

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…………… 111	
4.2.4 排水操作……………50-12-139	4.2.1 隔離弁の現場操作…………… 111	
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…………… 113	
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…………… 116	
5. 新規制基準への適合性……………50-12-152	4.2.4 排水操作…………… 117	
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…………… 118	
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…………… 119	
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…………… 120	
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…………… 125	
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…………… 125	
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…………… 125	
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…………… 127	
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…………… 128	
	5.1.4 第41条 火災による損傷の防止…………… 129	
	5.1.5 第43条 重大事故等対処設備…………… 130	
	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…………… 140	
	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…………… 142	
	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…………… 147	

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の方法について</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 格納容器スプレイ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の方法について</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
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 別紙 36 エアロゾルの保守性について 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 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 別紙 39 格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理 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 別紙 41 スクラビング水のpHについて 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 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 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 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 別紙 46 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について 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 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 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 別紙 50 フィルタ装置における化学反応熱について 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 別紙 52 窒素供給装置の容量について 別紙 53 フィルタ装置入口配管の位置について	別紙 36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について 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 別紙 38 銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発, 吸着飽和及び吸着材の変質について 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 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 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 別紙 42 ベント停止手順について 別紙 43 格納容器pH制御について 別紙 44 設備の維持管理についての補足事項 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 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 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 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 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 別紙 50 セシウムの放出割合の評価方法 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 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 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	

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）</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、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の圧力及び熱を外部に放出し、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、格納容器の破損を防止する目的で設置する。</p> <p>格納容器フィルタベント系の排気ラインに設置するフィルタ装置（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又はドライウェルの排気ラインを経由して排出する格納容器内の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、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、炉心の著しい損傷又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を有する。</p> <p>なお、フィルタ装置（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格納容器内の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、フィルタ装置（スクラバ容器）の下流に、格納容器内の雰囲気ガスに含まれるよう素を除去するためのフィルタ装置（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、遠隔手動弁操作機構等で構成する。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）</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>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、<u>代替電源設備</u>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<u>原子炉建屋付属棟</u>（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。</p> <p>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。</p>	<p>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、<u>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備</u>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<u>原子炉建物付属棟</u>（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。</p> <p>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。</p> <div data-bbox="1424 577 2300 1102" data-label="Diagram"> </div> <p>図 1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</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. 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バントラインを設け、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>格納容器フィルタバント系は、「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) 格納容器フィルタバント系は、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バイパスラインを設け、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 5 vol%未満で管理することで、格納容器</p>	<p>備考</p> <p>・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)</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>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。(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個設置し、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。《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。《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、原子炉建物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。《設置許可基準規則第43条, 50条》</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 ①の相違 ・島根2号炉は、サイト内に複数号炉がある ・記載方針の相違 ①の相違 ・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 ・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>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、サブプレッション・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。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・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(384kPa [gage] ~853kPa [gage])と比較して十分に低い圧力である80kPa [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、サブプレッション・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。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・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>2.2 機器設計</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>(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>

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屋上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>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違

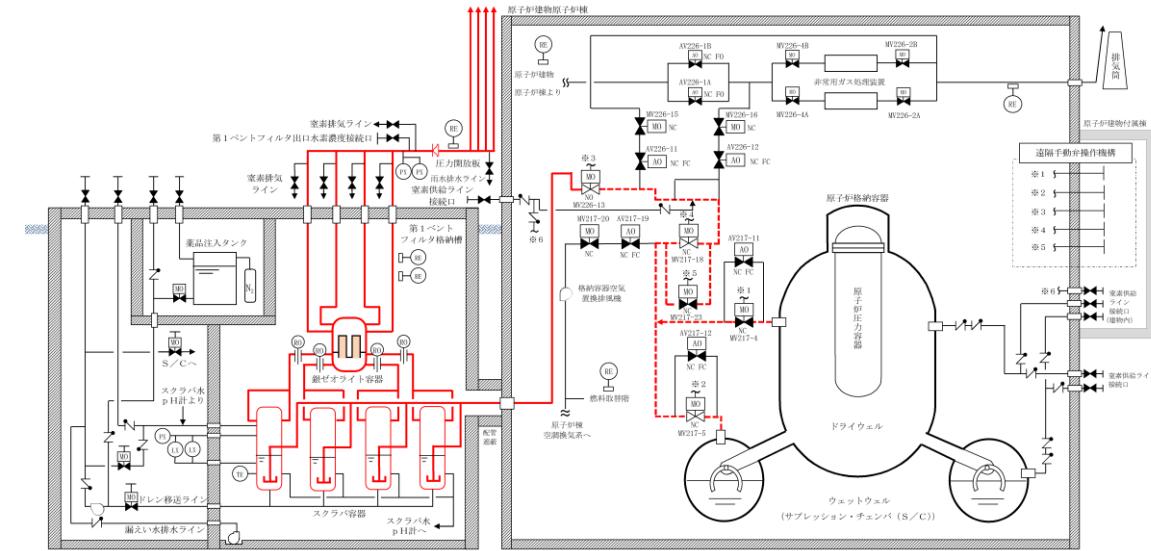


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

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¹⁾に維持する。

(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、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可搬型設備(車両)である第1ベントフィルタ出口水素濃度接続口を設け、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、原子炉建物原子炉棟外(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屋上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第1ベントフィルタ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格納容器から吸気する窒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</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>タバント系は、原子炉建物から給気する非常用ガス処理系のラインを經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>格納容器フィルタバント系を使用する場合に、經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>h. その他</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）からのドレン移送ラインを設置し、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>格納容器フィルタバント系は、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>格納容器フィルタバント系は、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>格納容器フィルタバント系は、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>格納容器フィルタバント系は、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> 	

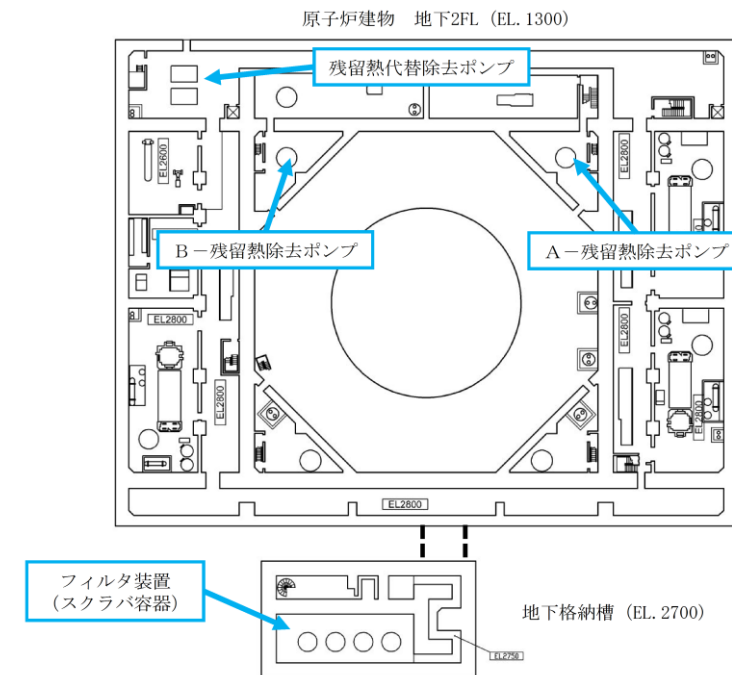


図 2.6-2-1 機器配置図 (その 1)

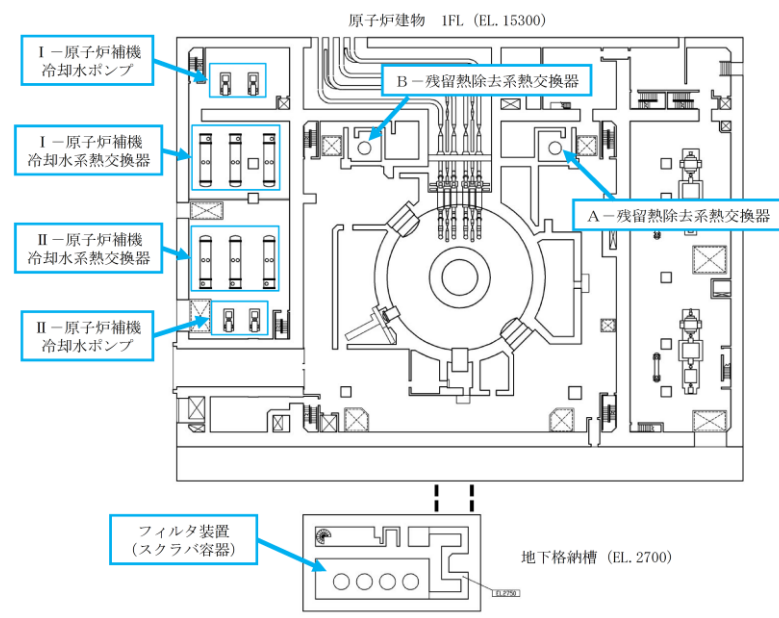


図 2.6-2-2 機器配置図 (その 2)

・記載方針の相違

・記載方針の相違

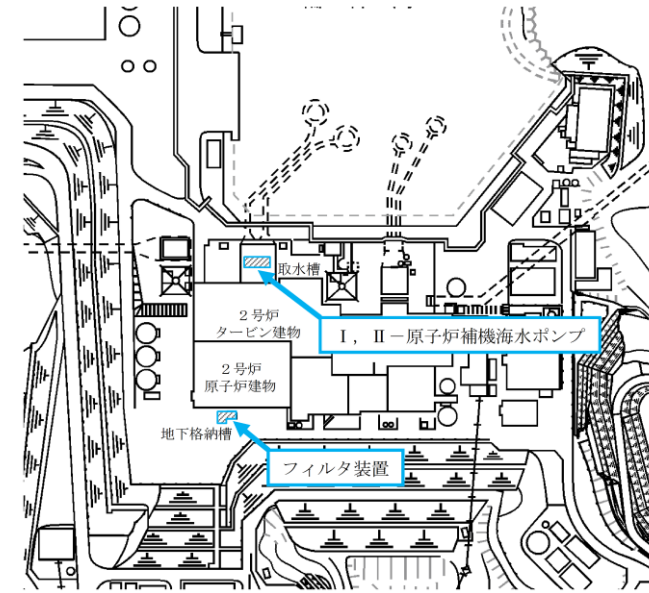


図 2.6-2-3 機器配置図 (その3)

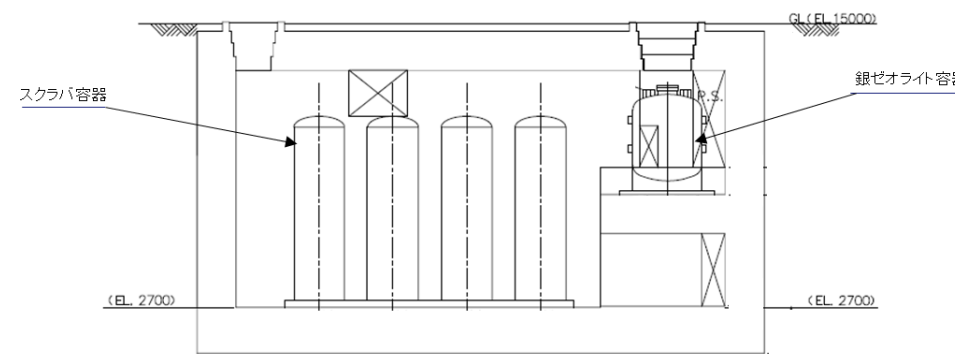


図 2.6-3 第1ベントフィルタ格納槽 断面図

2.3 格納容器圧力逃がし装置

2.3.1 系統構成

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。

(1) 配管等の構成

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。

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

2.7 格納容器フィルタベント系

2.7.1 系統構成

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、遠隔手動弁操作機構、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。

(1) 配管等の構成

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。

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

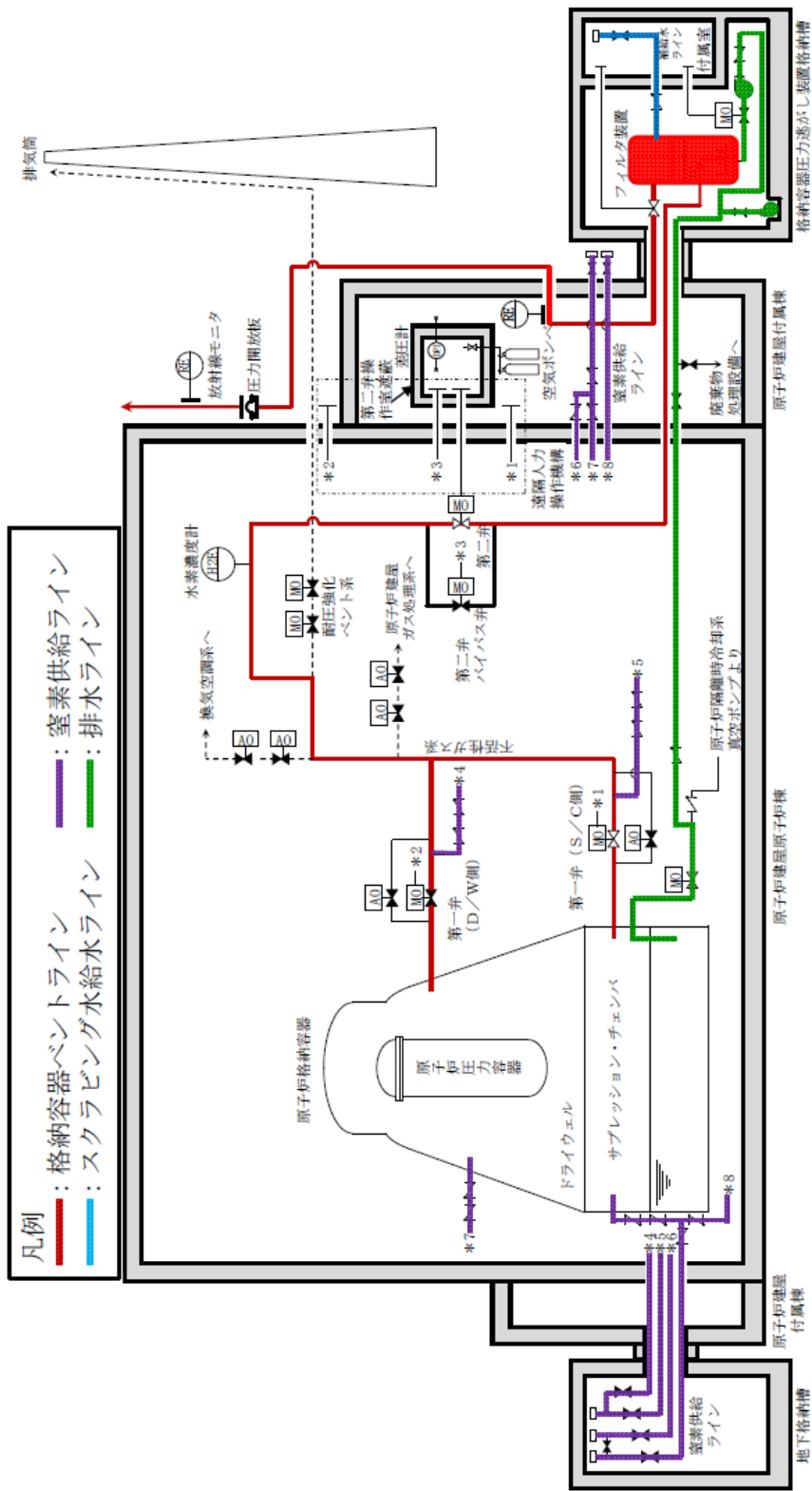
・記載方針の相違

・記載方針の相違

・設備の相違
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>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)に移送するためのドレン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<u>第1ベントフィルタ格納槽</u>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>原子炉棟空調換気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>原子炉棟空調換気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> <p>・設備の相違 系統構成の相違</p> <p>・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)</p> <p>・設備の相違 島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備である</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>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

