\text{比熱 (J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{蒸気発生量 (kg/s)})}$ $\text{蒸気発生量 (kg/s)} = \frac{\text{格納容器内の発熱量 (W)}}{\text{蒸発潜熱 (J/kg)}}$ <p>第2表に窒素冷却における上昇温度を、第3表に蒸気(崩壊熱相当)冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても、よう素除去部の温度上昇は十分低く、よう素除去部での温度上昇は、再揮発が起こるような温度(400°C以上)に対して十分に低く抑えることができる。</p> <p>第2表 窒素冷却による上昇温度 (単位:°C)</p> <table border="1" data-bbox="379 1549 1068 1669"> <tr> <td></td> <td colspan="2">原子炉停止後時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">168hr</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>第3表 蒸気(崩壊熱相当)冷却による上昇温度 (単位:°C)</p> <table border="1" data-bbox="379 1759 1086 1894"> <tr> <td></td> <td colspan="2">原子炉停止後時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>19hr</td> <td>168hr</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>		原子炉停止後時間			168hr		上昇温度				原子炉停止後時間			19hr	168hr	上昇温度			<p> \cdot窒素ガス流量 = $100 \text{ Nm}^3/\text{h}$ \cdot窒素ガス比熱 = $1040 \text{ J/kg} \cdot \text{C}$ \cdot窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm^3 </p> <p>(c) 評価結果</p> <p>銀ゼオライトフィルタに吸着されたガス状放射性よう素の崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価する。銀ゼオライトフィルタ内で発生する崩壊熱の全量が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。</p> $\text{上昇温度(C)} = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量(W)}}{(\text{比熱(J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3/\text{s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3))}$ <p>銀ゼオライトフィルタでの発熱量及び冷却ガスの上昇温度の結果を表1に示す。</p> <p>表1 銀ゼオライトフィルタでの発熱量及びガス上昇温度</p> <table border="1" data-bbox="1454 1549 2320 1690"> <tr> <td>銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)</td> <td rowspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> </tr> </table>	銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)		銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)	上昇温度	<p> <ul style="list-style-type: none"> 設備の相違 評価方針の相違 <p>島根2号炉は、系統流量が小さく、銀ゼオライトフィルタ温度上昇が厳しくなる条件のみ評価を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価方針の相違 <p>島根2号炉は、系統流量が小さく、銀ゼオライトフィルタ温度上昇が厳しくなる条件のみ評価を実施</p> </p>
	原子炉停止後時間																							
	168hr																							
上昇温度																								
	原子炉停止後時間																							
	19hr	168hr																						
上昇温度																								
銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)																								
銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)																								
上昇温度																								

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 吸着材の容量減少</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>よう素除去部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、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ことを以下のとおり確認した。</p> <p>また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。</p> <p>(a) よう素除去部の銀の保有量</p> <p>よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は <input type="text"/> であるため、銀ゼオライト <input type="text"/> に含まれる銀の量は <input type="text"/> である。</p> <p>なお、銀ゼオライトの量は、詳細設計により変更の可能性がある。</p> <p>(b) ガス状放射性よう素の流入量</p> <p>よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 <p>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器への放出割合 <p>NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器に放出されるよう素の元素割合 	<p>したがって、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上（参考図書3））に対して十分に低く抑えることができる。</p> <p>なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。（参考1）</p> <p>また、事象発生約32時間後の希ガスによる照射線量を計算すると、希ガスの崩壊熱エネルギーは8.05×10^6[J]と見積もられ、よう素による崩壊熱6.81×10^9[J]よりも3桁低い値となるため、ほとんど影響はない。</p> <p>(2) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量と銀ゼオライトフィルタの許容負荷量を比較し、吸着飽和に達することがないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量</p> <p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 <input type="text"/> であり、NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、有機よう素生成割合を4%、無機よう素生成割合を91%とする（参考図書1, 2）。また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能を考慮し、銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合を <input type="text"/> とする。</p> <p>銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量を表2に示す。ガス状放射性よう素量は約 <input type="text"/> である。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、保守的なJAVA PLUS 試験で性能を確認されたよう素許容負荷量のみを使用している（以下、別紙38においては①の相違）</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>①の相違</p>

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

フィルタ装置での無機よう素の除去性能(DF=100)を考慮して、ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また、有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54mol、有機よう素約4.7molであり、無機よう素I₂(分子量:253.8)約136g、有機よう素CH₃I(分子量:141.9)約666gに相当する。

$$\begin{aligned} \text{(無機よう素 (I}_2\text{) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100 \\ &\quad \cdot \text{(DF)} / 2 \text{ (I}_2\text{)} \\ &= 0.536\text{...mol} \\ \text{(有機よう素 (CH}_3\text{I) のモル数)} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69\text{...mol} \end{aligned}$$

(c) 評価結果

よう素は、以下に示すように銀と反応することから、銀ゼオライトに含まれる銀の量は、は、流入する放射性よう素の捕集に十分な量である。

・有機よう素の除去反応

・無機よう素の除去反応

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

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

実機の銀ゼオライト充填量はであり、JAVA PLUS 試験の実績より、の有機よう素が流入しても性能劣化を起ささないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量はであり、無機よう素を含めてもであることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

表2 銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量

有機よう素流入量	<input type="text"/>
無機よう素流入量	<input type="text"/>

(b) 銀ゼオライトフィルタの許容負荷量

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

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

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

銀ゼオライト充填量	<input type="text"/>
有機よう素注入量	<input type="text"/>

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

・評価方針の相違
①の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 吸着材の変質</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>よう素除去部の吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>銀ゼオライトは、ステンレス鋼製のフィルタ装置容器内のようによう素除去部に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。</p> <p>また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水 [] と銀ゼオライトを保管し、6カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準 [] を満たしていることを確認した。(別紙14)</p> <p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979 NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995 Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors” 	<p>(c) 評価結果</p> <p>銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量は約 [] であり、銀ゼオライトフィルタにおける許容負荷量約 [] に対して十分小さいことから、銀ゼオライトフィルタは吸着飽和に達することはない。</p> <p>(3) 吸着材の変質</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>銀ゼオライトフィルタの吸着材として使用する銀ゼオライトは、光照射又は高湿度の環境に長期間晒されると、変質してよう素除去性能が低下することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>銀ゼオライトは、ステンレス鋼製の銀ゼオライト容器内に充填されるため、光が照射されることはなく、変質するおそれはない。</p> <p>また、湿分による銀ゼオライトのよう素除去性能への影響については、密閉容器内にスクラビング水 [] と銀ゼオライトを保管し、6カ月後及び15カ月後の除去効率の測定試験を行い、性能基準 [] を満たしていることを確認した。(別紙45)</p> <p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995 Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors” ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents”, Apr/10/1979 	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1308 212 2407 243"><u>(参考1) ベント停止後の銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発について</u></p> <p data-bbox="1297 302 2418 512">フィルタ装置を使用すると、銀ゼオライトフィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、スクラビング水の放射性分解により発生した水素が銀ゼオライトフィルタに流入し、銀ゼオライトフィルタの温度が 400℃を超えてしまうと、捕集したガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタから再揮発してしまう恐れがある。このため、銀ゼオライトフィルタの温度は 400℃以下である必要がある。</p> <p data-bbox="1297 527 2418 737">フィルタ装置使用中は、銀ゼオライトフィルタにはベントガスが通気されることから、銀ゼオライトフィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、銀ゼオライトフィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後における銀ゼオライトフィルタの温度評価を行った。</p> <p data-bbox="1297 795 1463 827">1. 評価条件</p> <p data-bbox="1329 842 1807 873">(1) 銀ゼオライトフィルタの発熱量</p> <p data-bbox="1356 888 2418 1098">銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については、事象発生7日後を想定し、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約 7MW に対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した発熱量 3,684W を保守側に切り上げた 4,000W とする。</p> <p data-bbox="1329 1157 1540 1188">(2) 解析モデル</p> <p data-bbox="1356 1203 2418 1455">解析モデルを図1に示す。解析モデルは対称性を考慮して2次元軸対称モデルとした。解析モデルは銀ゼオライトフィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、流体は空気を想定し、銀ゼオライト容器内の初期温度 60℃、周囲雰囲気温度 60℃(一定)の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる(周辺に逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる)よう、大気開放している出口配管を模擬していない。</p>	<p data-bbox="2454 212 2653 243">・記載方針の相違</p>

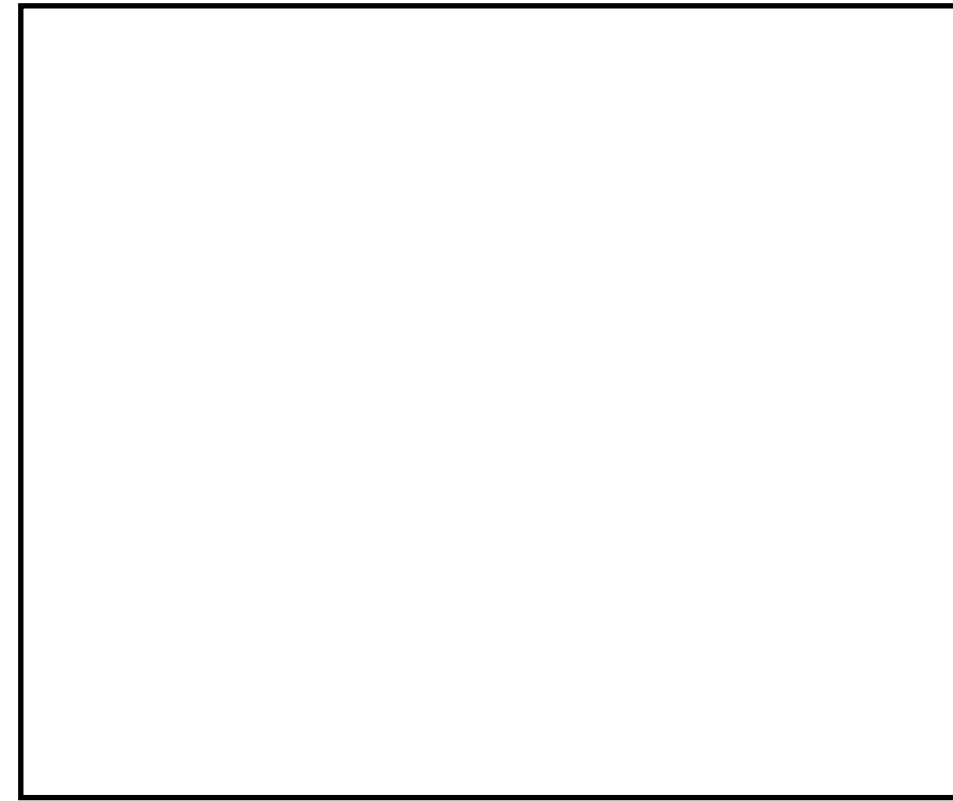


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

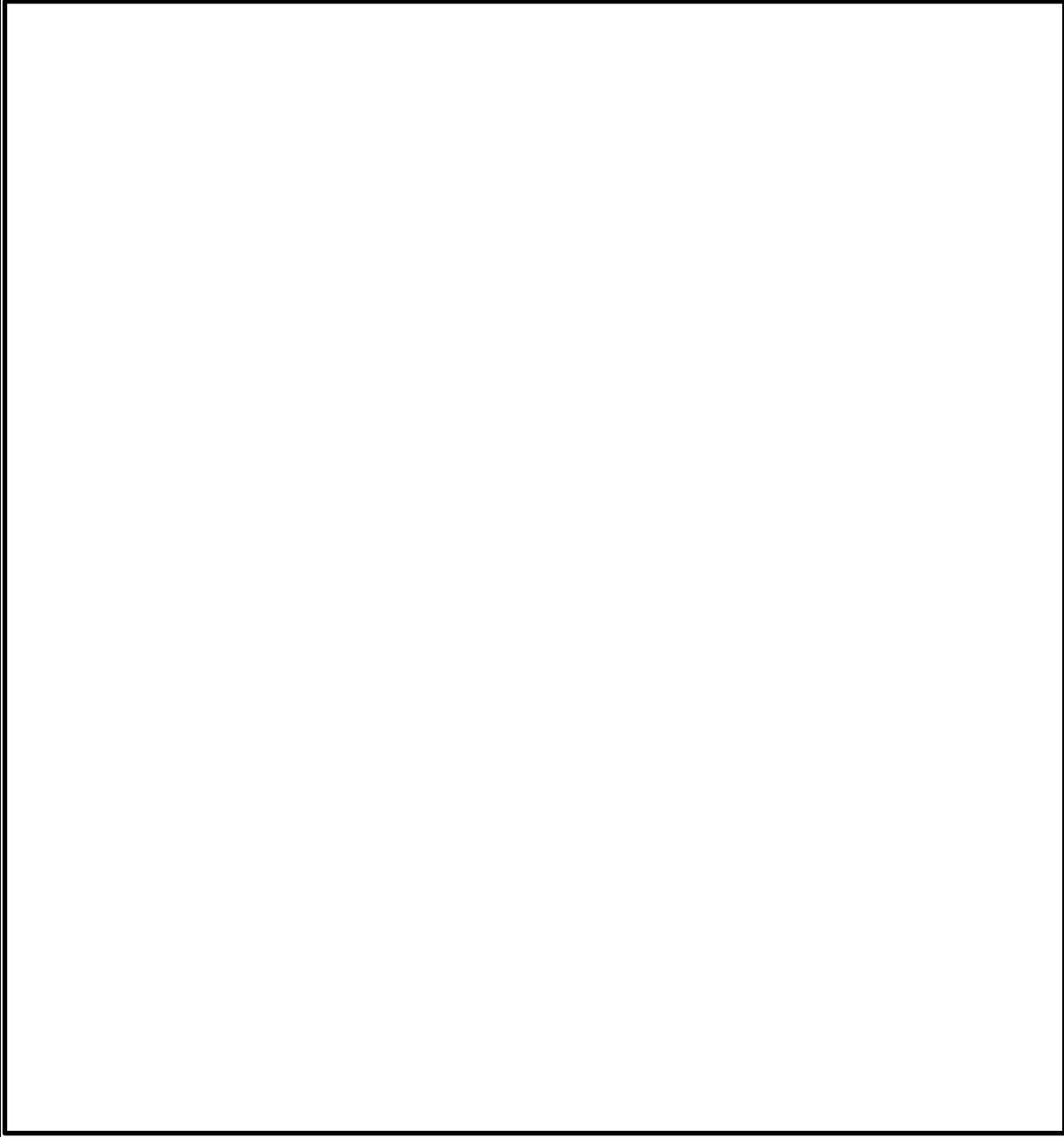
表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2. 解析結果</p> <p>銀ゼオライトフィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源とした内側フィルタ温度約□℃、外側フィルタ温度約□℃となり、水素がある場合放射性元素が再揮発する温度400度以下となることを確認した。</p> <div data-bbox="1406 432 2303 1100" style="border: 1px solid black; height: 318px; width: 302px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 温度分布解析結果</p>	