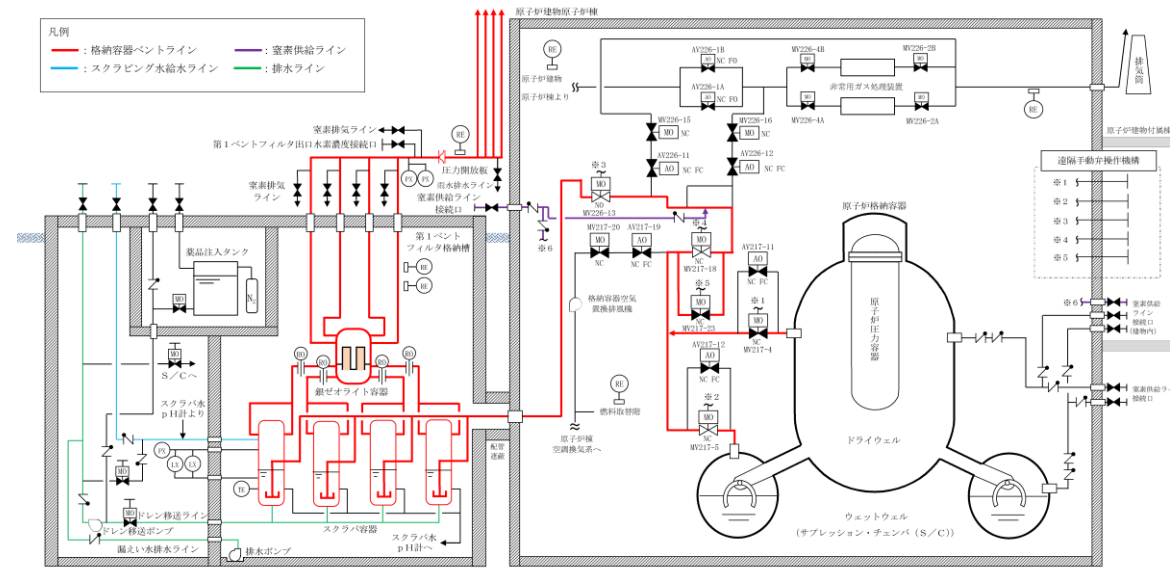
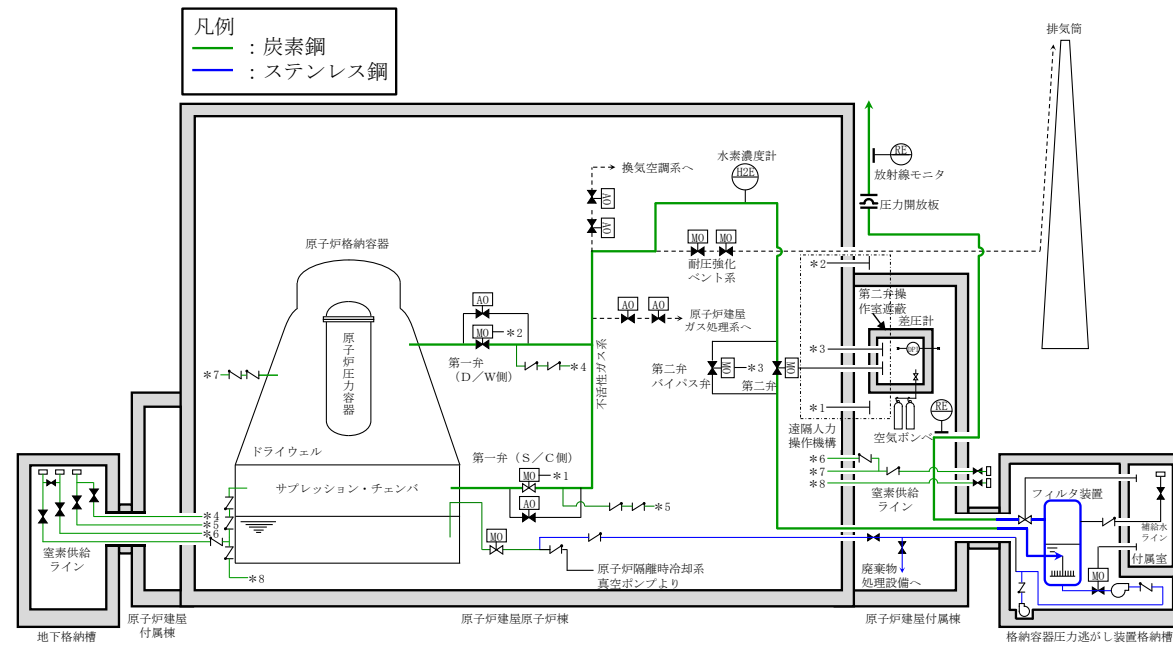


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

・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

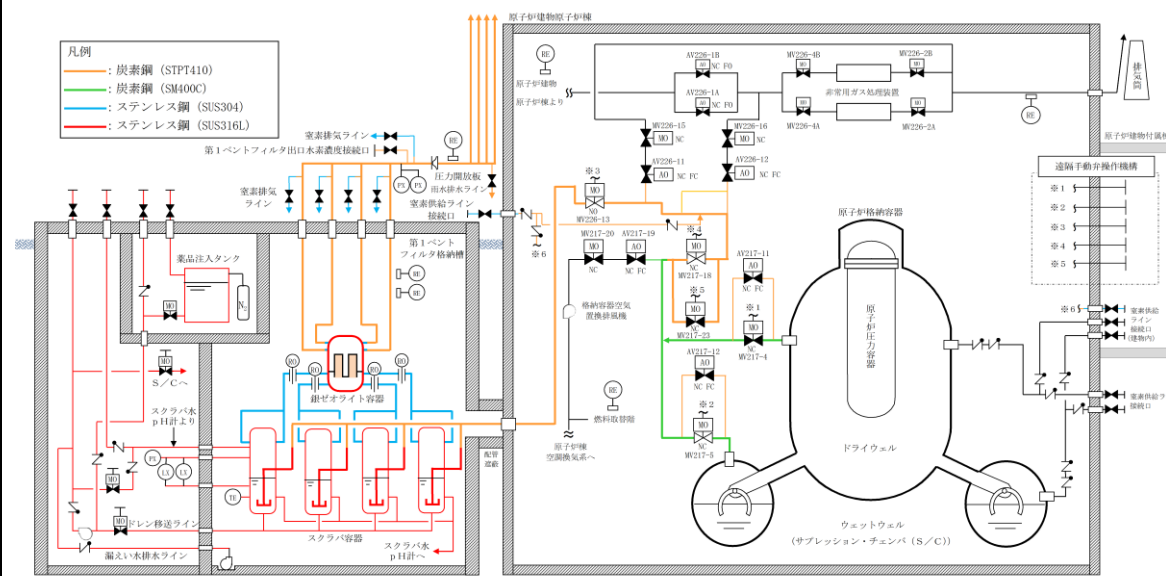


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

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、容器内部によう素除去部を設け、ガス状放射性よう素を捕集する物質（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。

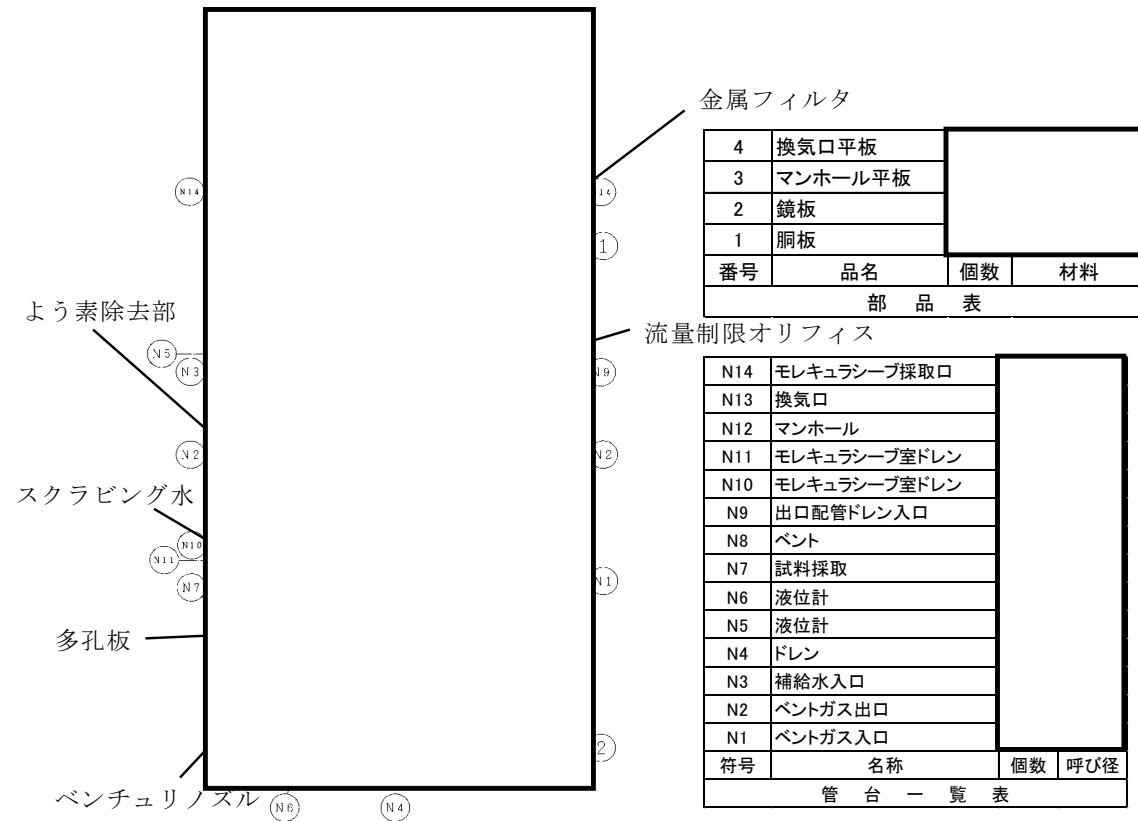
・設備の相違

・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う素フィルタは、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、耐性に優れた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><u>g. 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号炉のスクラバ容器は、海外での適用実績及び地下格納槽内の配置スペースの観点で容器をコンパクトに設計するため、複数基で構成することとし、必要な容量を確保するため、4基で構成する</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

(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、ノズル中下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

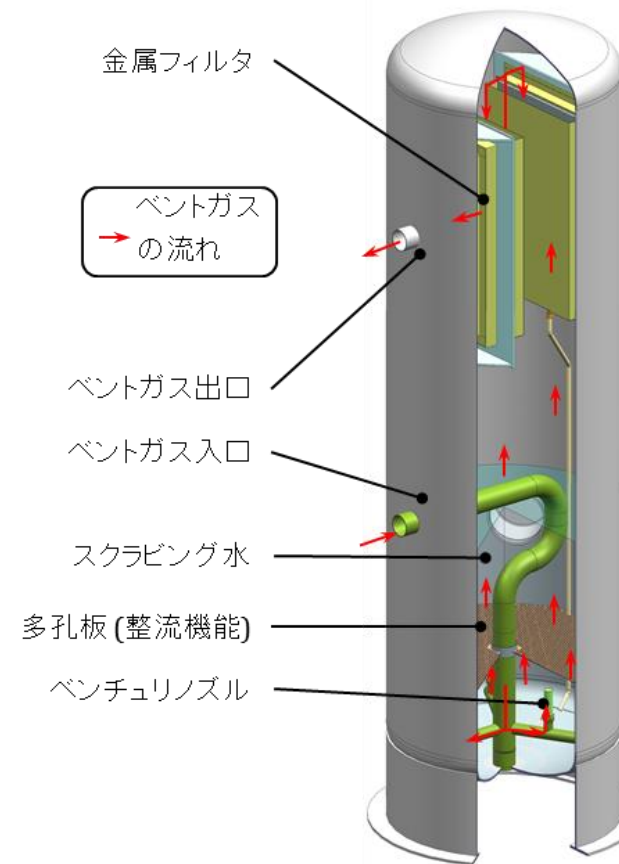


図2.7.2-1 フィルタ装置(スクラバ容器)概略構造

【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。

・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>隣接ノズルへ与える影響はない。</p> <div data-bbox="231 247 1270 472" style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる とする。</p> <p>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。</p>	<p>また、スクラビング水には化学薬剤として 及び水酸化ナトリウム (NaOH) 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。</p> <div data-bbox="1359 336 2418 436" style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> <p> 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)</p> <p>ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れるステンレス鋼 とする。</p> <p><u>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)</u></p> <p><u>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)</u></p> <p><u>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。</u></p> <div data-bbox="1409 955 2285 1344"> </div> <p>図2.7.2-2 フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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
<div data-bbox="320 256 1127 730" data-label="Image"></div> <div data-bbox="468 745 973 787" data-label="Caption"><p>第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図</p></div> <div data-bbox="320 848 1127 1302" data-label="Image"></div> <div data-bbox="454 1327 988 1369" data-label="Caption"><p>第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図</p></div>	<div data-bbox="1466 222 2273 781" data-label="Image"></div> <div data-bbox="1620 791 2083 833" data-label="Caption"><p>図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図</p></div>	



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。

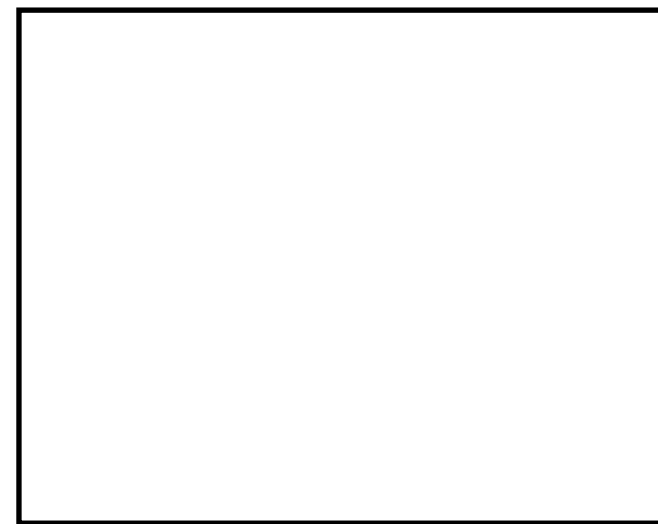


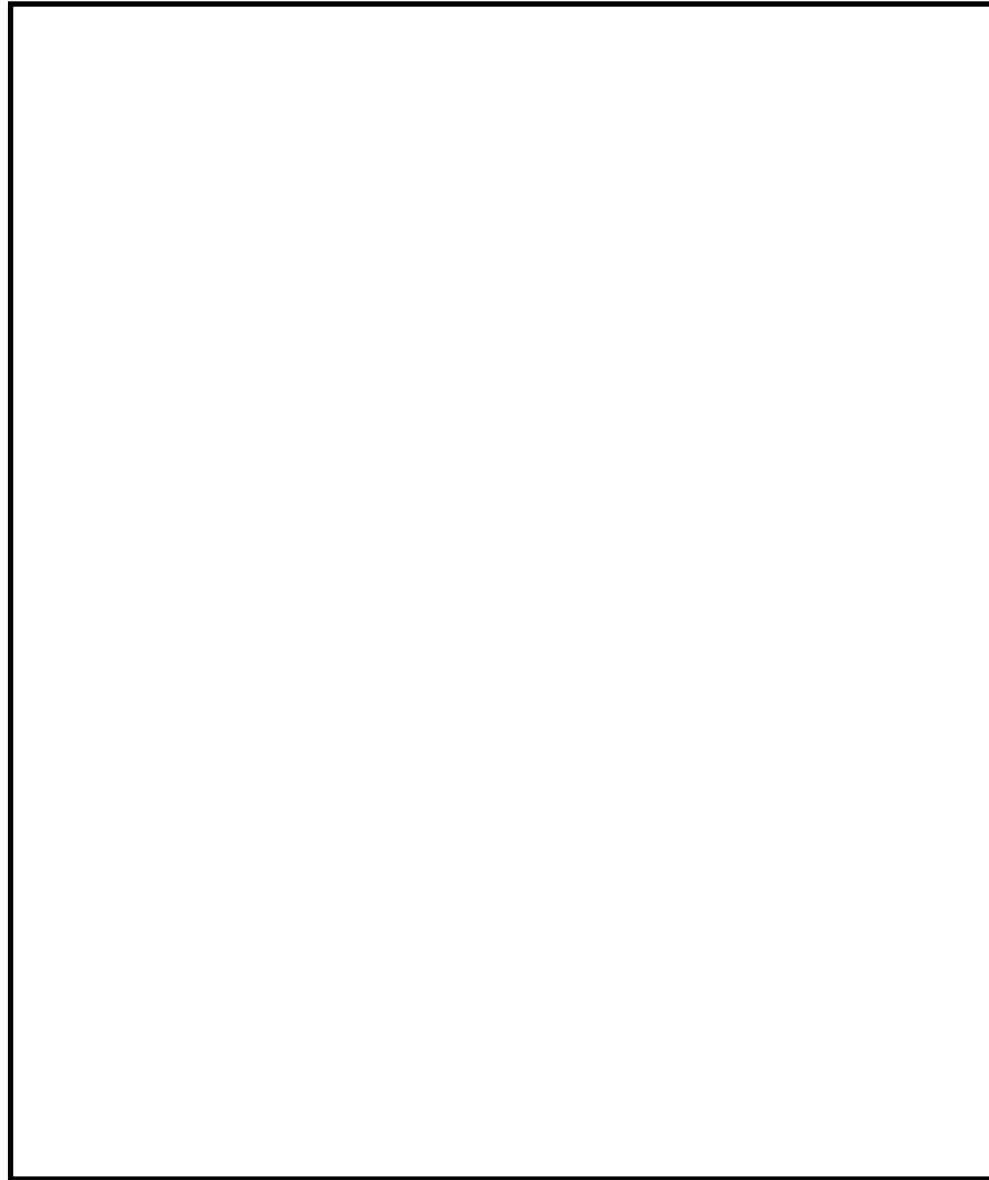
図 2.7.2-4 ベンチュリノズルからのベントガスの流れの概要

【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

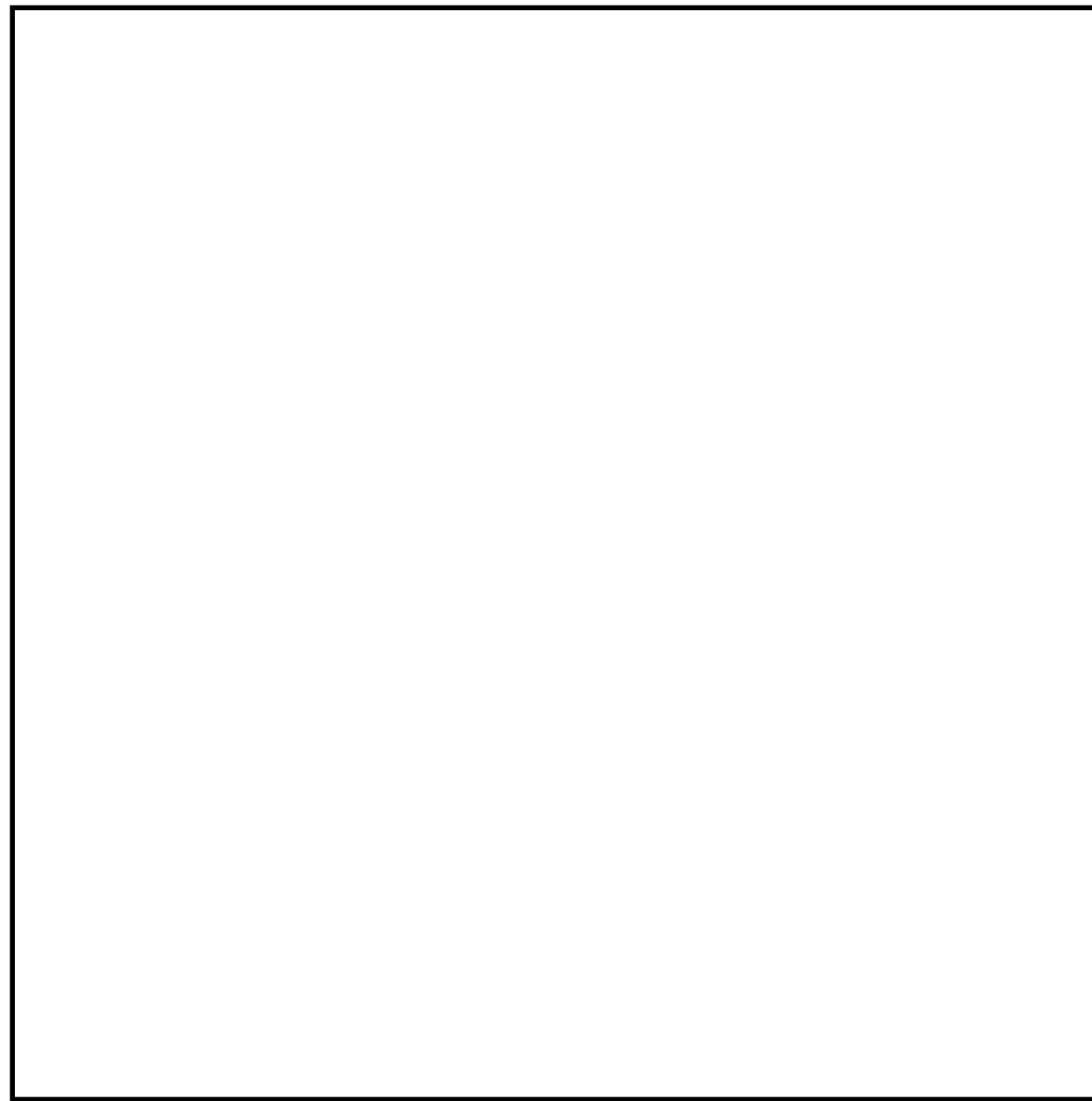

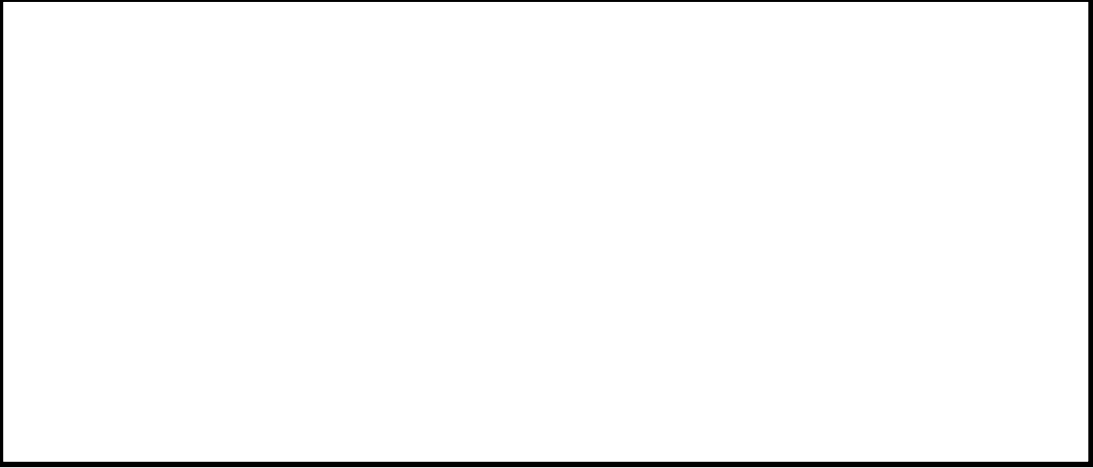
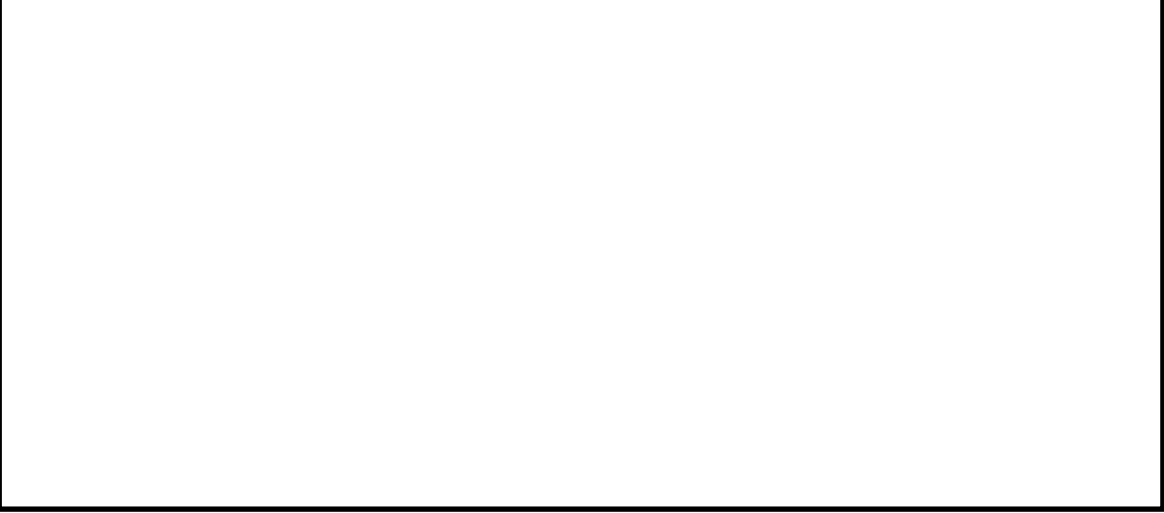
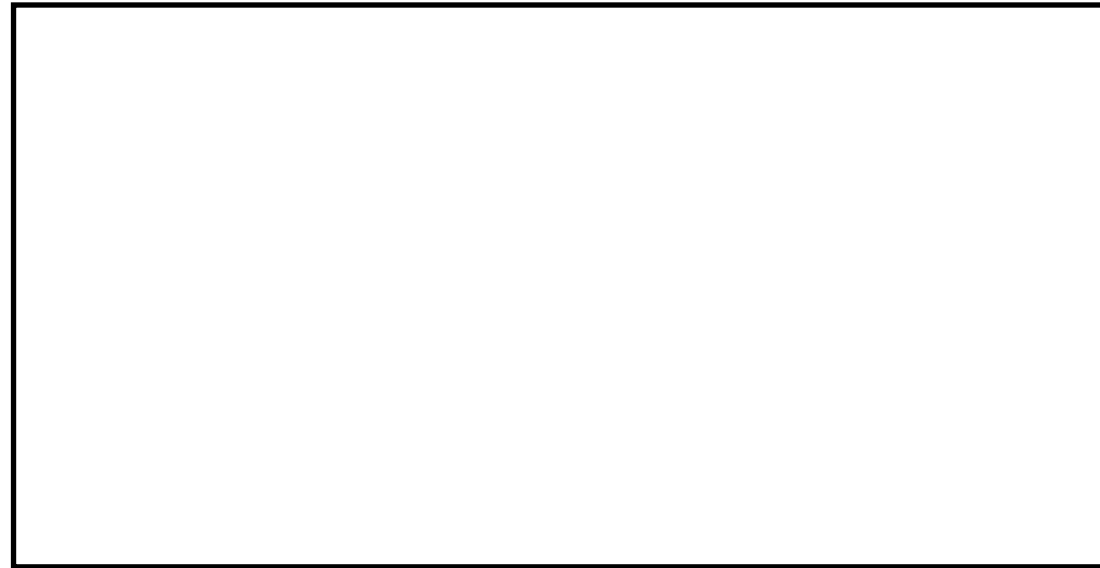


図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

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。

(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仕様を第 2.3.2-1 表に示す。(別紙 6)



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。

・記載方針の相違

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。

・記載方針の相違

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

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="210 390 1273 468">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="181 575 1240 1037" style="border: 1px solid black; height: 220px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="492 1062 928 1094">第2.3.2-9図 よう素除去部概略図</p> <div data-bbox="181 1108 1249 1583" style="border: 1px solid black; height: 226px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="338 1602 1065 1633">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="1368 212 2418 289"><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="1368 302 2418 380"><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="1368 392 2418 470"><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="1537 533 2169 1024" style="text-align: center;"> </div> <p data-bbox="1516 1062 2199 1094">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="2599 165 2659 197">備考</p> <p data-bbox="2451 392 2599 470">・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	

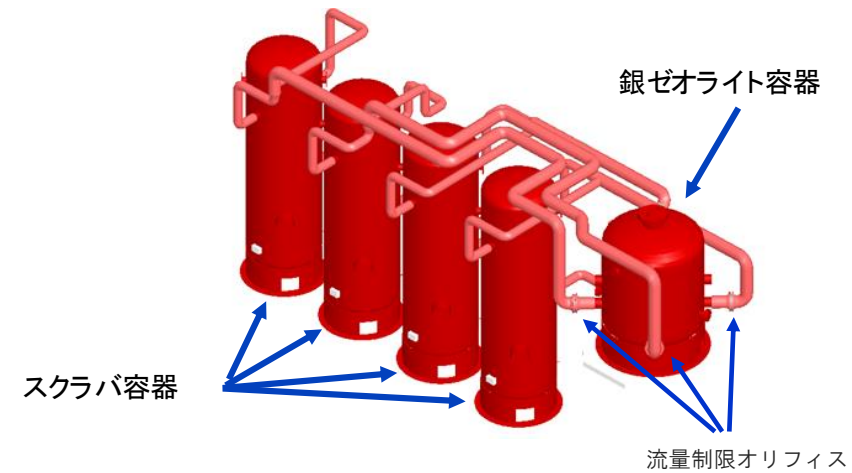


図2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

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 水酸化ナトリウム

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><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></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><u>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。</u></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><u>配管及び弁類は以下のとおり設計している。</u></p> <p>(1) <u>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。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表 2.7.3-1 主配管主要仕様</u></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 1308" 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)



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)



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)



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)

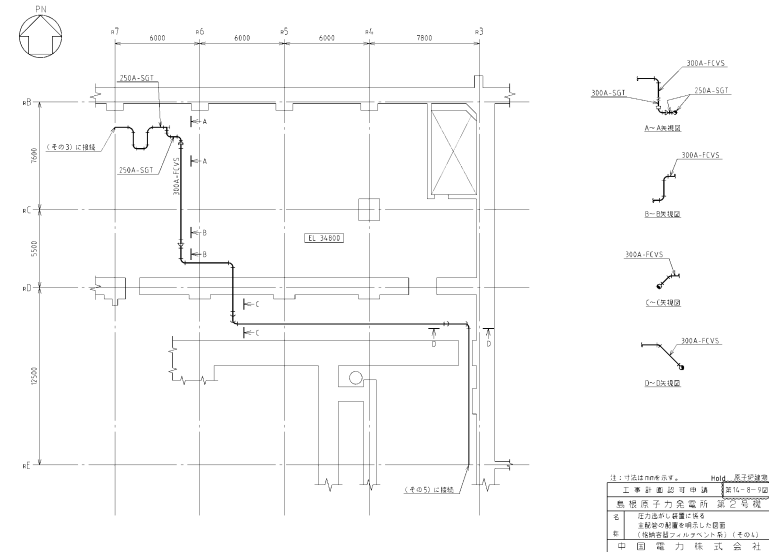


図 2. 7. 3-2 主配管の配置を明示した図面 (その 1)

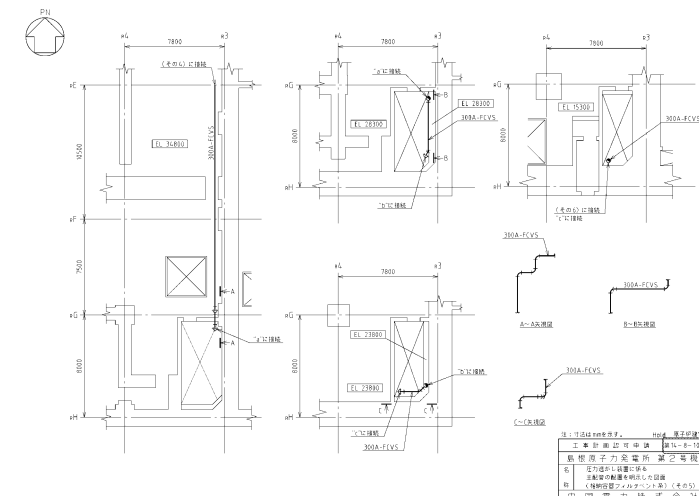


図 2. 7. 3-3 主配管の配置を明示した図面 (その 2)

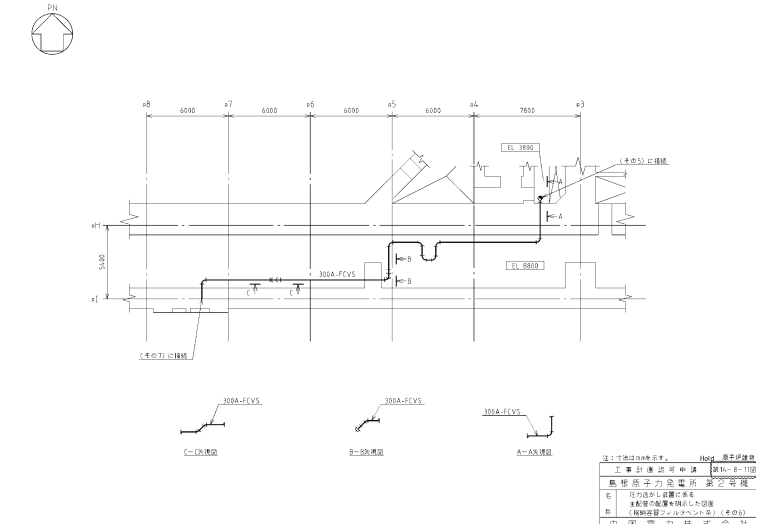
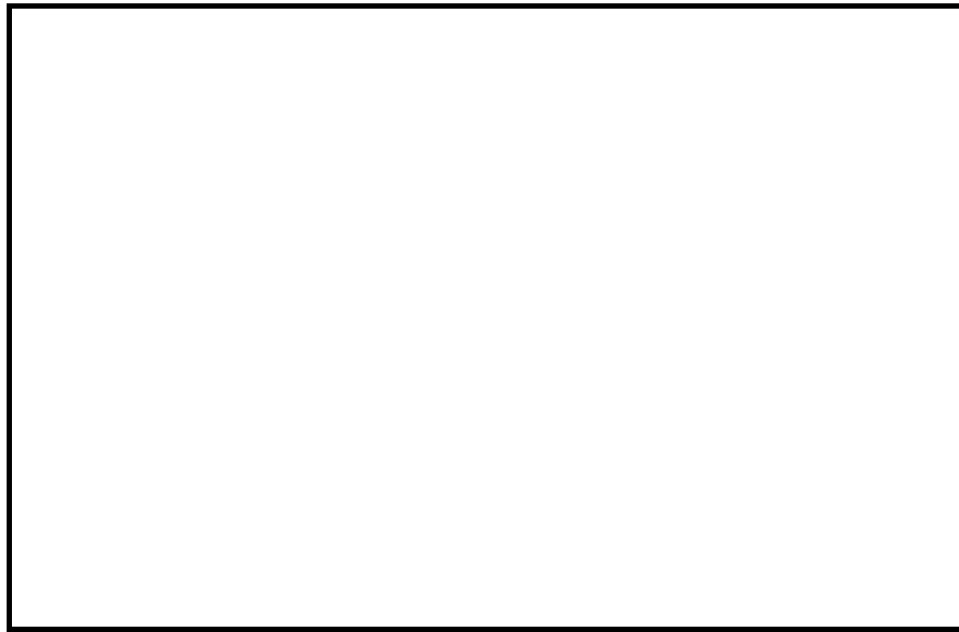


図 2. 7. 3-4 主配管の配置を明示した図面 (その 3)



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)



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)

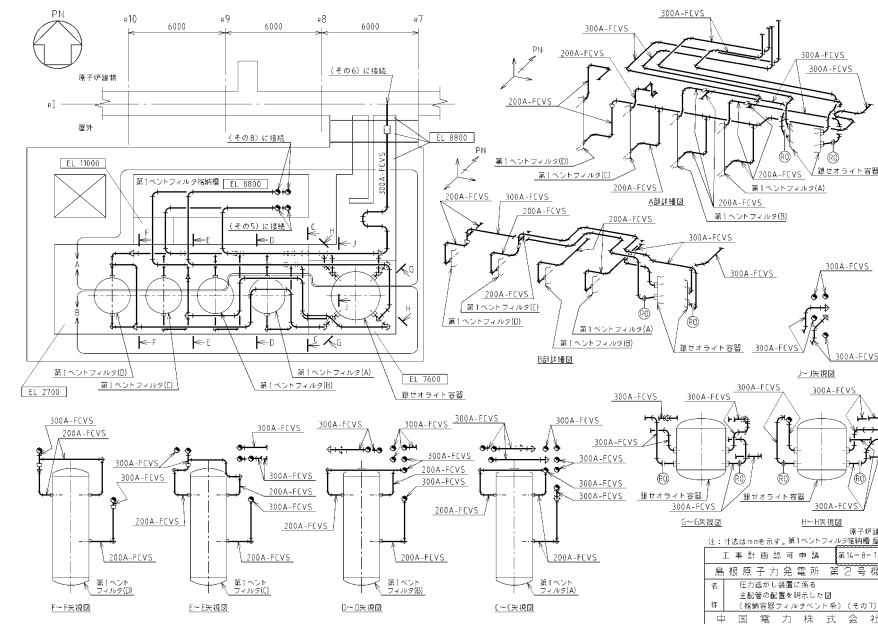


図 2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面 (その 4)