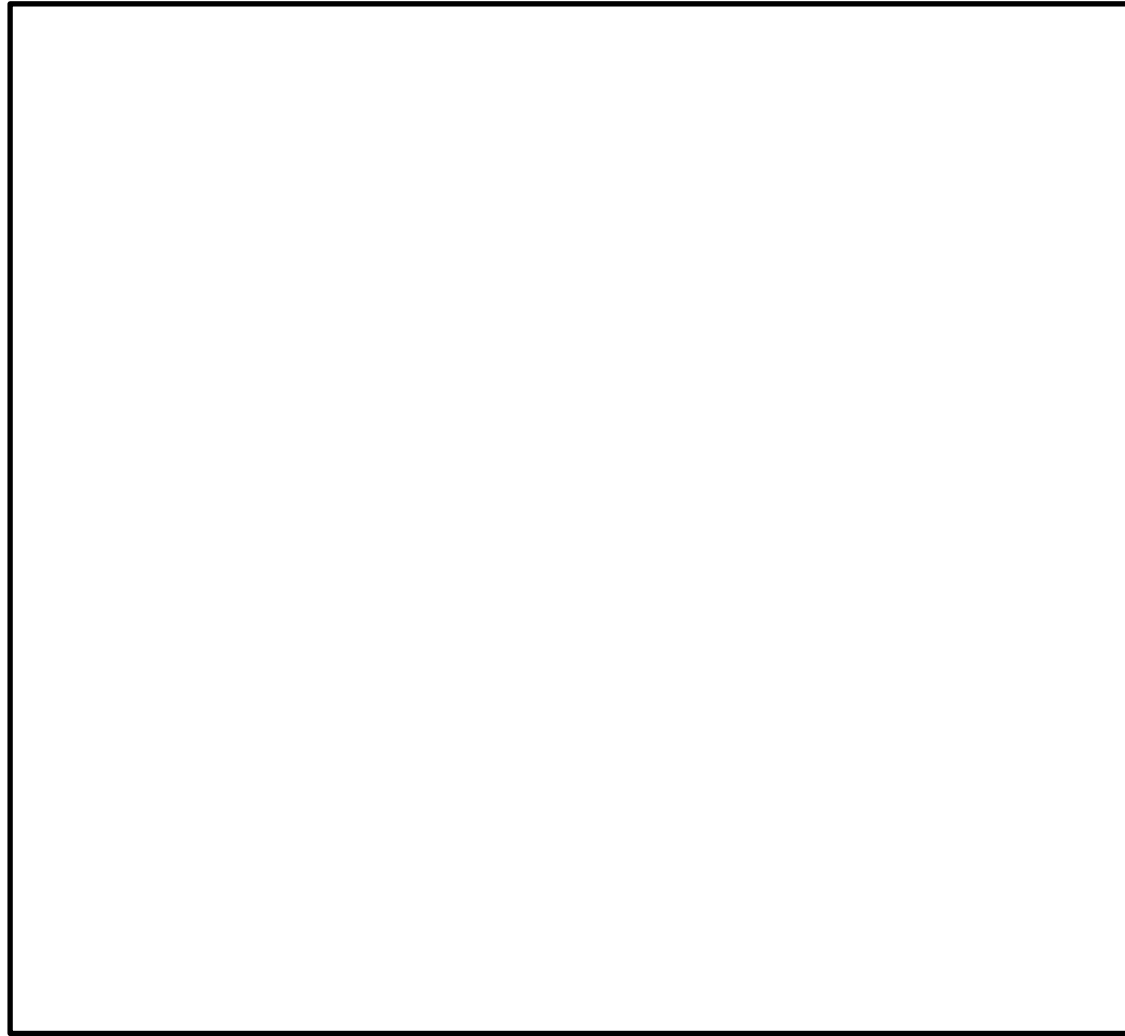
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 12</p> <p style="text-align: center;">スクラビング水の保有水量の設定根拠について</p> <p>スクラビング水の初期保有水量（系統待機時）は、ベント開始後 24 時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が得られる水量と、 <u>設定している。</u></p> <p>スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また、フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 21</p> <p style="text-align: center;">スクラビング水の保有水量の設定根拠について</p> <p>(1) スクラバ容器水位の設定の考え方</p> <p><u>ベント運転に伴いスクラバ容器内の水位は変動するが、その変動水位がフィルタ装置の性能維持を保証する上限・下限水位の範囲に収まるよう、系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値を設定している。スクラバ容器水位の管理値を図 1 に示す。</u></p> <p><u>スクラバ容器内の水位挙動は、ベント運転直後のスタートアップ期間とその後のベント運転中で異なる挙動を示す。スタートアップ期間は、スクラビング水、容器鋼材及び配管の昇温に伴うベントガス中の蒸気の凝縮によりスクラバ容器水位は上昇する。また、ベント運転中は、スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱（スクラバ容器内発熱量）及びスクラバ容器に流入するベントガスの入熱とスクラバ容器及び配管からの放熱のバランスにより水位が変動する。</u></p> <p>系統待機モードにおけるスクラバ容器水位の管理値（水位高、水位低）は、以下のとおり設定・確認をしている。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="163 210 445 241">(1) <u>最大水量について</u></p> <div data-bbox="142 247 1261 1318" style="border: 1px solid black; height: 510px;"></div>	<p data-bbox="1320 210 1513 241">a. <u>水位高設定値</u></p> <p data-bbox="1320 252 2418 325">水位高設定値は、ベント運転直後のスタートアップ期間における凝縮による水位上昇を考慮して上限水位に至らないことを以下のとおり確認し、設定している。</p> <div data-bbox="1329 336 2418 1297" style="border: 1px solid black; height: 458px;"></div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>最小水量について</u></p> <div data-bbox="172 254 1258 1829" style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div>	<p>b. <u>水位低設定値</u></p> <p>水位低設定値は、系統設計条件であるスクラバ容器内発熱量 (370kW) における蒸発による水位低下が 24 時間以上継続しても、下限水位に至らないことを確認し、設定している。</p> <div data-bbox="1308 338 2424 1860" style="border: 1px solid black; height: 725px; width: 100%;"></div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		



第1図 フィルタ装置水位の概略図

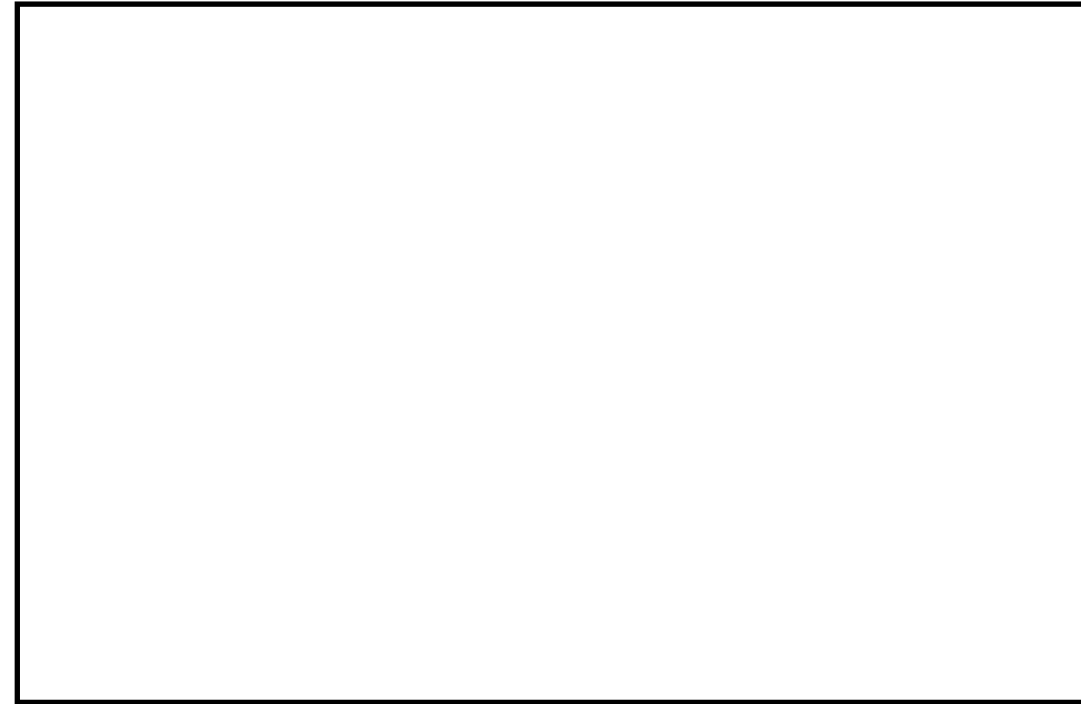


図1 スクラバ容器水位の管理値

(3) スクラビング水の補給期間について

フィルタ装置の設計条件に基づいているスクラビング水の初期保有水量(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、スクラビング水の補給期間は、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ビング水の水位挙動より評価する(第1表)。

スクラビング水の補給期間の評価条件及び評価結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・初期水位:
- ・室温: 25℃*1 (系統待機時), 65℃*2 (ベント実施中)
- ・ベント時の格納容器圧力: 第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量:

※1 ベント実施前のスクラビング水の初期水温としても使用。地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽にあることを踏まえて設定した値

※2 スクラビング水の蒸発量を多く見込むために高めに設定した値

※3 19時間ベントの解析結果にNUREG補正(別紙17補足5参照)した格納容器外へ放出された放射性物質(希ガスを除く)の発熱量(約15kW)に余裕を考慮した値

【評価結果】

スクラビング水位の挙動を第3図に示す。より保守的な結果を与えるD/Wベントのケースにおいても、ベント時のスクラビング水位は最高水位、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。

(2) ベント運転中の水位挙動(有効性評価ベース)

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)におけるスクラバ容器内発熱量を用いた水位挙動の評価を以下に示す。



第1表 設備設計と運用の主な条件設定の差異

	設備設計 【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】	19時間後*1 【有効性評価結果より】
フィルタ装置内発熱量	500kW 【ベント時間 2時間～3時間ベース】	20kW 【ベント時間 19時間ベース】

※1 水補給の運用の評価のほか、被ばく評価もベント時間19時間ベース

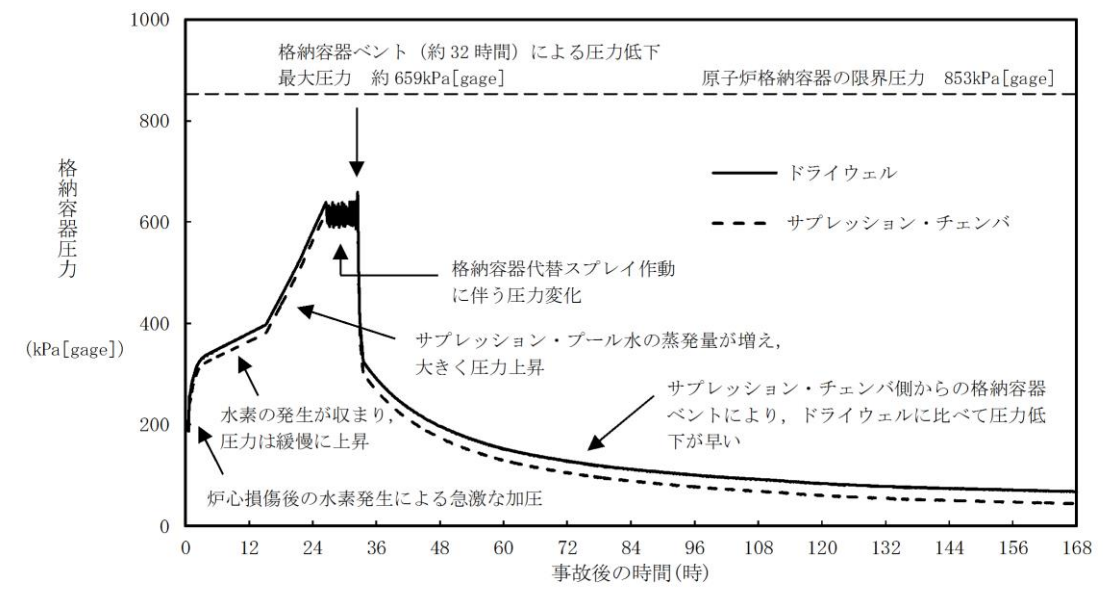
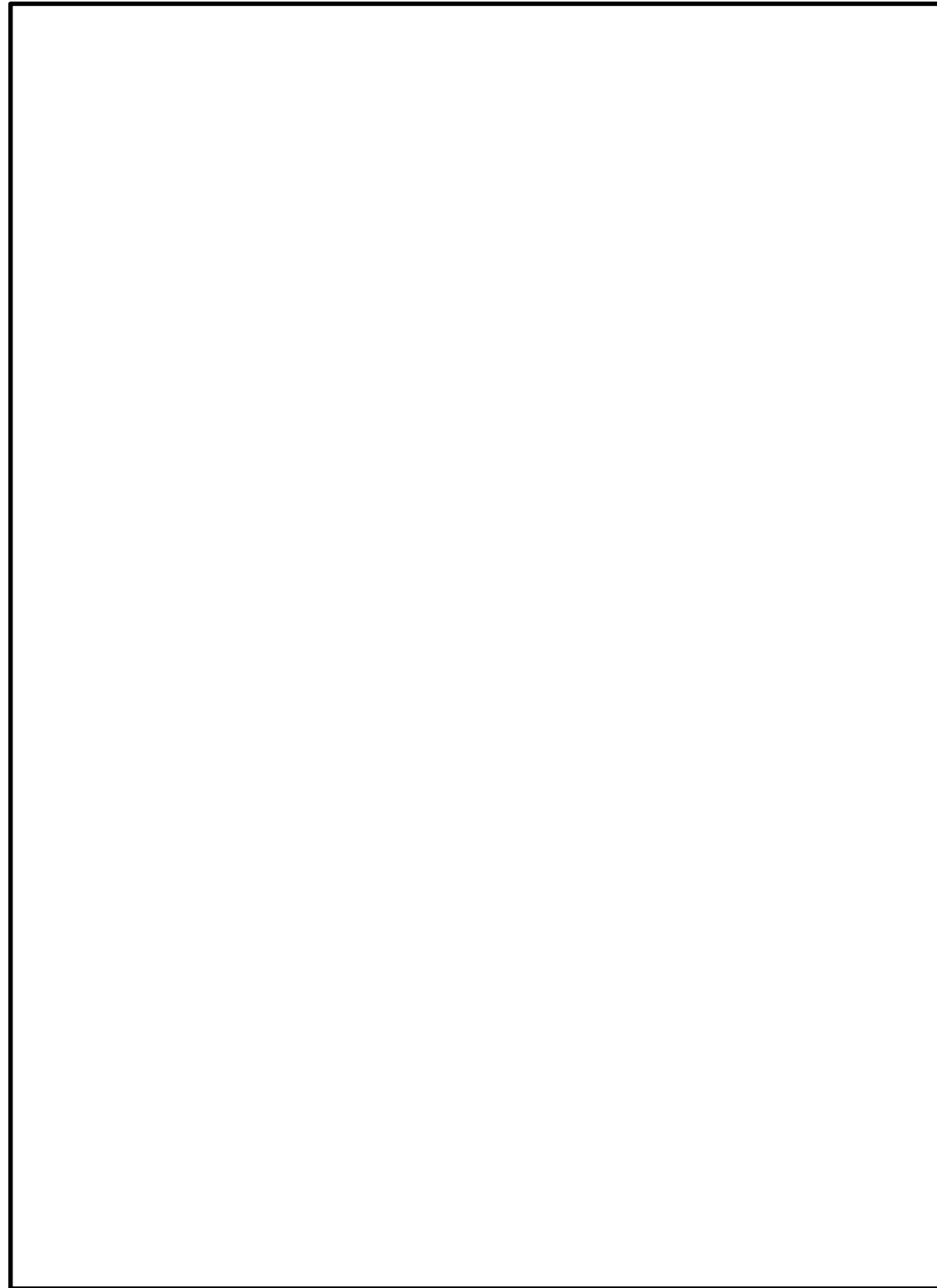


図2 ベント時の格納容器圧力推移

第2図 ベント時の圧力推移図 (水位計算時)



第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
におけるベント時のスクラビング水位の変化



図3 スクラビング水位挙動（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失事象）

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) スクラビング水の下限水位の設定について スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</p> <p>ベンチュリスクラバは、第4図のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</p> <div data-bbox="246 527 596 961" style="border: 1px solid black; width: 118px; height: 207px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="617 636 1228 863" style="margin-left: 20px;"> <ul 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 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴） ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出 </div> <p style="text-align: center; margin: 10px 0;">第4図 ベンチュリスクラバにおける除去原理</p> <p>①エアロゾルのDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> • ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。 • そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 • JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を第5図及び第6図に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。 	<p>(参考) スクラビング水の下限水位の設定について スクラビング水位について、ベンチュリノズルの頂部まで水位があれば、設計上期待しているDFが確保できることを以下のとおり確認した。</p> <p>ベンチュリスクラバは、図1のようにスクラビング水を微小液滴にしてベントガス中に噴霧させることで除去効率を上げている。</p> <div data-bbox="1371 495 1733 989" style="border: 1px solid black; width: 122px; height: 235px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="1754 636 2365 863" style="margin-left: 20px;"> <ul 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 ②スロート部でベントガス流速が増大 ③スクラビング水がベントガス中に噴霧（微小液滴） ④ガスとスクラビング水が接触する面積が大きくなり除去効率が上がる ⑤ベントガス及び液滴は方向を変えられ、スクラビング水中に斜め下に排出 </div> <p style="text-align: center; margin: 10px 0;">図1 ベンチュリスクラバにおける除去原理</p> <p>①エアロゾルのDFについて</p> <ul style="list-style-type: none"> • ベンチュリスクラバ内のガス流速と水滴速度が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を用いたものであることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。 • そのメカニズムから、DFに影響するのはガス流速及びエアロゾル粒径であり、水位はベンチュリスクラバによるエアロゾル除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。 • JAVA試験によるエアロゾルのDFの結果を図2及び図3に示す。図に示すとおり、様々なガス流速と質量中央径が異なるエアロゾルで試験が行われているが、ガス流速及び質量中央径によるDFへの有意な影響は見られず、スクラビング水位をベンチュリノズル上端とした試験においても、設計条件DF1,000以上を十分に確保できている。 	