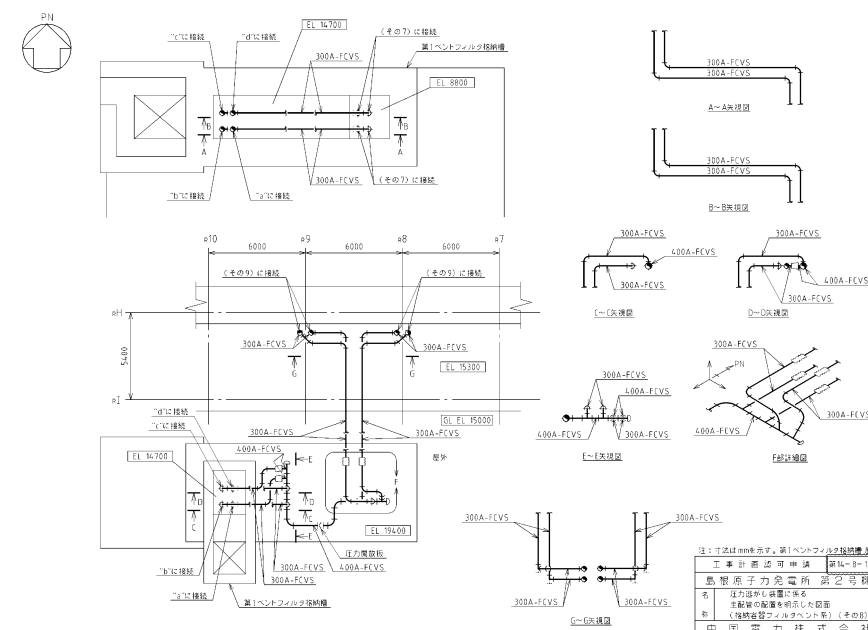
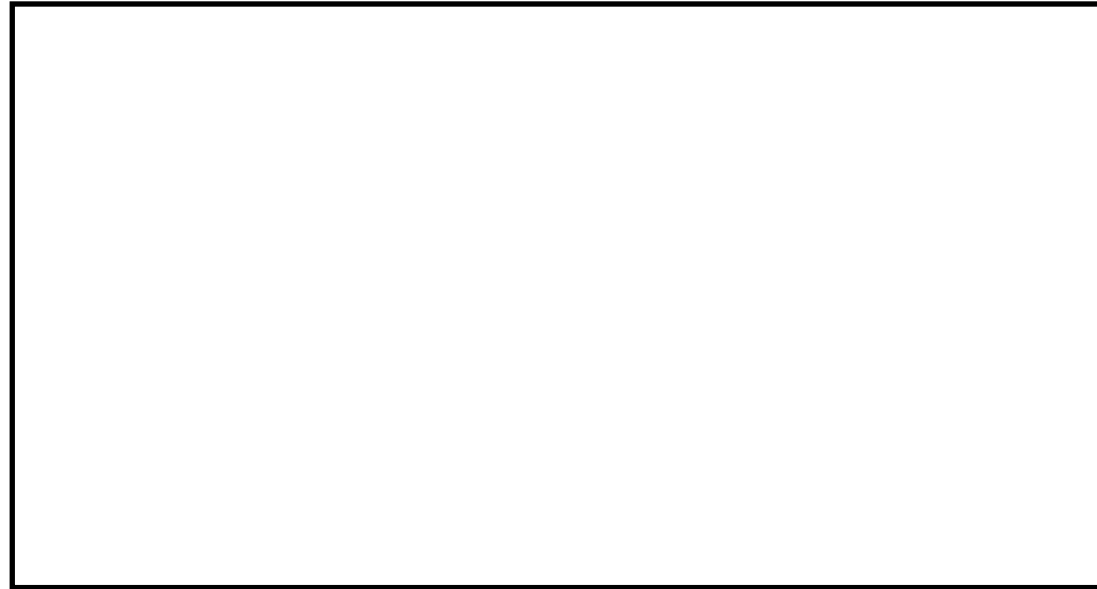


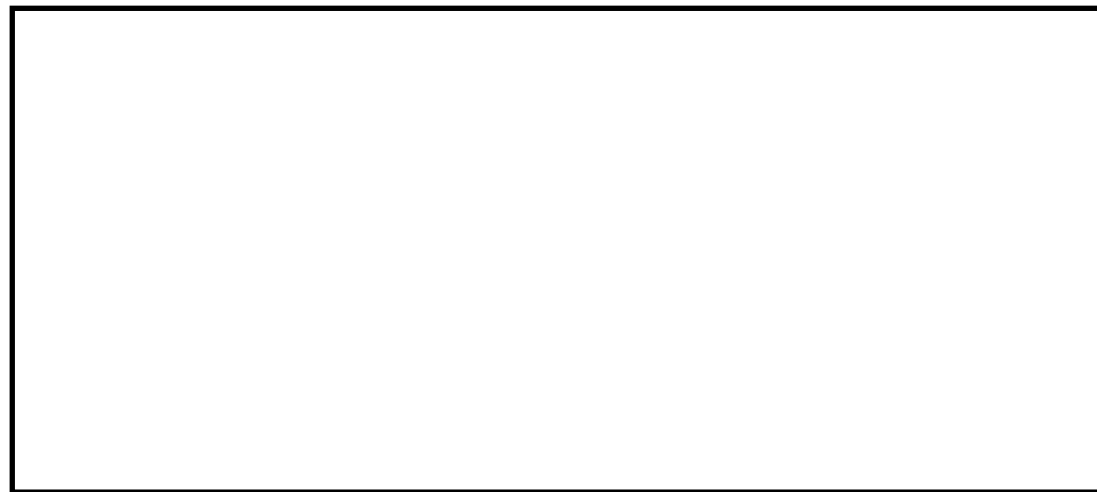
図 2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面 (その 5)



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)



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)



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)

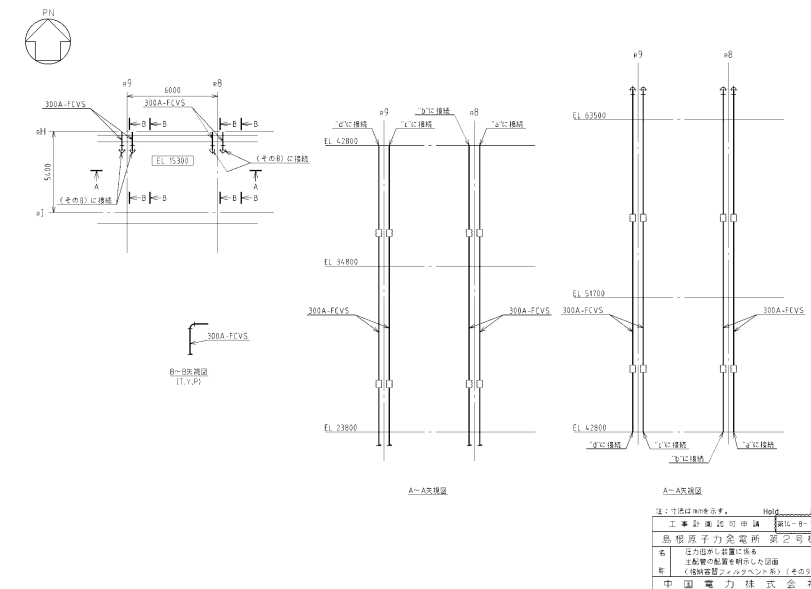
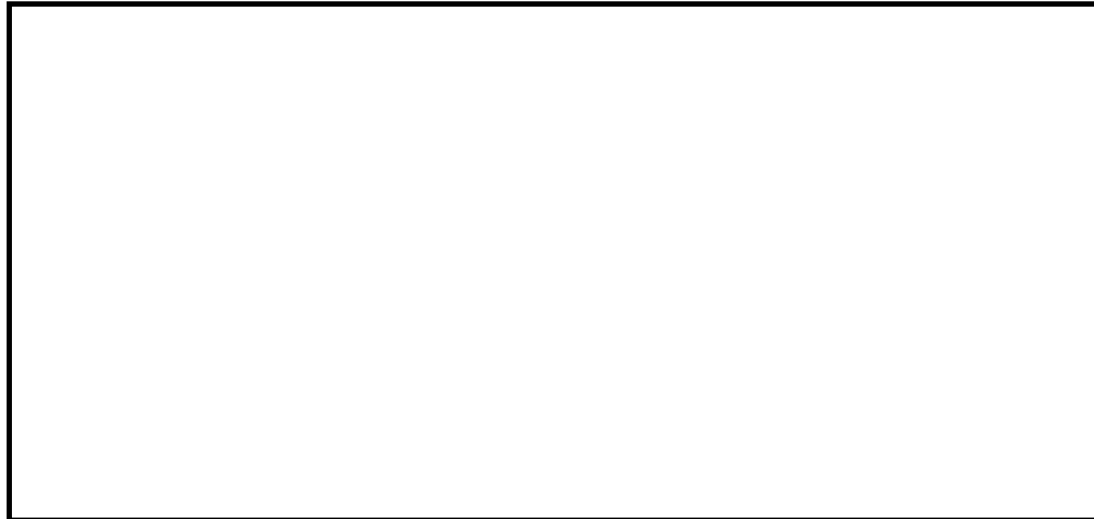


図 2.7.3-7 主配管の配置を明示した図面 (その6)

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

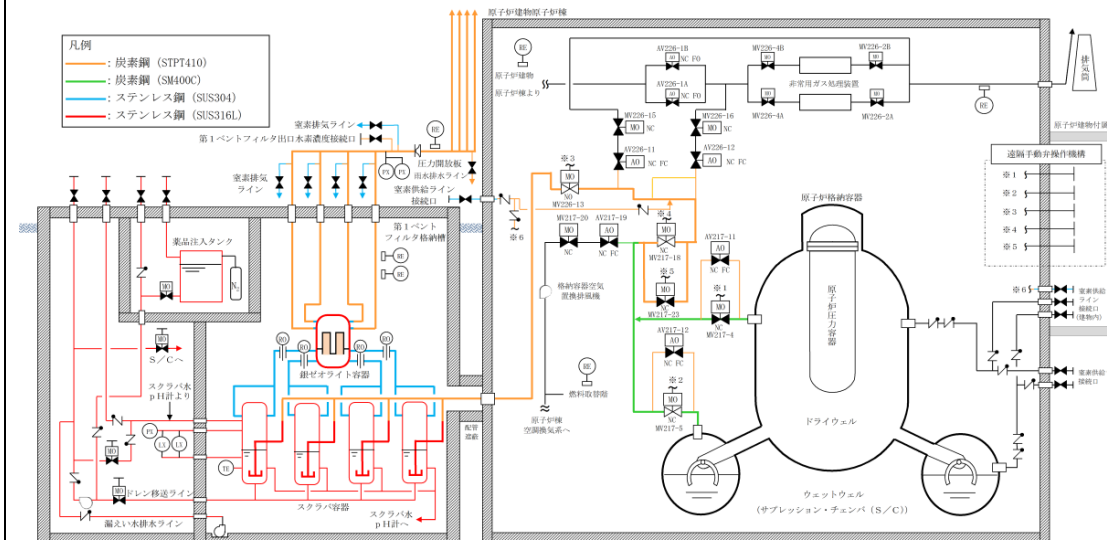


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

・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で設計としており、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 2.7.3-11~14 に示す。(別紙 3)

・記載方針の相違

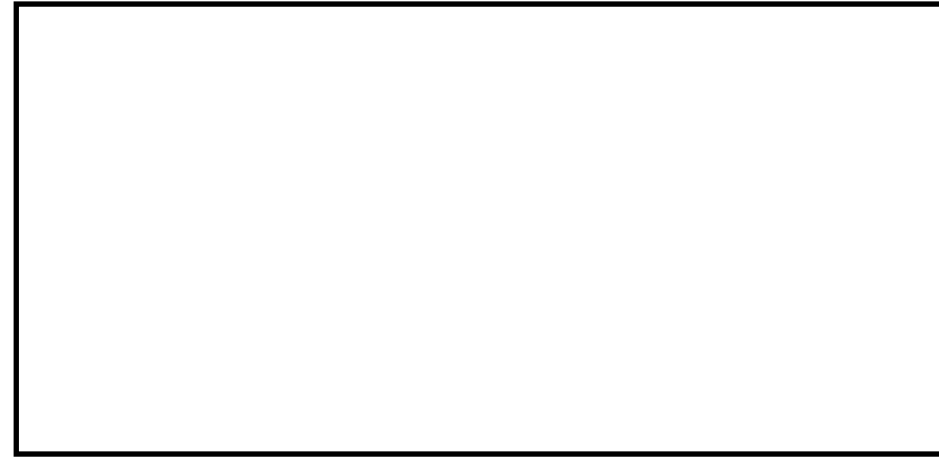
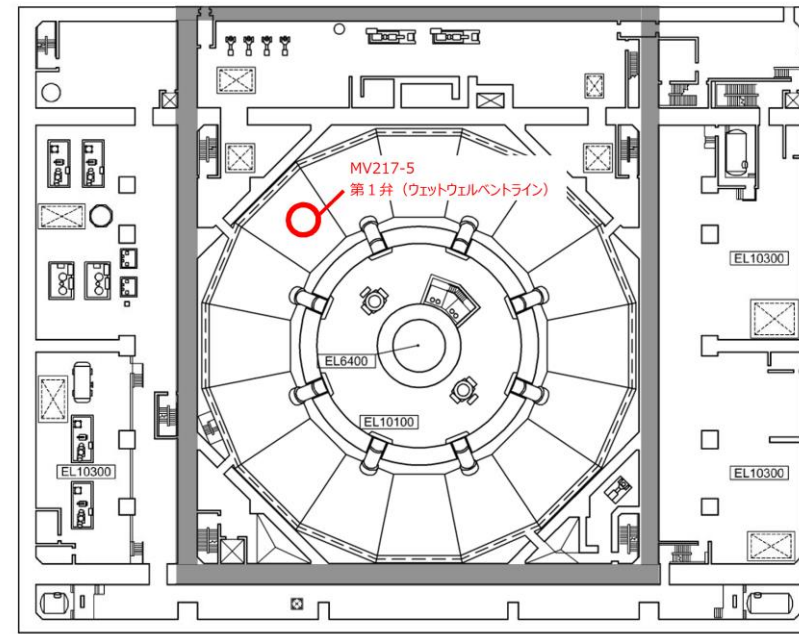


図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図

・記載方針の相違



R/B B1FL (EL8800)

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)

・記載方針の相違

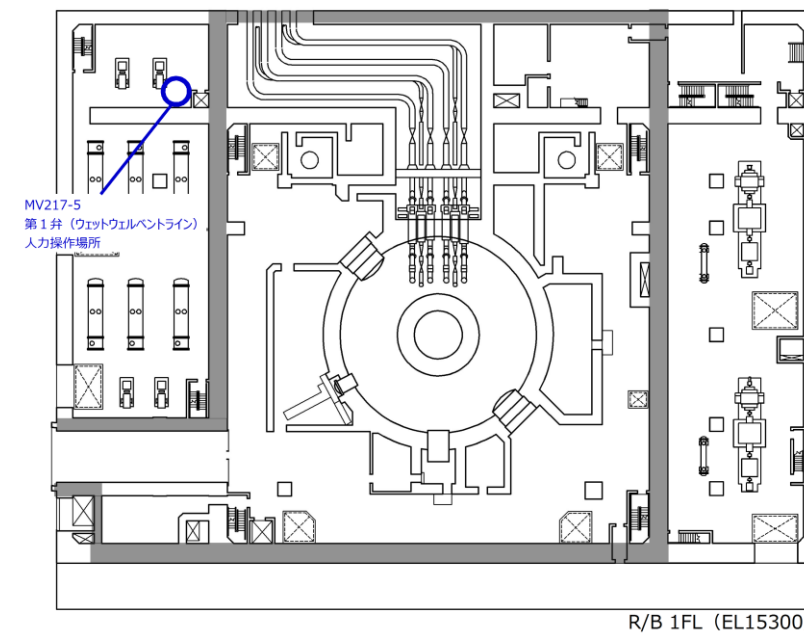


図 2.7.3-12 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

・記載方針の相違

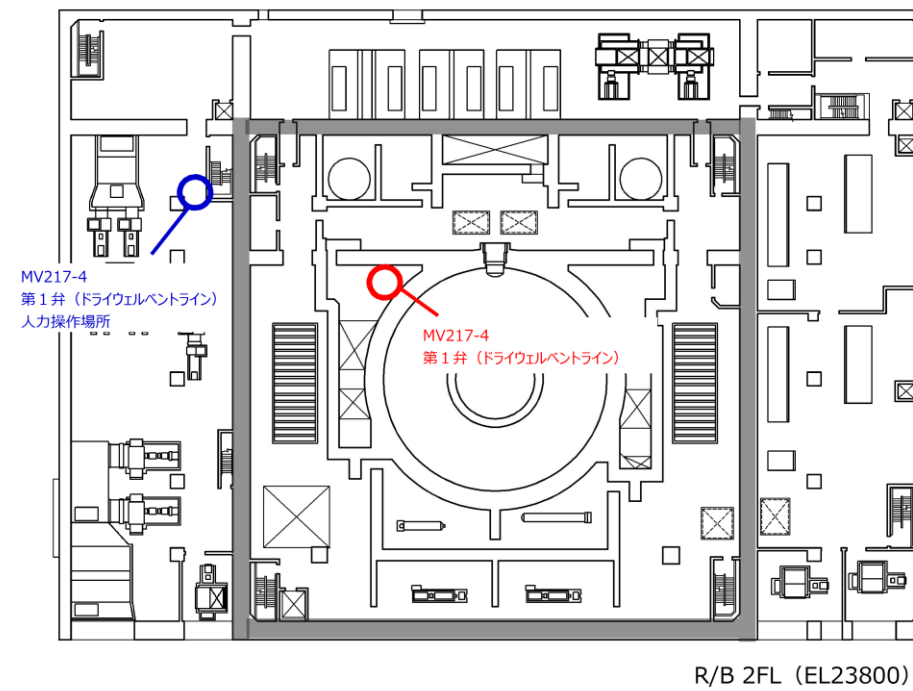


図 2.7.3-13 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

・記載方針の相違

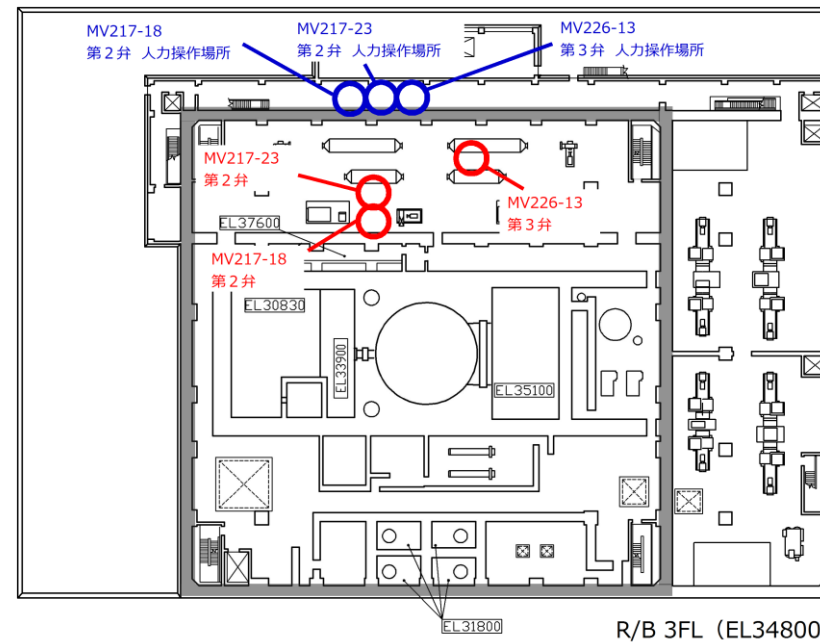


図 2.7.3-14 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

(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	反転型ラプチャディスク
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