第5図 ベンチュリノズル部におけるガス流速とエアロゾルDFの関係

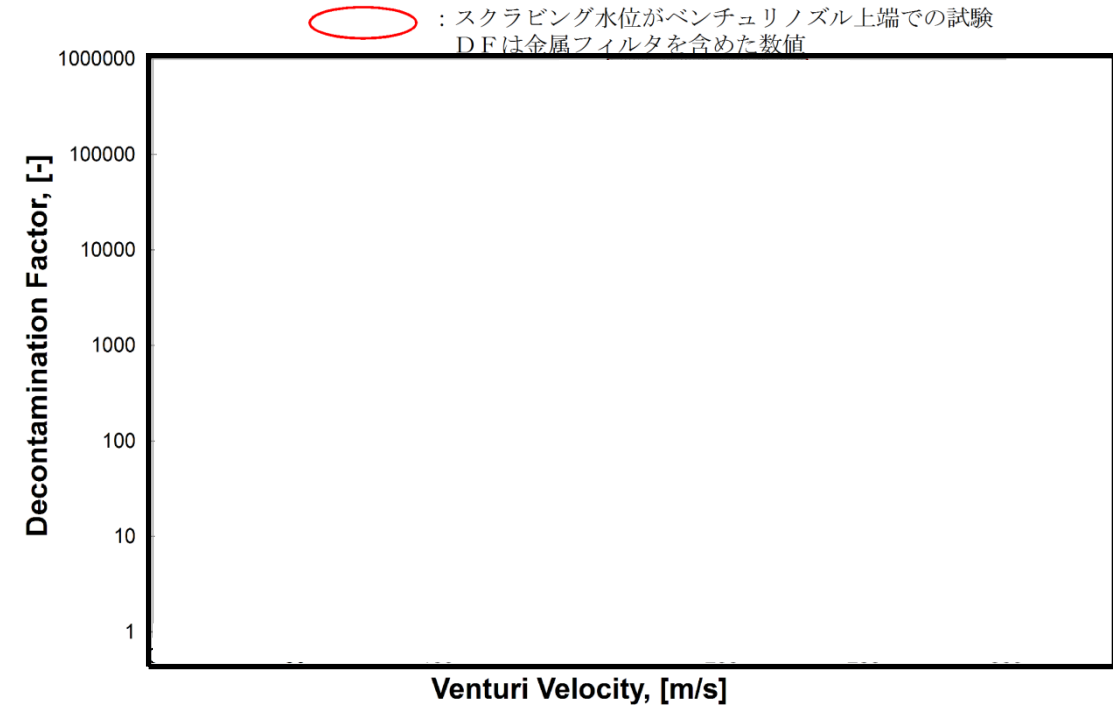
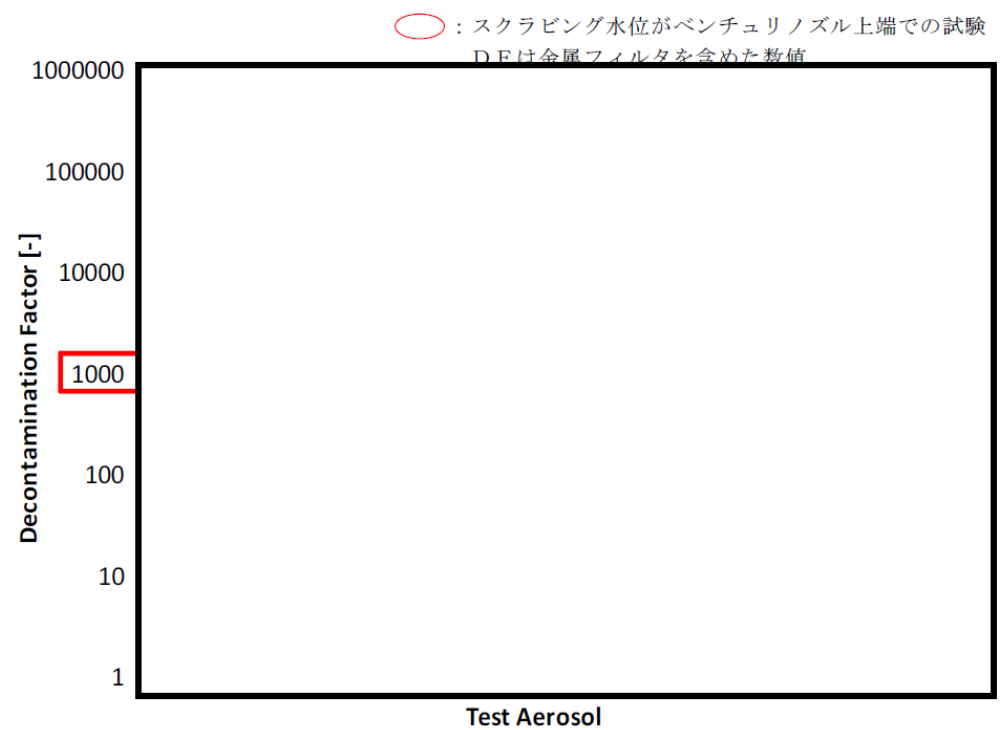


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



第6図 エアロゾルの粒径とエアロゾルDFの関係

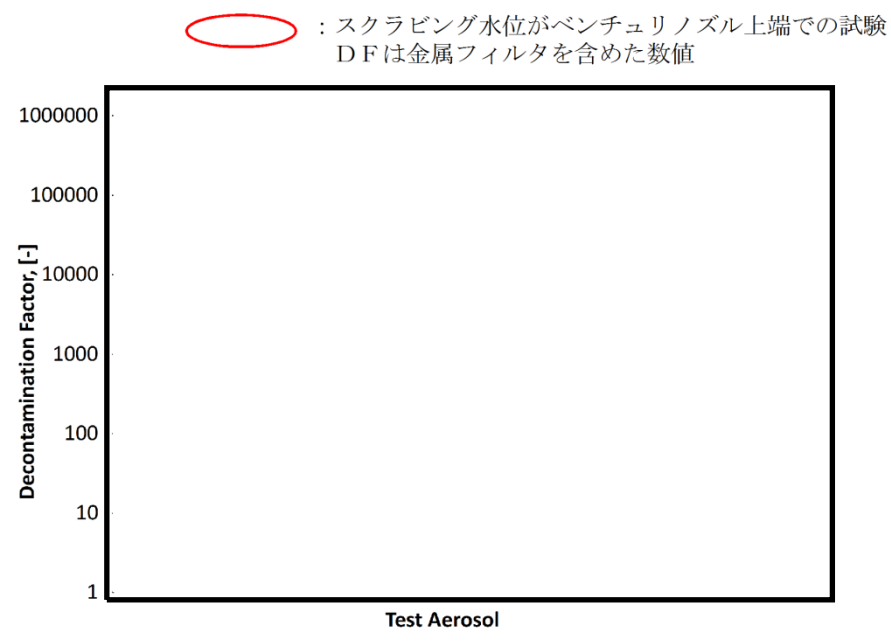


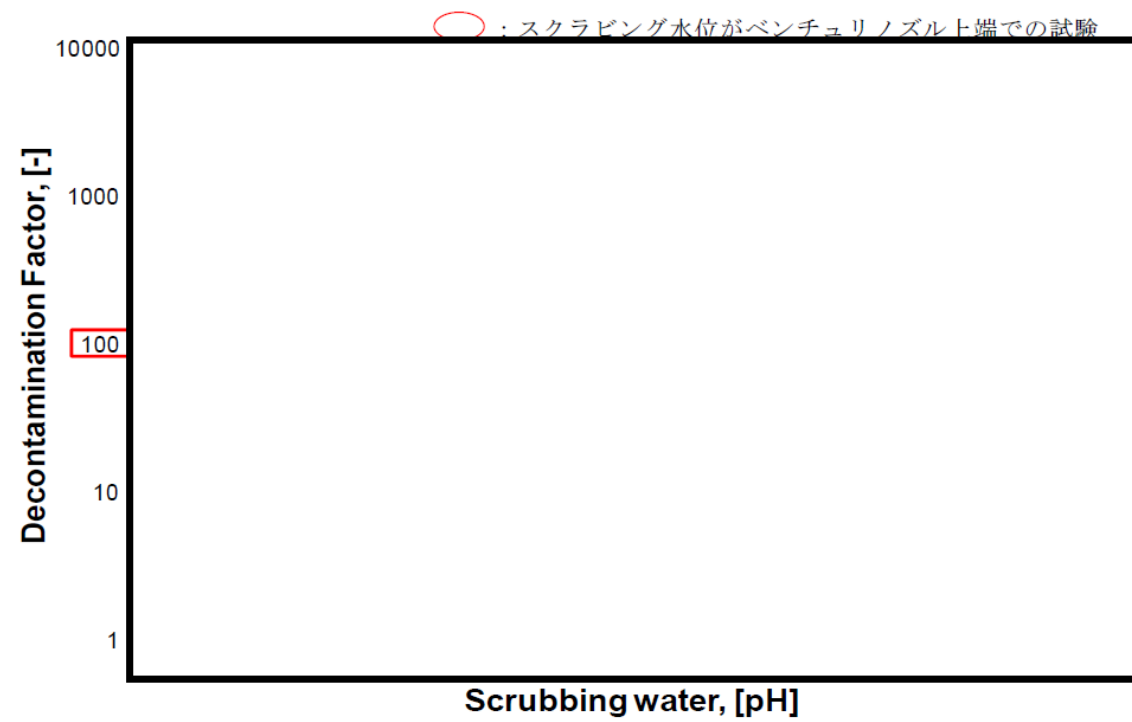
図3 エアロゾル粒径に対する除去係数

②無機よう素のDFについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験による無機よう素のDFの結果を第7図に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF100以上を確保できている。

②無機よう素のDFについて

- スクラビング水に添加された薬剤との化学反応により非揮発性のよう素イオンに変化させ、スクラビング水中に捕集・保持することから、スクラビング水のpHがDFに影響する主要なパラメータであり、水位はベンチュリスクラバによる除去原理が有効となるベンチュリノズル上端以上であればよい。
- JAVA試験による無機よう素のDFの結果を図4に示す。スクラビング水位がベンチュリノズル上端となっている試験は、無機よう素の捕集の観点から厳しい条件である低pHにおいても、設計条件DF100以上を確保できている。