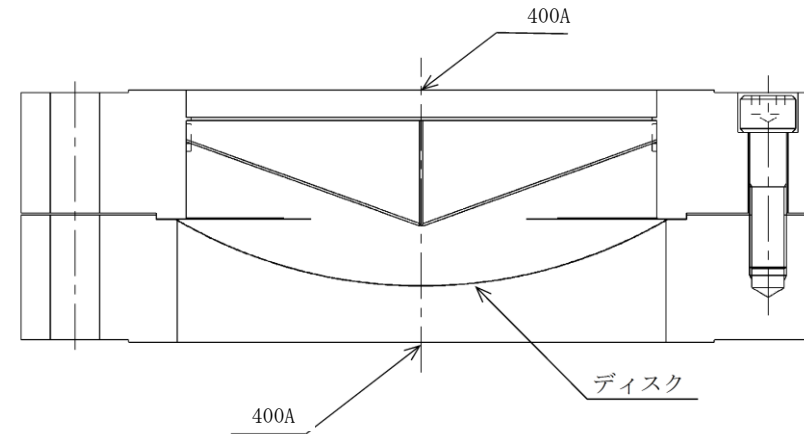


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

(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

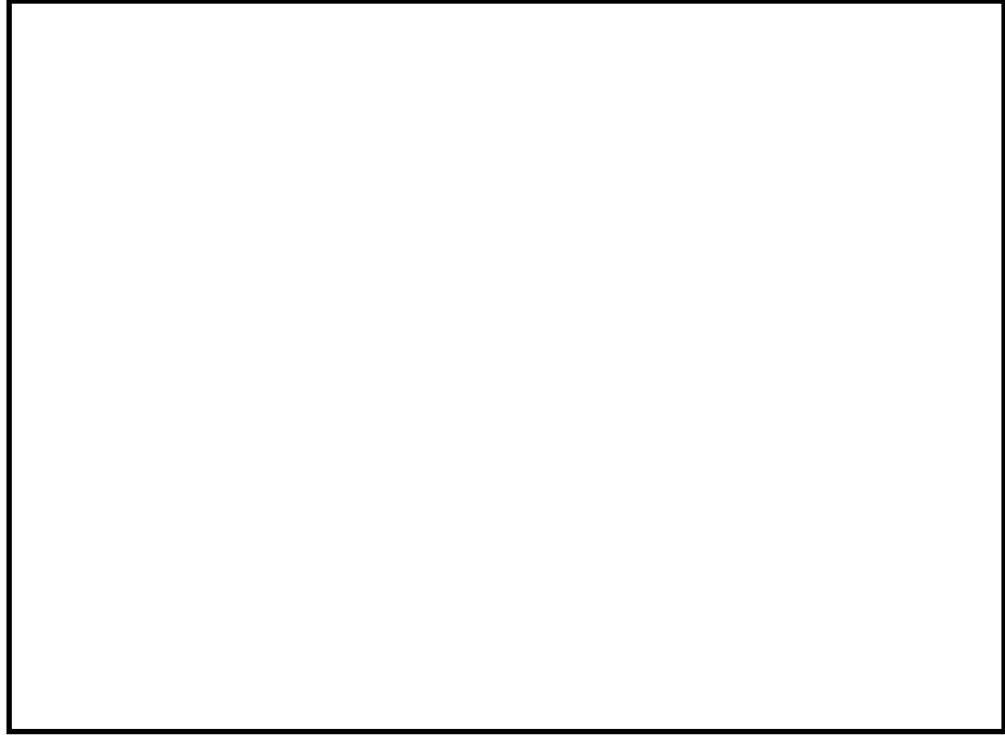
・記載方針の相違

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>ベント停止後の系統内の水素濃度が可燃限界 4vol%以下に維持されていることを監視するため、フィルタ装置入口配管に設置する。</u>(別紙 1, 別紙 34)</p> <p><u>ベント停止(第一弁を閉止)後は、フィルタ装置入口配管に窒素を供給し、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過して掃気され、可燃限界に至ることはない。</u></p> <p><u>水素濃度の計測は、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。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計は、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。</u></p>	<div data-bbox="1507 220 2220 590" 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、第1ベントフィルタ出口水素濃度、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ及びフィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備にて構成する。</u>(別紙 26, 別紙 27, 別紙 28, 別紙 29)</p> <p>(1) <u>第1ベントフィルタ出口水素濃度</u></p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度</u>は、<u>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、第1ベントフィルタ装置出口配管に設置する。</u>(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、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過して掃気され、可燃限界に至ることはない。</u></p> <p><u>水素濃度の計測は、格納容器への窒素供給を実施するベント停止前のタイミングで実施する。</u></p> <p><u>第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測範囲は、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。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 ・運用の相違 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 ・運用の相違 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 ・運用の相違 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>(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>フィルタ装置入口水素濃度計の主要仕様を第2.4.1-1表に示す。</p> <p style="text-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="249 294 1264 478"> <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> <p>(2) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u></p> <p><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)</p> <p><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。</p> <p><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><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 style="text-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 1331 1264 1608"> <tr> <td></td> <td>高レンジ用</td> <td>低レンジ用</td> </tr> <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> </table> <p>(3) <u>フィルタ装置周り計装設備</u></p> <p>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>	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		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>第1ベントフィルタ出口水素濃度の主要仕様を表2.8.1-1に示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表2.8.1-1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1389 294 2404 478"> <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> <p>(2) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u></p> <p><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)</p> <p><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><u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の主要仕様を表2.8.1-2に示す。</p> <p style="text-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 1331 2404 1562"> <tr> <td></td> <td>高レンジ用</td> <td>低レンジ用</td> </tr> <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> </table> <p>(3) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備</u></p> <p>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>	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		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> <p>(2.8.2 電源設備に記載している)</p> <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																																															
	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																																														
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																																															
	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																																														

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>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。</u></p> <p>なお、<u>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、<u>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。</u></u></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><u>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。</u></p> <p>(a) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u></p> <p><u>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</u> <input type="text"/> <u>にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。</u></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、<u>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)</u></p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>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</u> <input type="text"/> <u>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。</u></p> <p>b. 系統運転状態</p> <p><u>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。</u></p> <p>(a) <u>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</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>なお、<u>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、<u>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。</u></u></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><u>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。</u></p> <p>(a) <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></p> <p><u>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(1,700mm~1,900mm)にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。</u></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、<u>スクラバ水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23)</u></p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>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</u> <input type="text"/> <u>[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。</u></p> <p>b. 系統運転状態</p> <p><u>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。</u></p> <p>(a) <u>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</u></p> <p><u>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</u></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>装置に導かれていることを確認する。</p> <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。</p> <p>ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属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. 事故収束状態 <u>格納容器圧力逃がし装置の事故収束時の状態</u>を以下のとおり確認する設計としている。</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、<u>窒素供給による系統パージ停止後</u>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</u>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。</p>	<p>装置に導かれていることを確認する。</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。</p> <p>ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属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. 事故収束状態 <u>格納容器フィルタベント系の事故収束時の状態</u>を以下のとおり確認する設計としている。</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>可搬型設備(車両)である第1ベントフィルタ出口水素濃度</u>にて<u>格納容器への窒素供給を実施するベント停止前のタイミング</u>で測定を開始し、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</u>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。</p>	<p>・運用の相違</p>



第 2.4.1-1 図 フィルタ装置水位

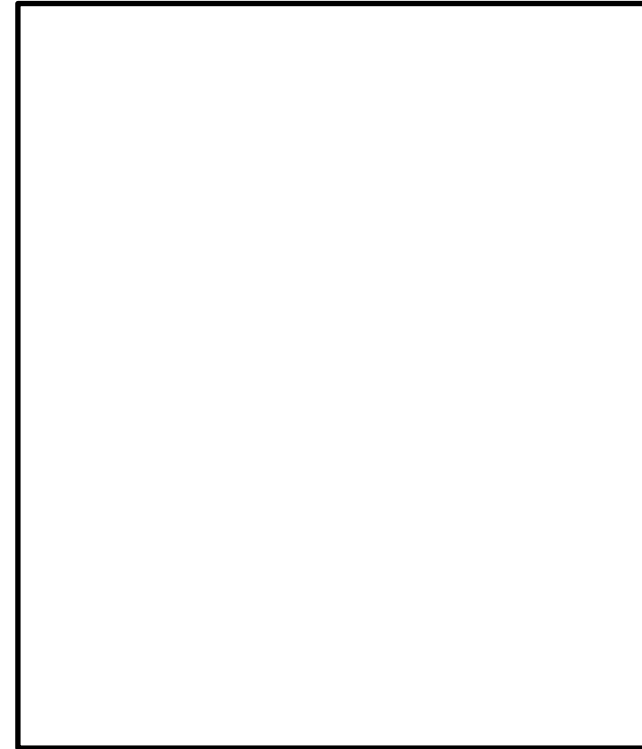
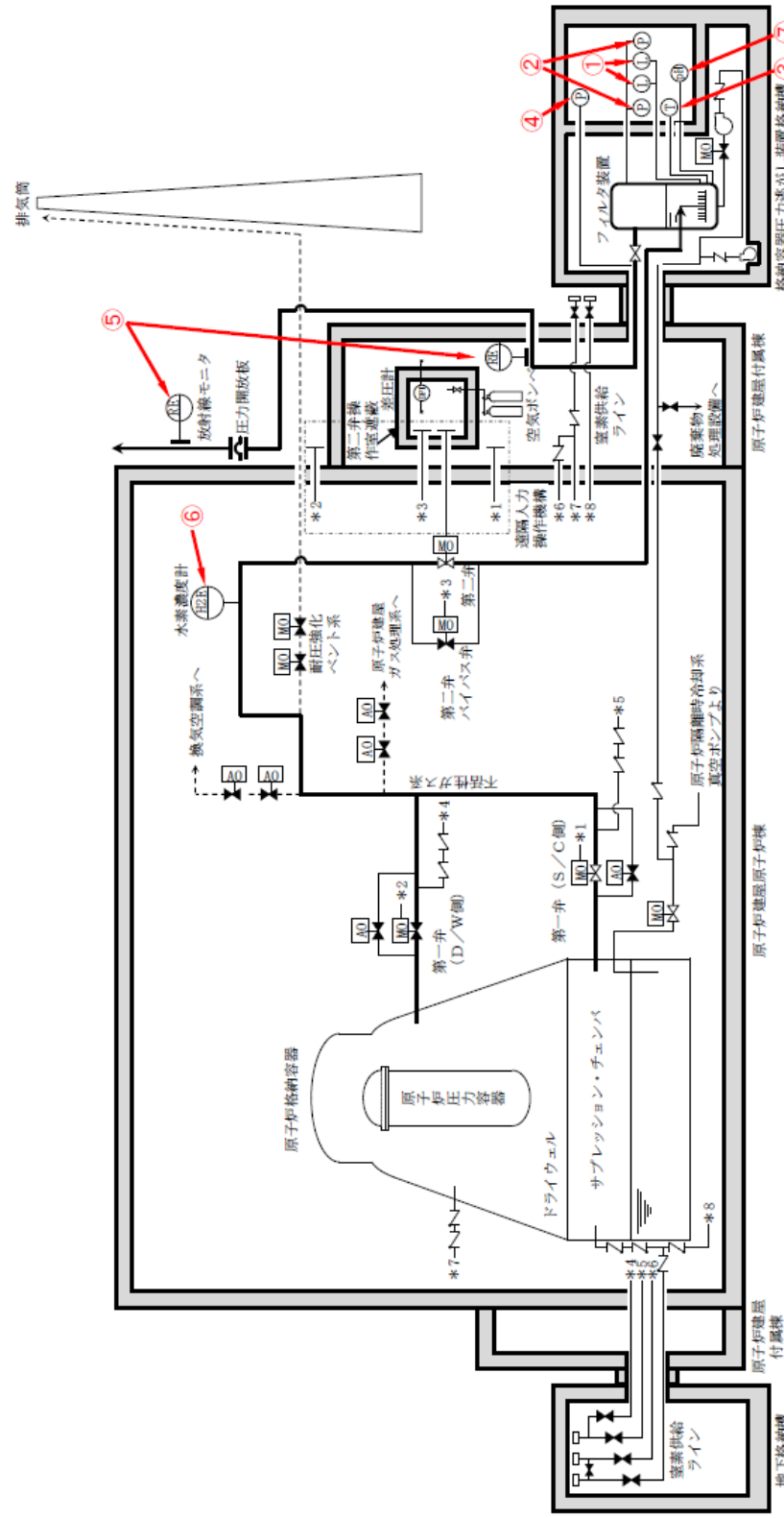