第7図 スクラビング水のPHと無機よう素DFの関係

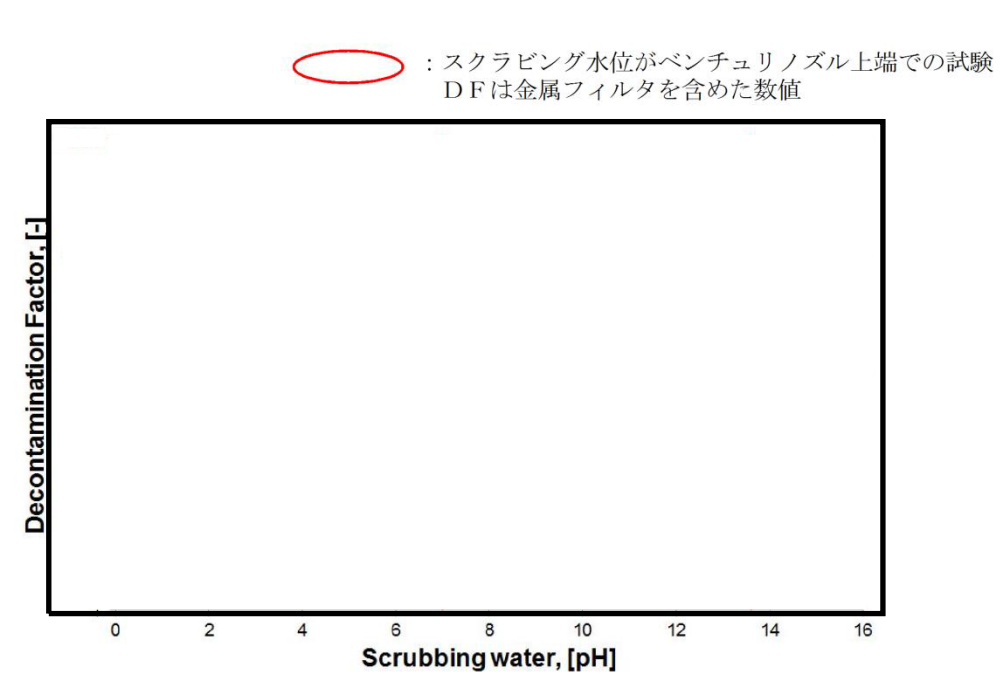


図4 pHに対する無機よう素の除去係数

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。</p> <p>実運用における系統待機時(通常時)のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端(1,325mm)を十分に上回る2,530mmとし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位1,500mm以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。</p> <p>スクラビング水のpHについては、待機時にpH13以上(NaOH濃度3.0wt%相当)であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。</p>	<p>したがって、スクラビング水位の下限水位をベンチュリノズル上端とすることは適切と考える。</p> <p>実運用における系統待機時(通常時)のスクラビング水位は、ベンチュリノズルの上端(300mm)を十分に上回る1,700mmとし、FPが多く流入するベント開始初期のスクラビング水位を十分に確保し、ベント中においても、スクラビング水位800mm以上を確保するようスクラビング水を補給する運用とする。</p> <p>スクラビング水のpHについては、であることを確認し、ベント中におけるスクラビング水のアルカリ性を維持する運用とする。</p>	

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器圧力逃がし装置のスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のように算出できる。

$$d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

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

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

R : フィルタ装置容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²]

S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(原子炉建屋の基準地震動 s_s から保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第8図に示す。



(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器フィルタベント系であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{max} は以下のように算出できる。

$$d_{max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \boxed{} \text{ [mm]}$$

ここで、

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

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

• R : スクラバ容器半径 (内径) $\boxed{}$ [mm]

• h : スクラビング水上限水位 $\boxed{}$ [mm]

• g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²]

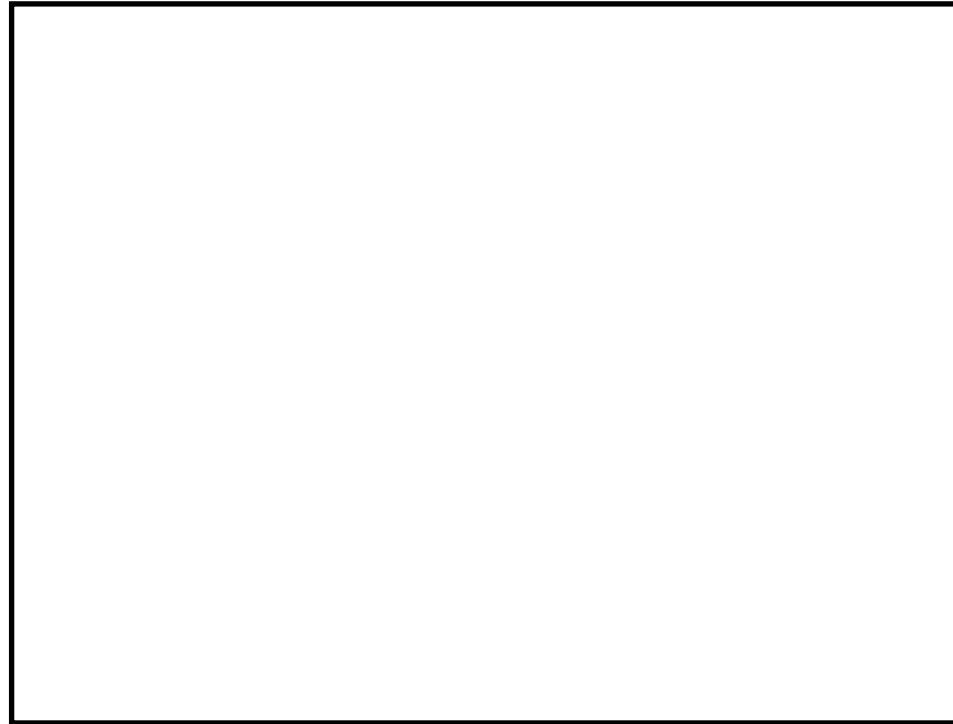
• S_A : 応答加速度 $\boxed{}$ [mm/s²]

(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から $\boxed{}$ mm 上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも $\boxed{}$ mm と算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しないと評価できる。

評価結果を図1に示す。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間はベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。</p>	<p>また、スクラビング水位が下限水位の場合についても、上記と同様に評価を実施した結果を以下に示す。</p> $d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = \square \text{ [mm]}$ <p>ここで、</p> $\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = \square \text{ [s}^{-1}\text{]}$ $\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = \square$ <ul style="list-style-type: none"> ・ R : スクラバ容器半径 (内径) \square [mm] ・ h : スクラビング水下限水位 \square [mm] ・ g : 重力加速度 9806.65 [mm/s²] ・ S_A : 応答加速度 \square [mm/s²] <p>(評価用地震動 (2×S_s-1) に基づき保守的に設定)</p> <p>ベンチュリノズルの一部が気相部に露出するものの、露出している時間は格納容器ベント実施期間と比較して非常に小さく、ベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。</p> <p>評価結果を図2に示す。</p>	<p>・ 資料構成の相違 島根2号炉は下限水位の評価補法を記載</p>



第8図 スクラビング水スロッシング評価結果

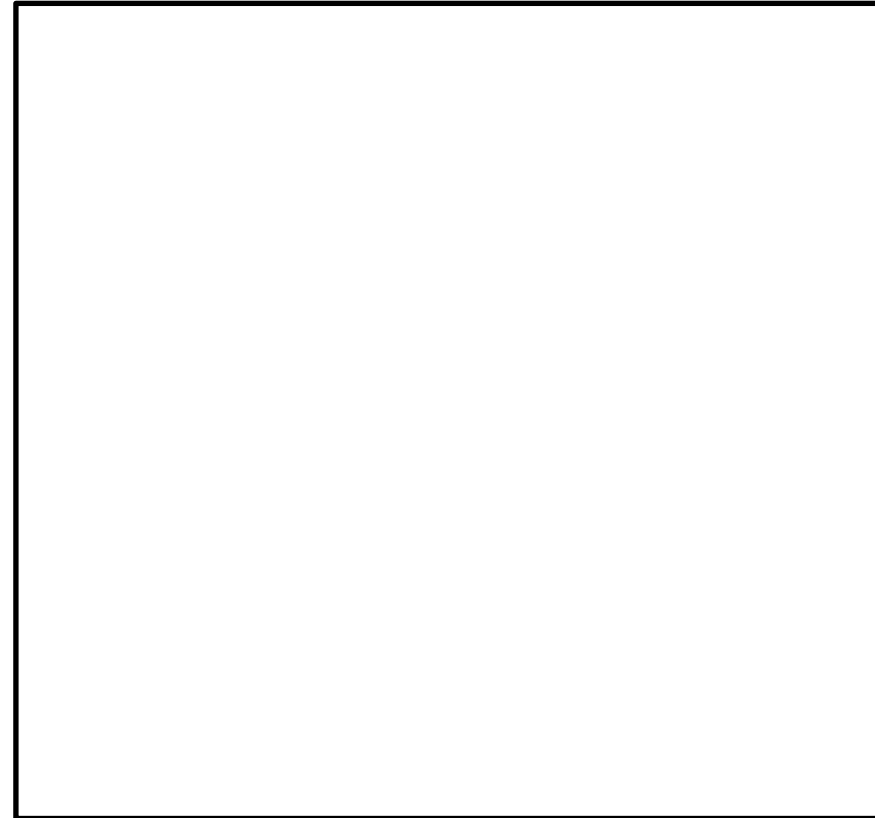


図1 スクラビング水スロッシング評価結果 (上限水位)

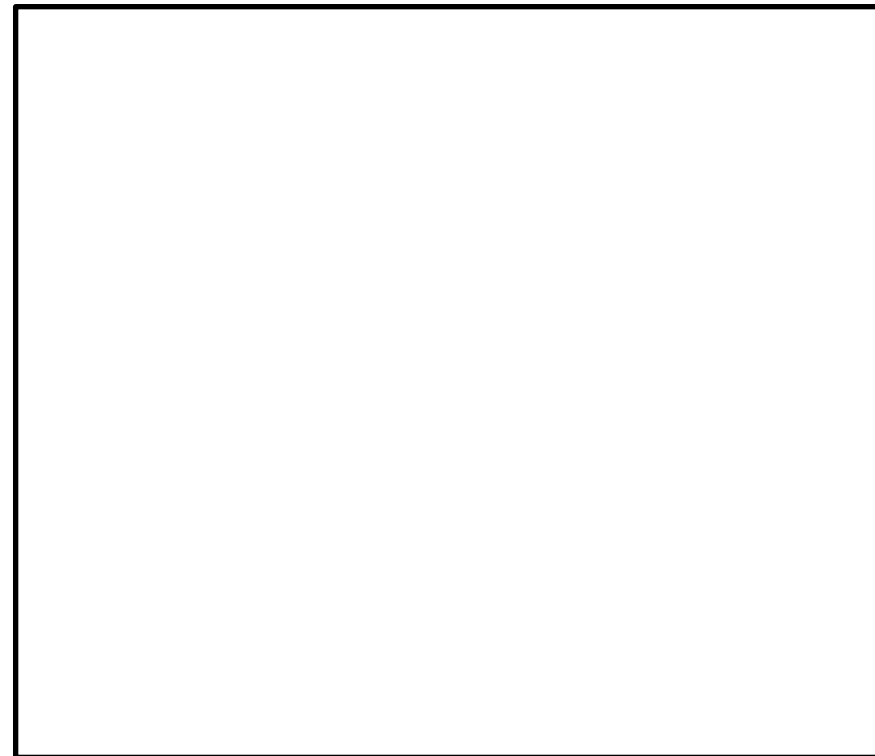
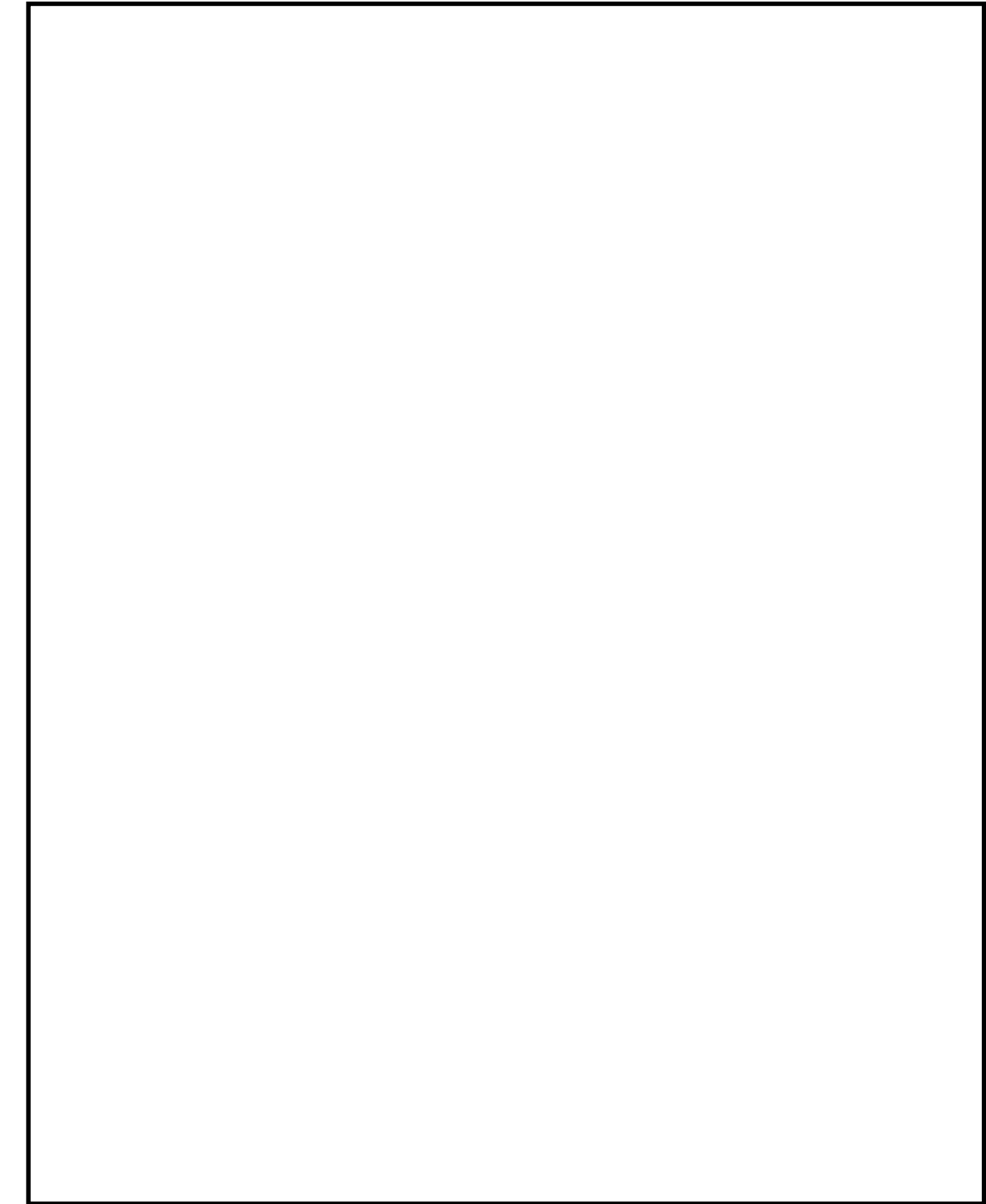


図2 スクラビング水スロッシング評価結果 (下限水位)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 13</p> <p style="text-align: center;"><u>スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について</u></p> <p>フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。</p> <p>(1) 系統待機時</p> <p>系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位 にあることを確認する。</p> <p>フィルタ装置内は窒素で置換されており、第二弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納容器圧力逃がし装置格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。</p> <p>(2) ベント開始後</p> <p>ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位 にあることを確認する。</p> <p>フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。</p> <p>別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。</p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラビング水が管理範囲を超えることはない（「別紙 9（参考 2）スクラバ容器水位設定の考え方及びベント運転中の水位挙動」参照） ・上記により、スクラビング水補給設備及び排水設備は自主対策設備であるため、該当資料なし

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙14</p> <p style="text-align: center;">よう素除去部へのスクラビング水の影響について</p> <p>よう素除去部は、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。</p> <p><u>ベント中のよう素除去部へのスクラビング水の影響として、スウェリングにより、よう素除去部の位置までスクラビング水位が上昇し、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することでよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。</u></p> <p>また、<u>格納容器圧力逃がし装置の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。</u></p> <p><u>(1) スウェリングの影響について</u></p> <p><u>スクラビング水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とともに、スクラビング水の水温も上昇する。その結果、定常状態（スクラビング水が飽和した状態）では、スクラビング水は待機時に比べ上昇しており、よう素除去部の外壁はスクラビング水に接することとなる。この場合、スクラビング水からよう素除去部へ入熱されるため、よう素除去部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。</u></p> <p><u>スクラビング水が飽和した状態においては、スクラビング水の温度はフィルタ装置内の圧力（スクラビング水部の圧力）により決まる。ベントガスの温度はこのベンチュリスクラバ（スクラビング水）を通過することで、スクラビング水の水温と同じになっているものと考えられる。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p><u>したがって、よう素除去部の外壁がスクラビング水に接する場合、スクラビング水の温度はよう素除去部を通過するベントガスの温度よりも高いこととなり、スクラビング水からの入熱が期待でき、よう素除去部において蒸気が凝縮し、銀ゼオライトの表面に水が付着することはないため、よう素の除去性能への悪影響はない。</u></p> <p><u>フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係を第1図に示す。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙45</p> <p style="text-align: center;">銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について</p> <p>銀ゼオライトフィルタは、硝酸銀を添加した吸着材（銀ゼオライト）が充填されており、硝酸銀との化学反応で放射性よう素を除去する。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系の待機時のフィルタ装置内の環境が、スクラビング水により飽和蒸気となることが想定されるが、この環境でよう素の除去性能が低下することがないかを確認する。</u></p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉の銀ゼオライトフィルタはスクラバ容器と別容器であり、スクラビング水に接しない構造のため、スウェリングは考慮しない</p> <p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉の銀ゼオライトフィルタは分離型のため、外壁がスクラビング水に接しない構成のため、スウェリングは考慮しない</p>