図 2.8.1-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 水位



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

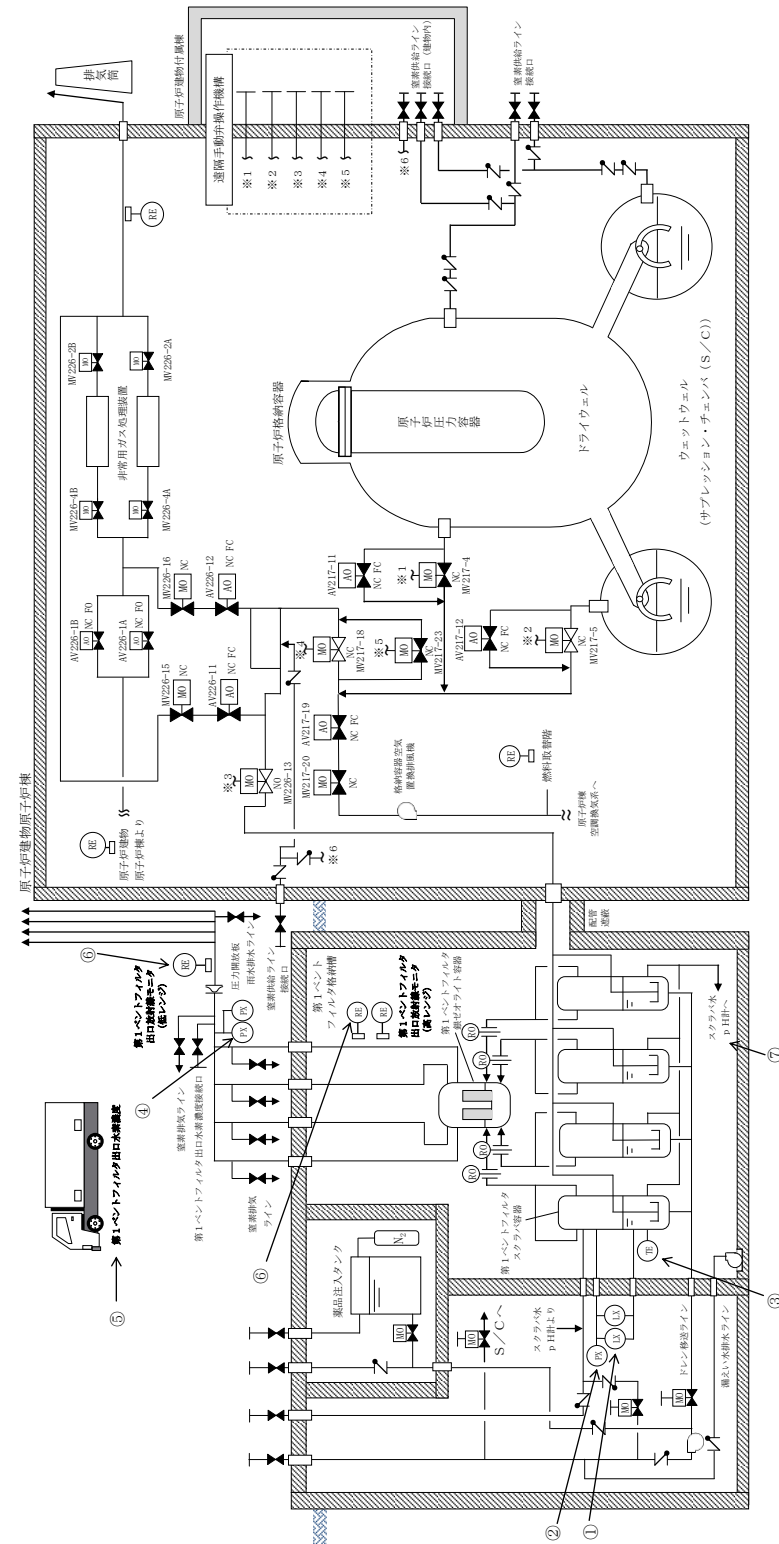


図 2.8.1-2 格納容器フィルタバント系の計装設備 概略構成図

・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

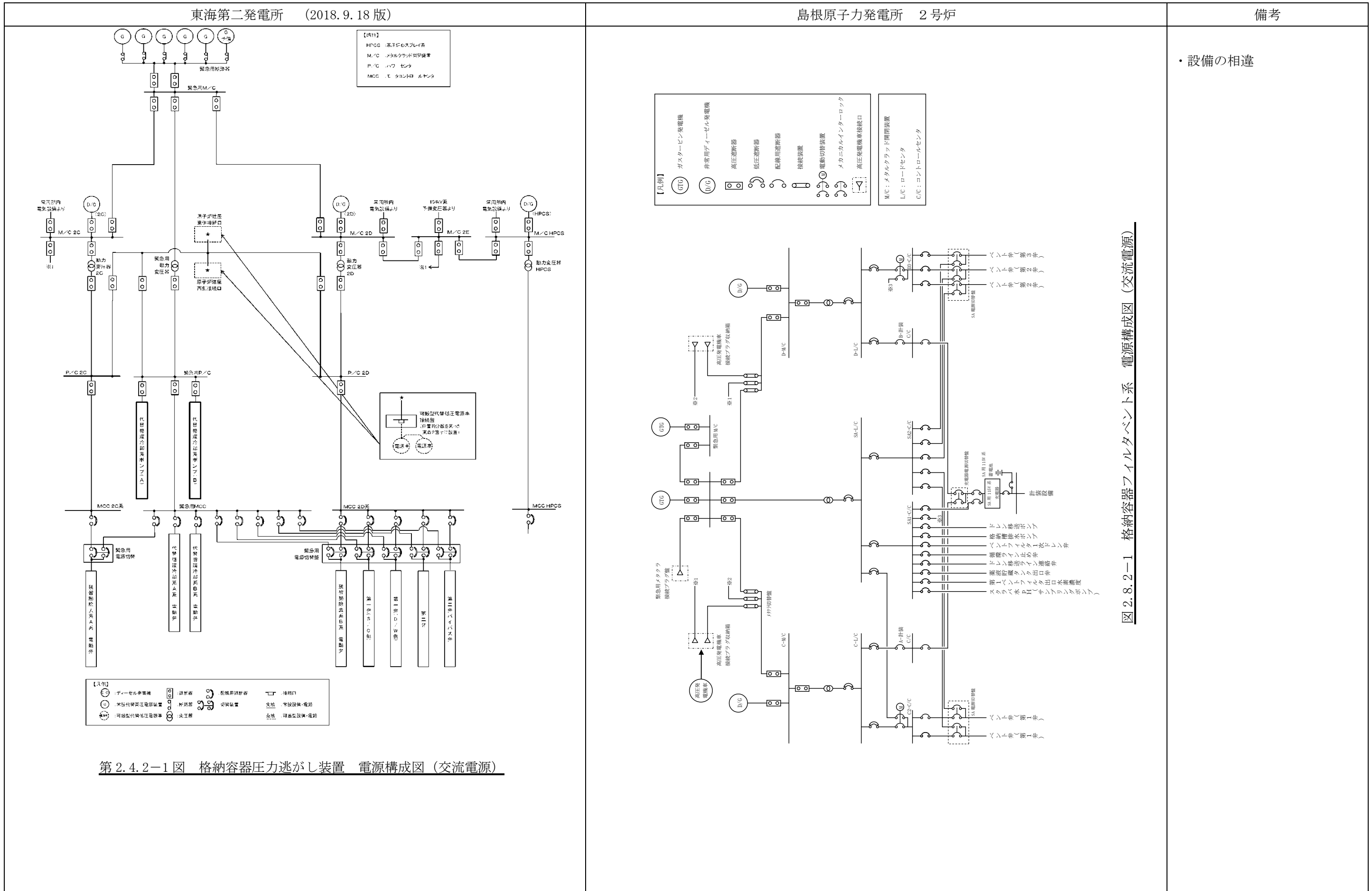
監視パラメータ※1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持の ための水位監視		系統待機時における水位の範囲(1,700mm~1,900mm)及び系統運転 時の下限水位から上限水位の範囲を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内 雰囲気ガスがフィルタ装 置へ導かれていること の確認	0~1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 853kPa [gage] (2Rd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [gage] 程度が維持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%)未達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
				2	中央制御室 緊急時対策所
⑥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)	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	中央制御室 緊急時対策所
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。

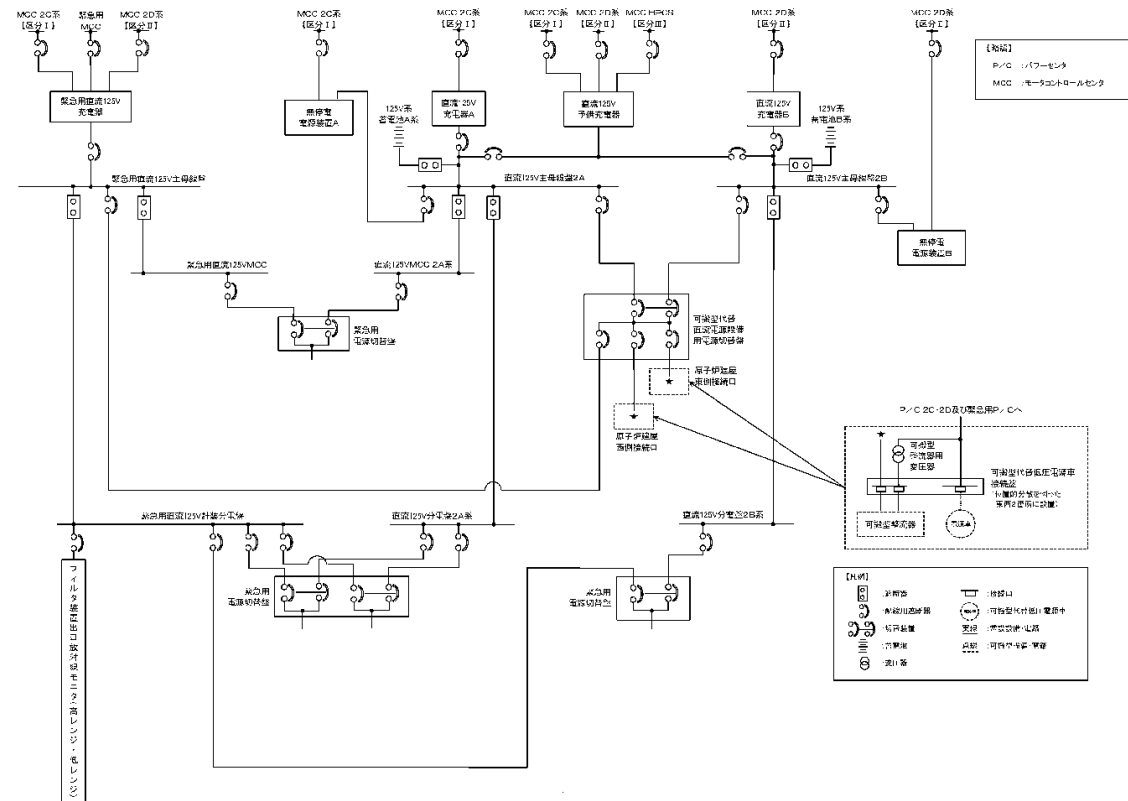
※2 自主対策設備

・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 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

島根原子力発電所 2号炉

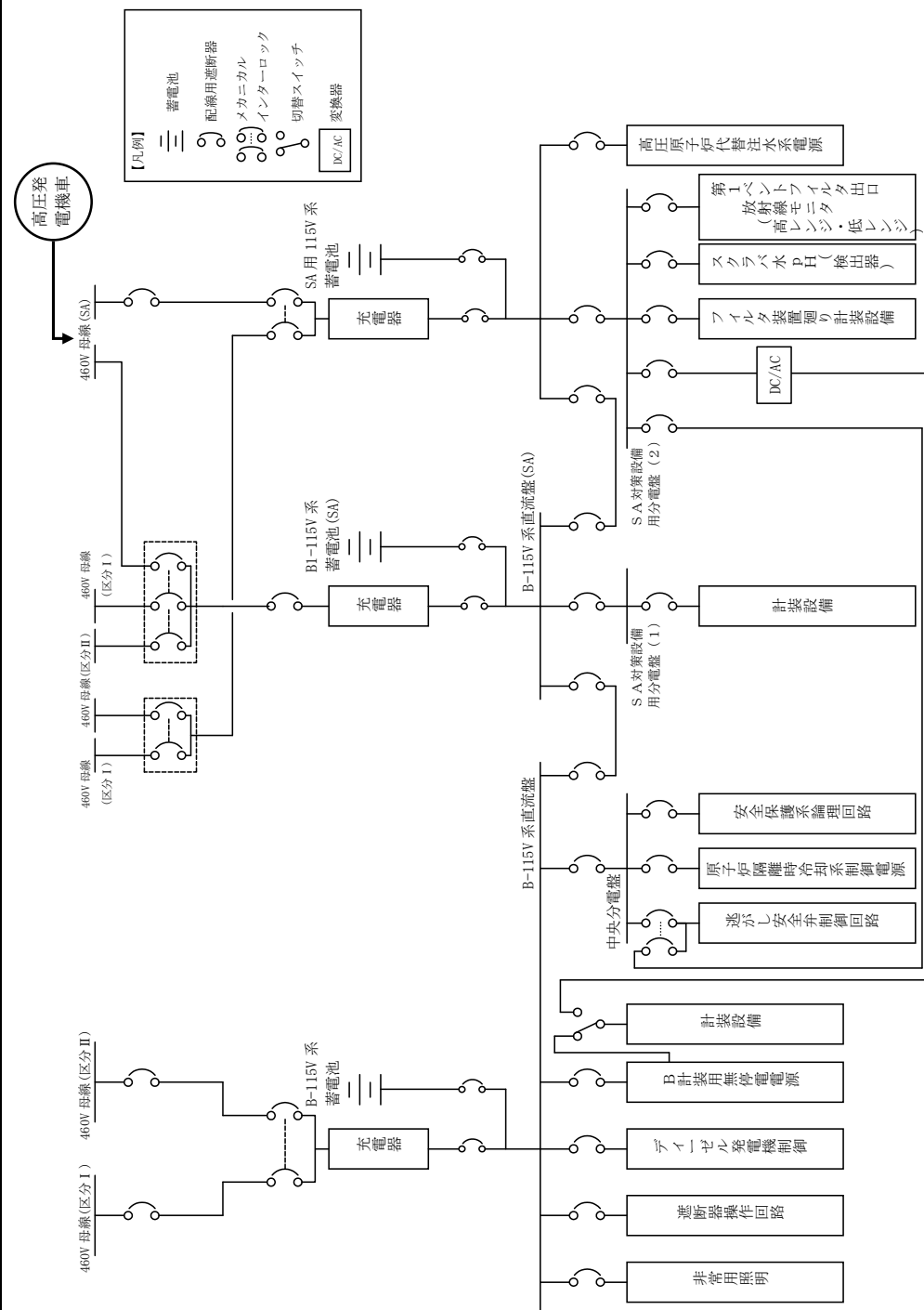
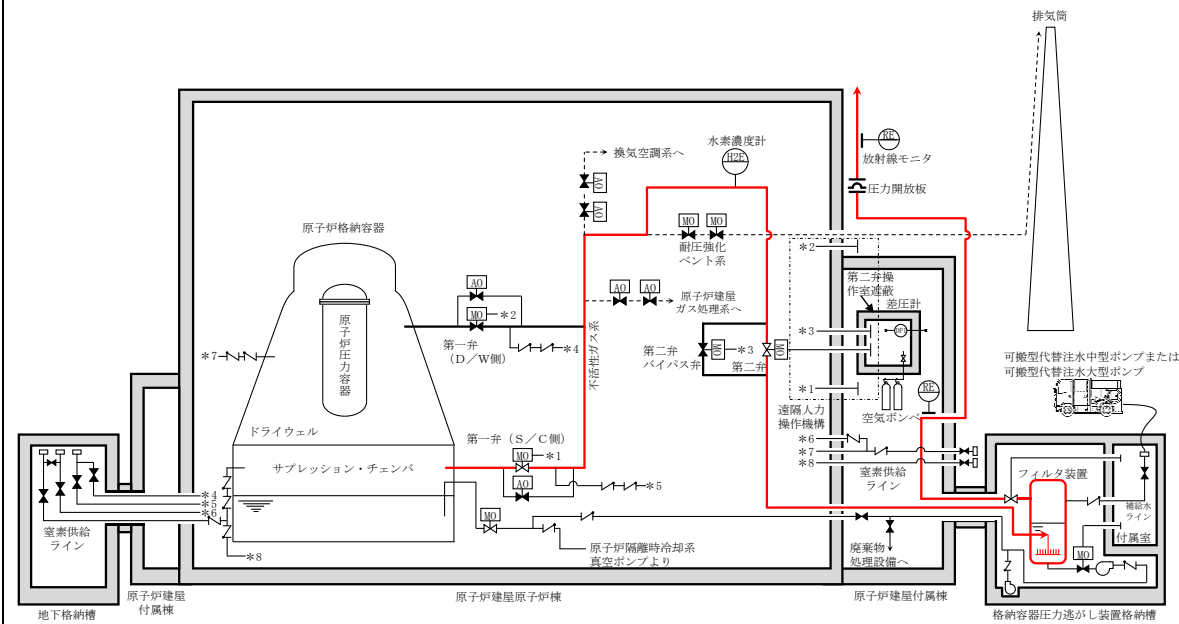


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

備考

・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>2.4.3 給水設備</p> <p>系統待機状態において、フィルタ装置はスクラ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)</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">第2.4.3-1表 給水配管仕様</p> <table border="1" data-bbox="240 1056 1193 1150"> <tr> <td>口 径</td> <td>25A, 50A</td> </tr> <tr> <td>材 質</td> <td>ステンレス鋼 (SUS316LTP)</td> </tr> </table>	口 径	25A, 50A	材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)	<p>2.8.3 補給設備</p> <p>補給設備は、薬品注入タンク、ドレン移送ポンプ、配管及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(薬品注入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)。</p> <p>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。</p> <p>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及びタンクの腐食を防止する設計としている。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">表2.8.3-1 補給設備主要仕様</p> <p>a. 薬品注入タンク</p> <table border="1" data-bbox="1359 1150 1810 1276"> <tr> <td>材 質</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td>約1m³</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>1</td> </tr> </table> <p>b. ドレン移送ポンプ (排水設備と兼用)</p> <table border="1" data-bbox="1359 1371 1757 1455"> <tr> <td>容 量</td> <td>約10m³/h</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td>1</td> </tr> </table> <p>c. 配管</p> <table border="1" data-bbox="1359 1560 1929 1633"> <tr> <td>材 質</td> <td>ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>口 径</td> <td>100A, 80A, 50A, 25A</td> </tr> </table> <p>d. 電動駆動弁</p> <table border="1" data-bbox="1359 1738 2196 1864"> <tr> <td>型 式</td> <td>グローブ弁</td> </tr> <tr> <td>口 径</td> <td>100A, 50A</td> </tr> <tr> <td>駆 動 方 式</td> <td>電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構※</td> </tr> </table> <p>※薬品注入タンク出口弁は除く</p>	材 質	ステンレス鋼	容 量	約1m ³	基 数	1	容 量	約10m ³ /h	基 数	1	材 質	ステンレス鋼	口 径	100A, 80A, 50A, 25A	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※	<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>・設備の相違</p>
口 径	25A, 50A																									
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)																									
材 質	ステンレス鋼																									
容 量	約1m ³																									
基 数	1																									
容 量	約10m ³ /h																									
基 数	1																									
材 質	ステンレス鋼																									
口 径	100A, 80A, 50A, 25A																									
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※																									



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図

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)

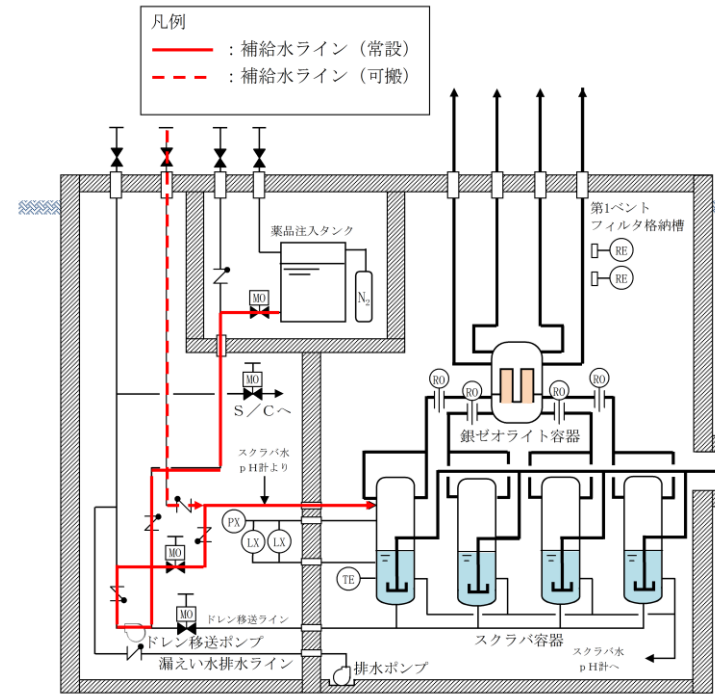


図 2.8.3-1 補給設備系統概略図

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又は屋内の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又は屋内の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

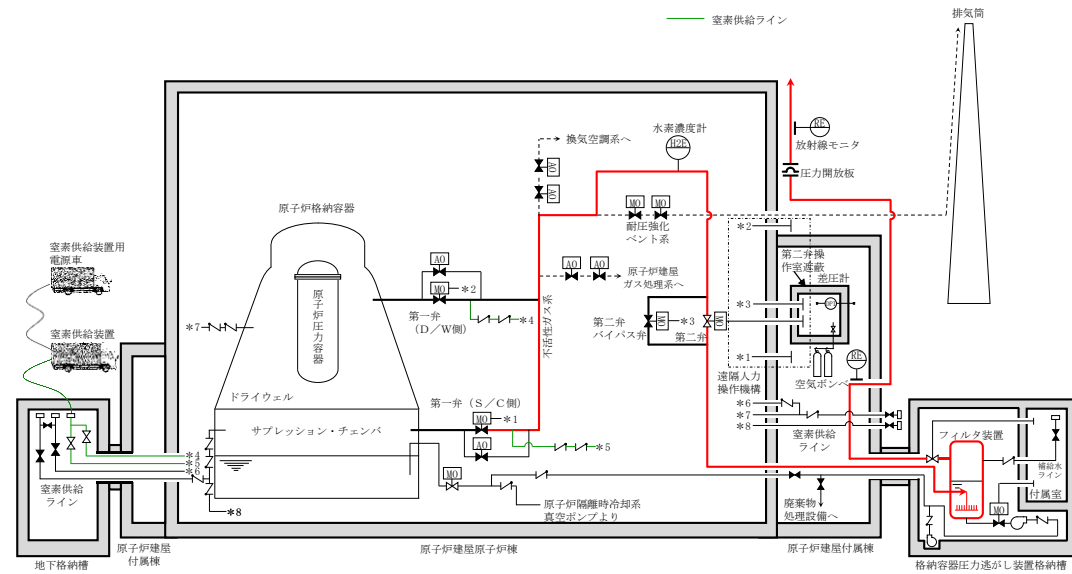
種類	圧力変動吸着式
容量	約 100m ³ /h[normal]
純度	約 99.9vol%
供給圧力	0.6MPa[gage]以上
台数	1 (予備 1)

- ・設備の相違
- ・記載方針の相違

- ・設備の相違

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口径	50A
材質	炭素鋼 (STPT410)



第2.4.4-1図 窒素供給設備概要図

b. 配管

呼び径 50A
 材料 炭素鋼 (STPT410) , ステンレス鋼 (SUS304)

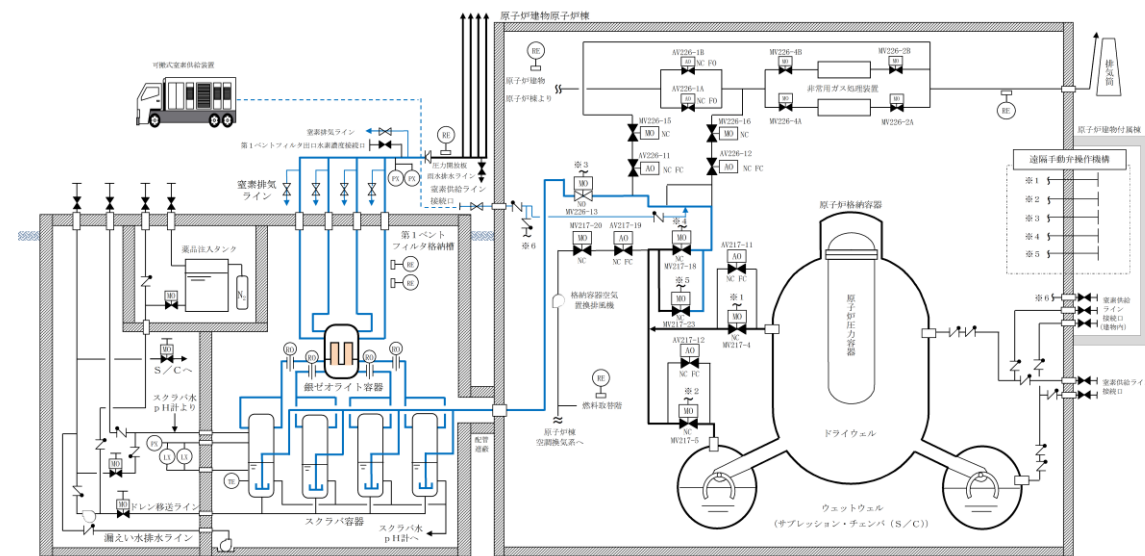


図2.8.4-1 格納容器フィルタベント系 窒素パージ設備系統概略図 (窒素置換の例)

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により、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、可搬式窒素供給装置に付属している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。

- ・設備の相違
- ・記載方針の相違

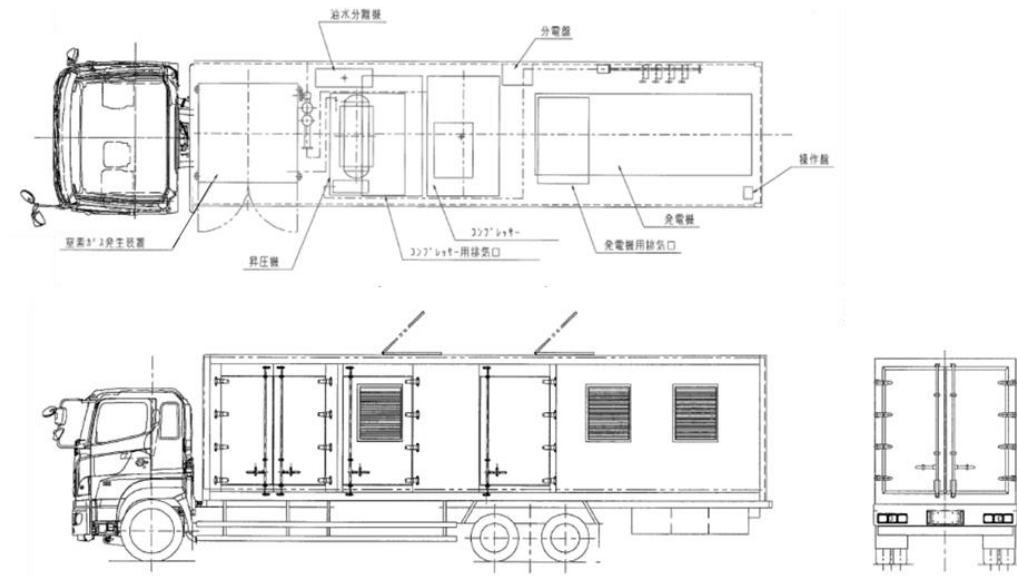
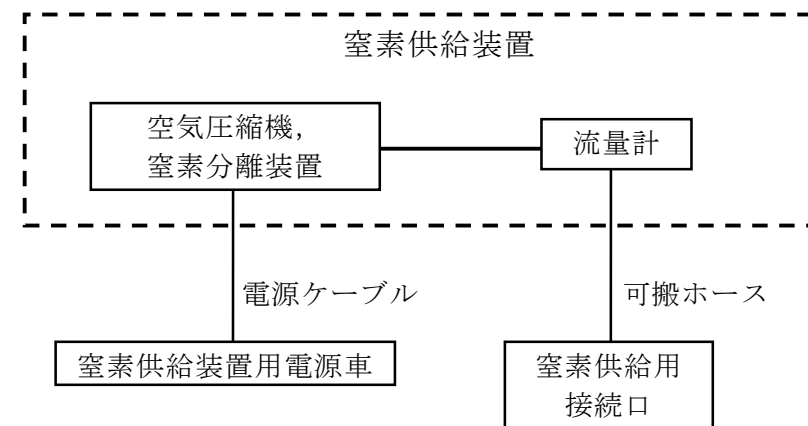


図 2. 8. 4-2 可搬式窒素供給装置 構造図



第 2. 4. 4-2 図 可搬型窒素供給装置構成概略

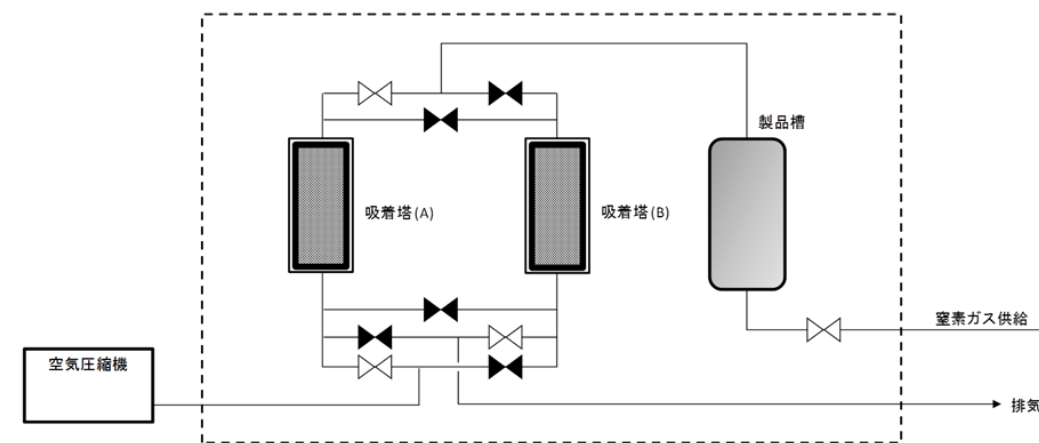


図 2. 8. 4-3 窒素発生装置(PSA 式) 概略系統図

・記載方針の相違

・設備の相違

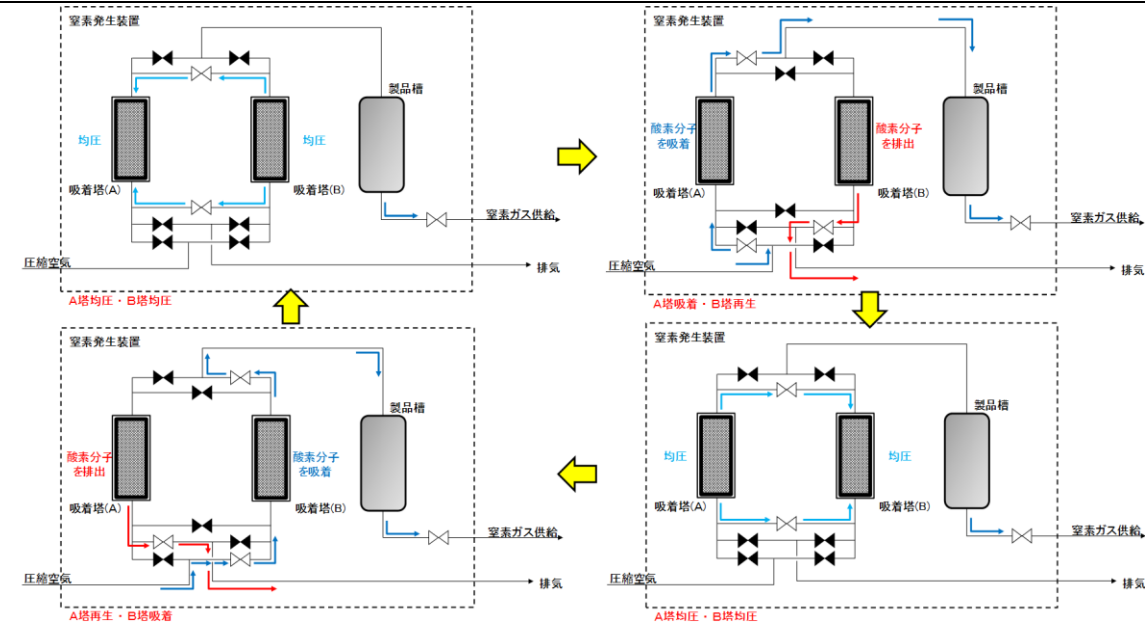


図 2.8.4-4 窒素発生装置 (PSA 式) 着・脱着工程概要図

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 (サブプレッション・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 (サブプレッション・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、ドレン移送ポンプ、排水ポンプ、配管及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ドレン移送ポンプにより、格納容器 (サブプレッション・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 (サブプレッション・チェンバ) 若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、原子炉建物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

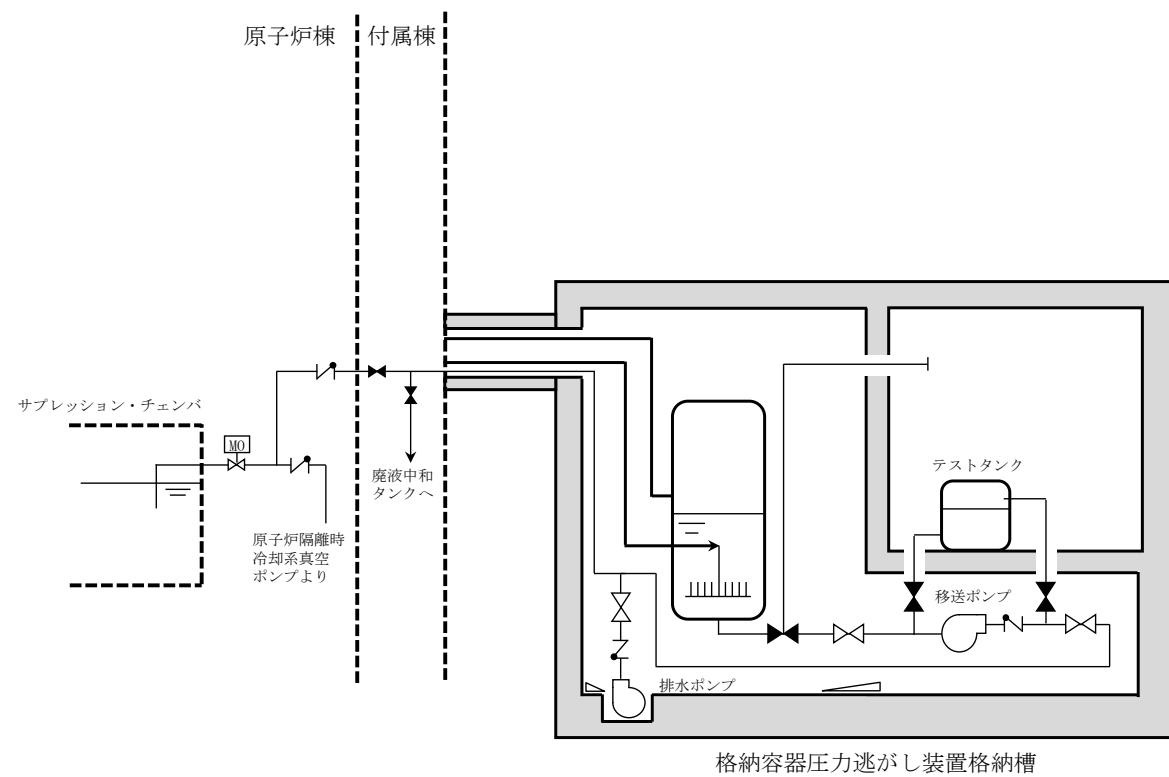
第2.4.5-1表 排水設備仕様

(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)



注) 系統構成は現在の計画

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. ドレン移送ポンプ (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

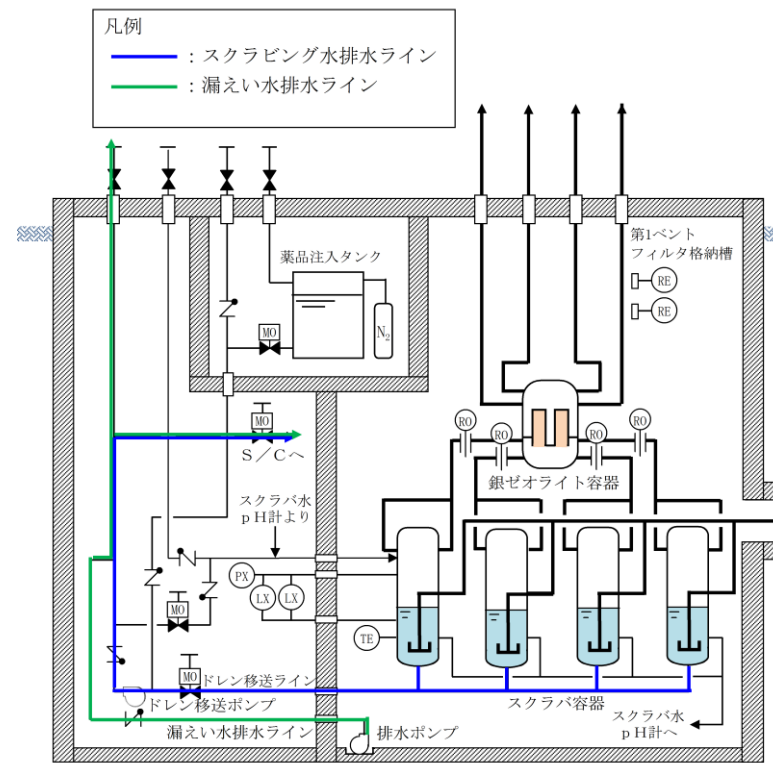
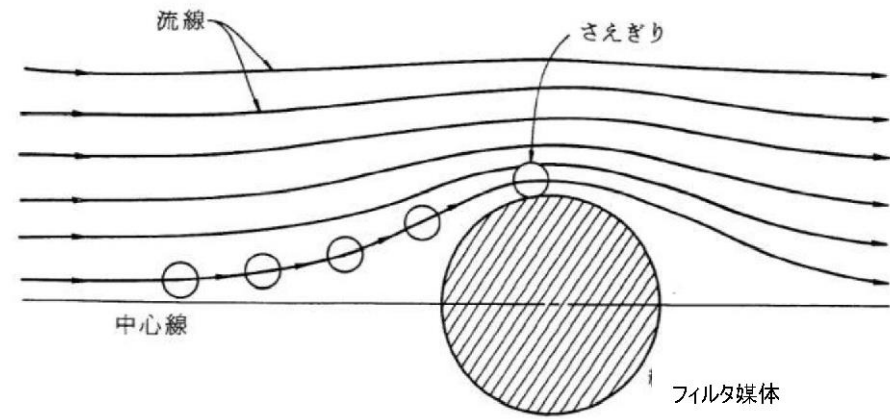


図2.8.5-1 排水設備系統概略図

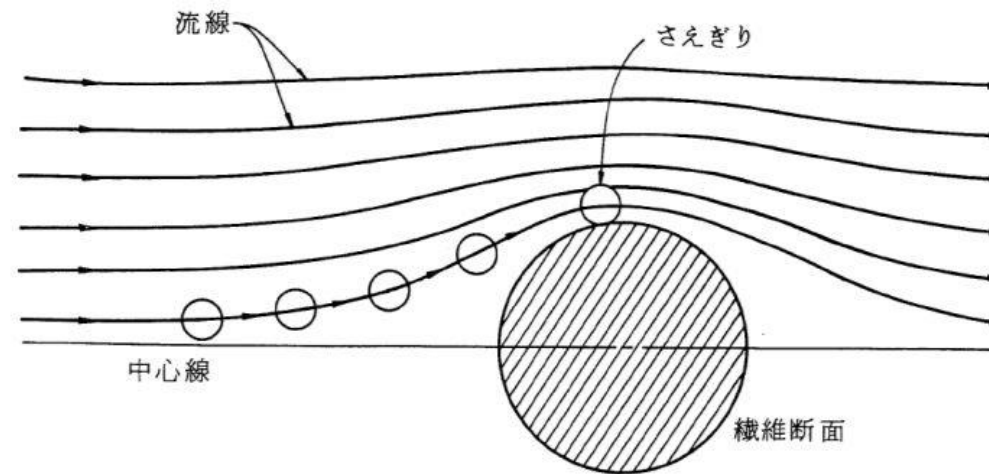
・設備の相違

・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 <u>エアロゾル</u>の除去原理</p> <p><u>エアロゾル</u>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，<u>図3.1.1-1</u>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 <u>粒子状放射性物質</u>の除去原理</p> <p><u>粒子状放射性物質</u>（<u>エアロゾル</u>）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)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，<u>図3.1.1-1</u>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>	