第1図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

(1) 系統待機時における銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について

プラント運転中を通して格納容器圧力逃がし装置の系統待機時は、フィルタ装置内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、飽和蒸気的环境下で保管される。

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

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

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

第1表 銀ゼオライトの試験条件

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

表1 銀ゼオライトの試験条件

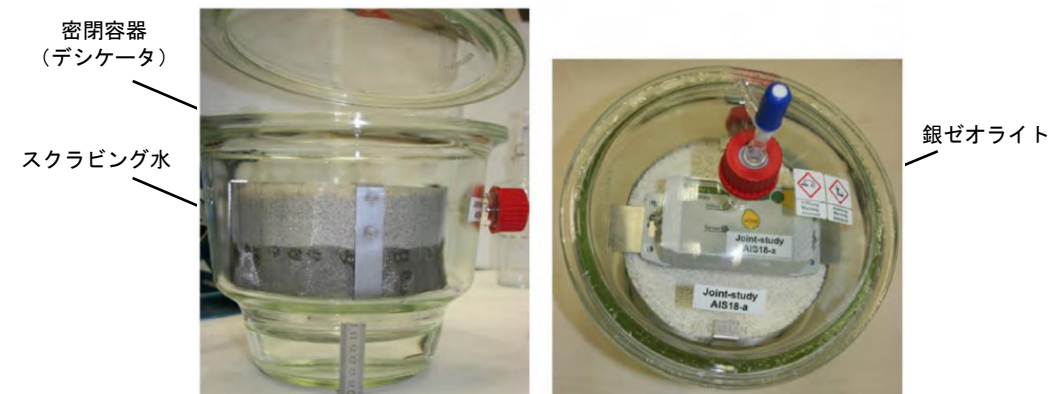
項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は、地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置され、温度変化は小さいと考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は [] 程度であり、圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 (酸素 5%未満)	実機の系統は、格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度 4%以下と考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
スクラビング水組成	[]	実機の濃度は [] であり、濃度が低い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

第2表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後

表2 銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	6 か月後	15 か月後



第2図 銀ゼオライトの保管の様子

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

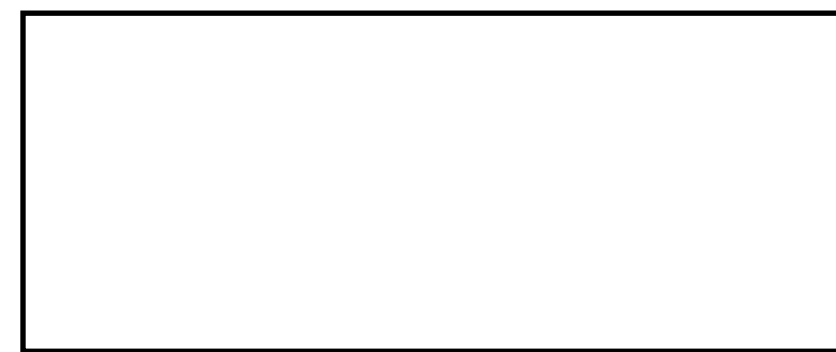


図1 銀ゼオライトの保管の様子

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

圧力開放板の信頼性について

(1) 設計時の考慮

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力(310kPa [gage])と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は80kPa(圧力開放板前後差圧)を適用している。

ベント開始時における圧力開放板が破裂したことの確認は、格納容器内のガスが大気へ放出されることによる格納容器圧力の指示値の下降、また、ベント開始時にベントガスがフィルタ装置へ流入することによりフィルタ装置圧力が上昇し、圧力開放板が破裂するとベントガスが大気へ放出されるためフィルタ装置圧力が下降することから、フィルタ装置圧力の変化によっても確認することができる。

さらに、炉心の損傷が発生している場合においては、ベントガスに含まれる放射性物質により、圧力開放板下流に設置されたフィルタ装置出口放射線モニタの指示値が上昇することによっても、確認することができる。

なお、圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が侵入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。(別紙32)

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

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

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

表1 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

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

2. 圧力開放板の凍結による影響について

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

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

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

・設備の相違
島根2号炉はMark-1改型原子炉格納容器のため設計圧力が異なる

・記載方針の相違

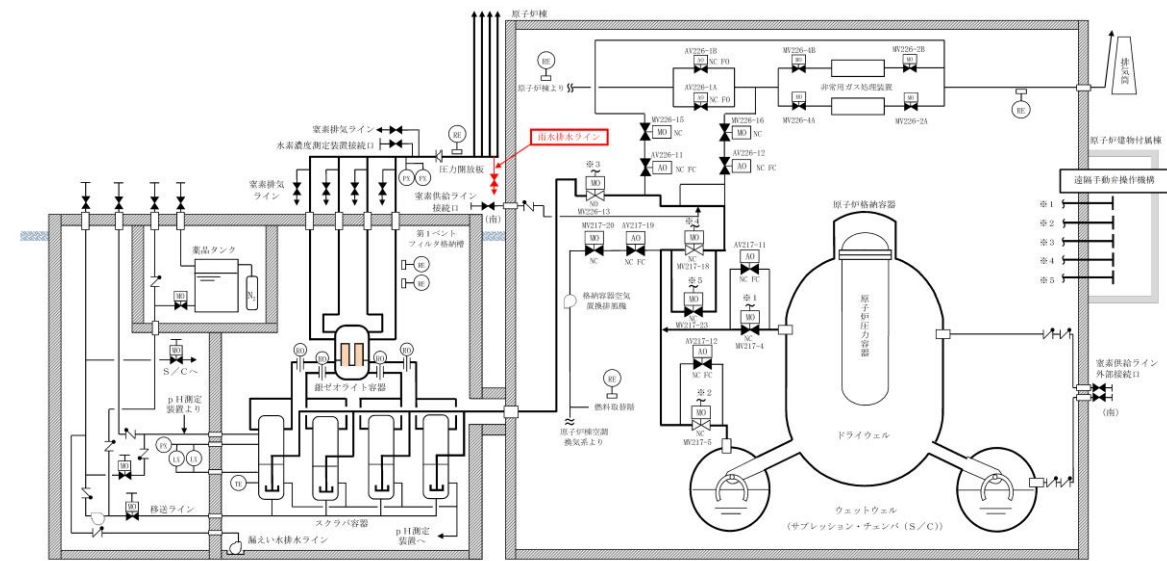


図1 雨水排水ライン系統図

・記載方針の相違

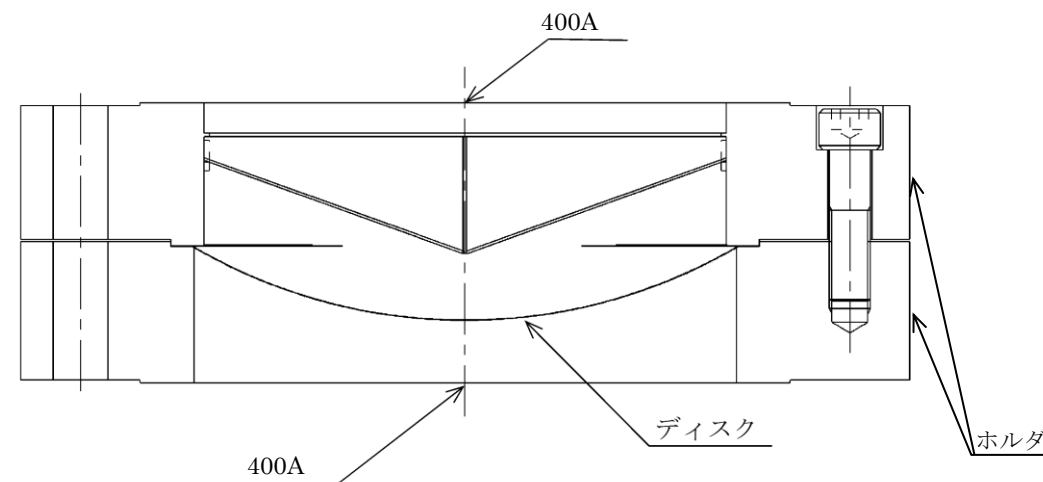


図2 圧力開放板構造図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

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

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

(2) 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。



3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

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

表2 ラブチャディスク試験内容

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

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

・記載方針の相違

・記載方針の相違