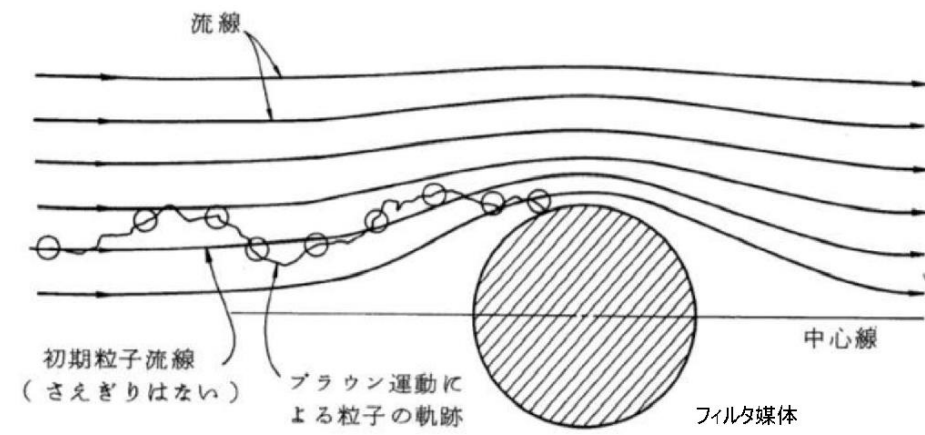


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

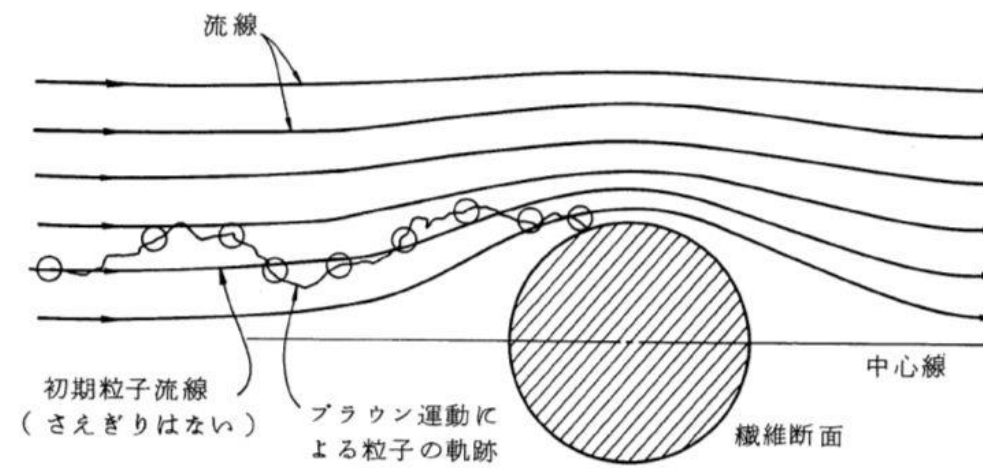


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

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>	

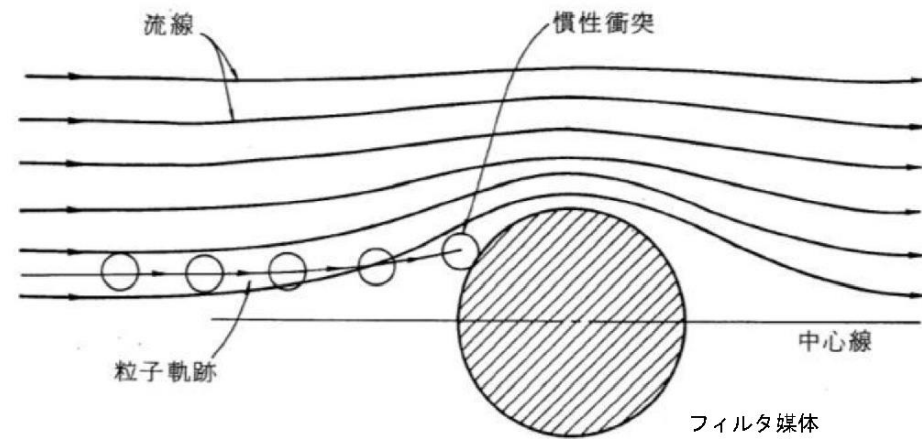


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第3.1.1-2 図 拡散による捕集

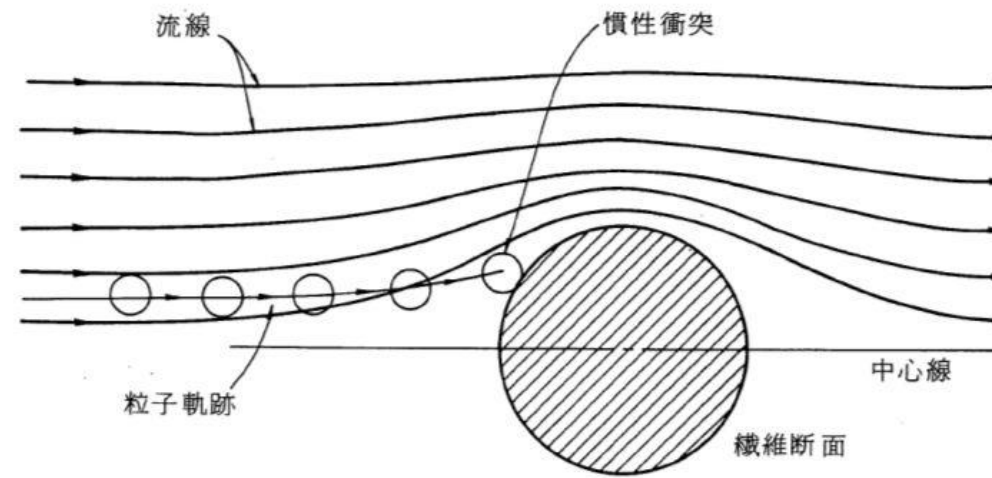


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図3.1.1-2 拡散による捕集

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、若しくは、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>	

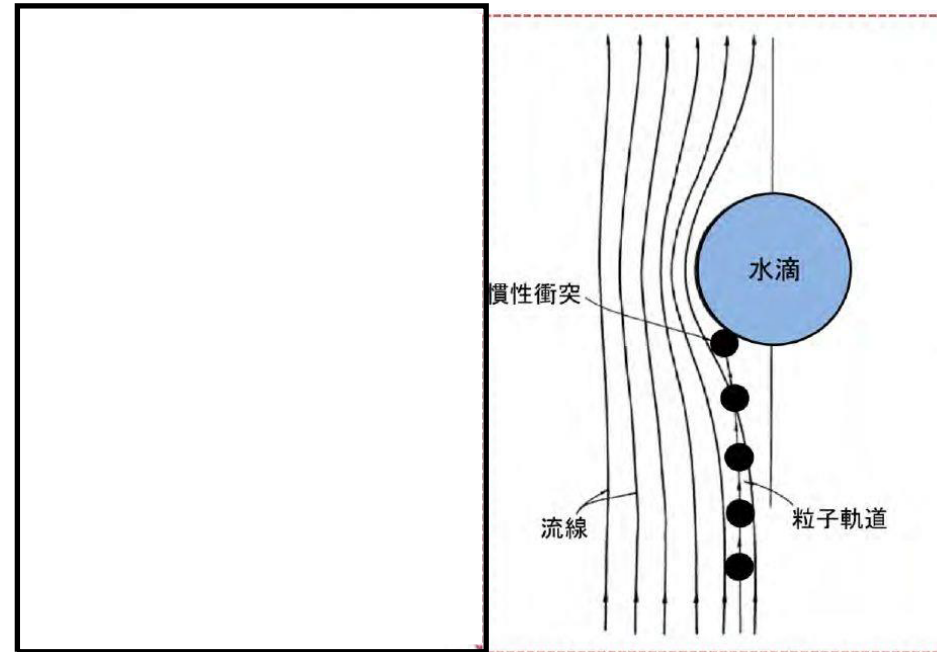
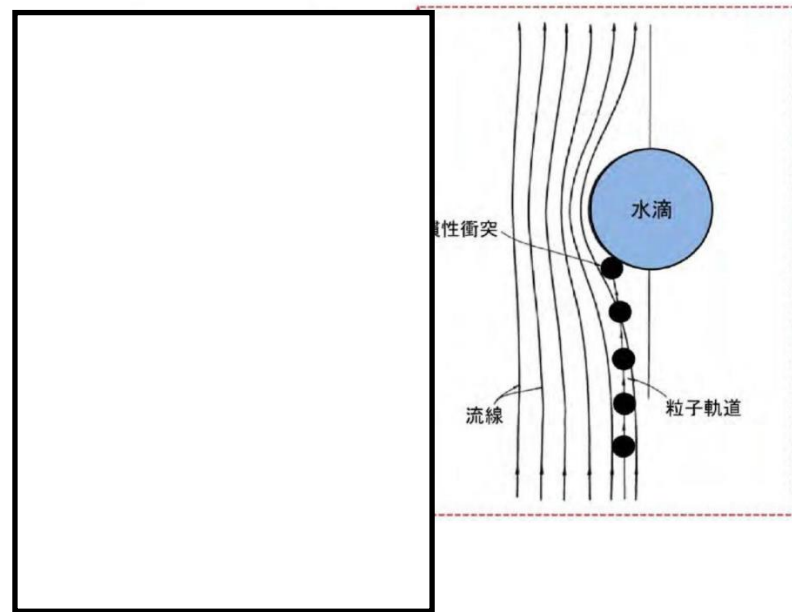


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集



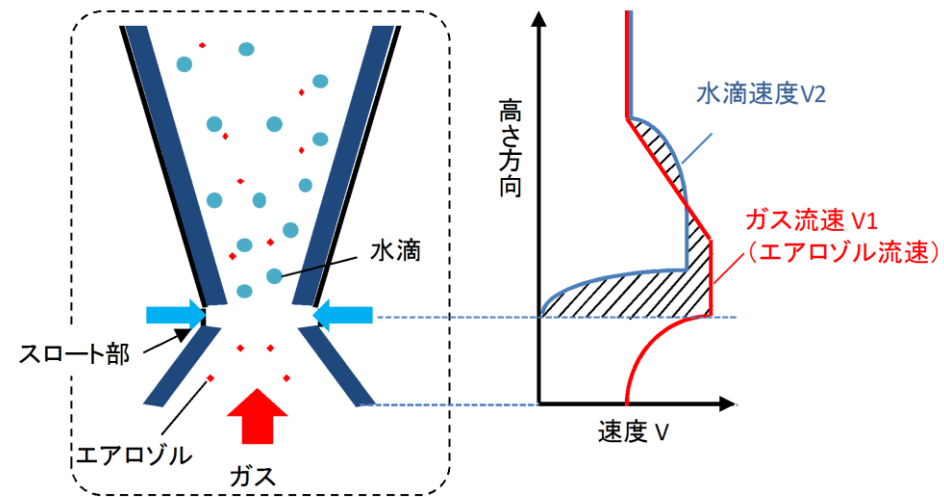
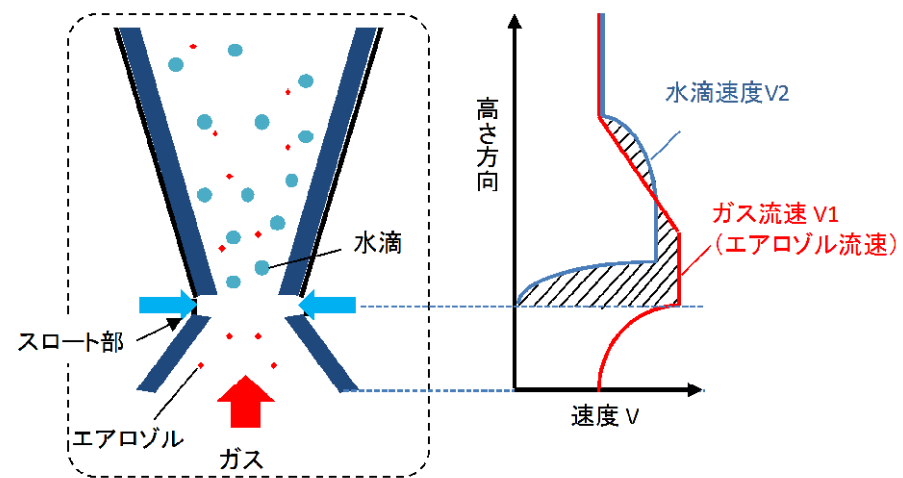
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図 3.1.1-3 慣性衝突による捕集

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み合わせ、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)

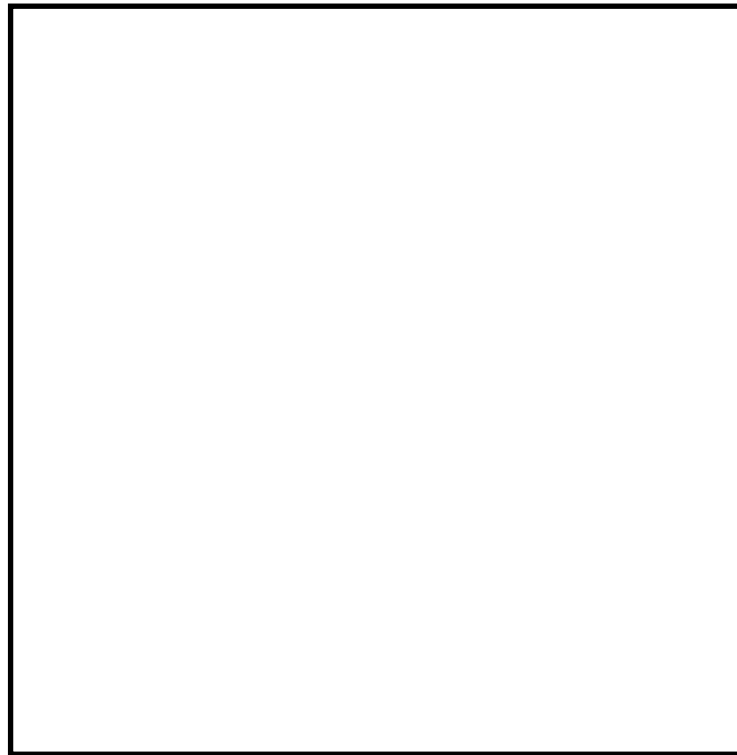
ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部下流でガス流速 (V_1) と水滴流速 (V_2) の速度差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。この慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙33)



<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。

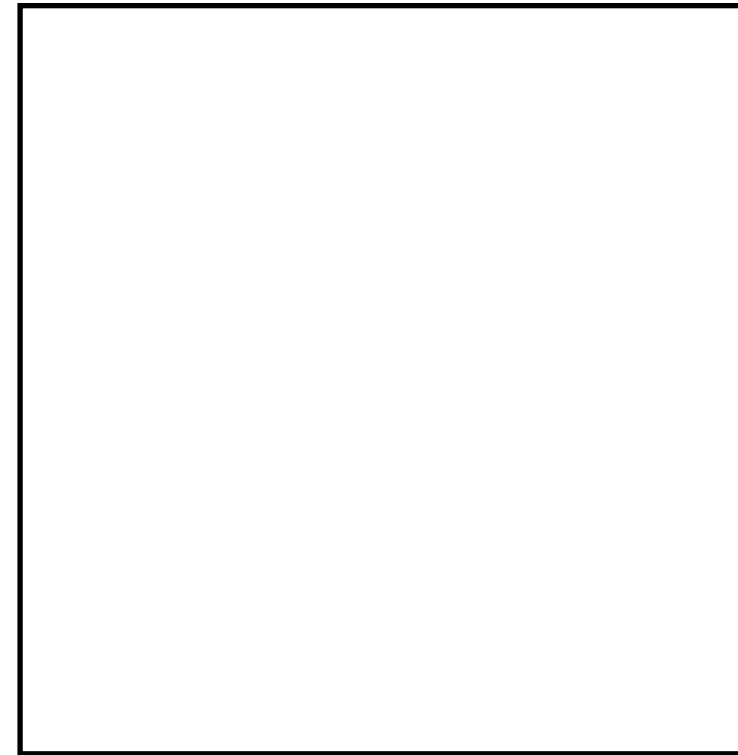


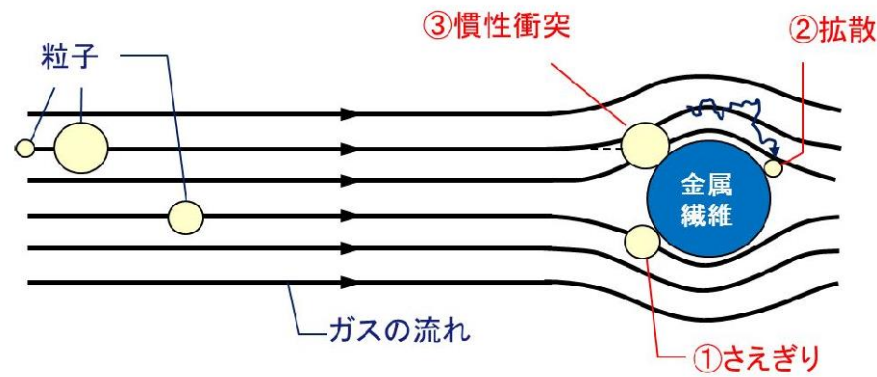
図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

(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。

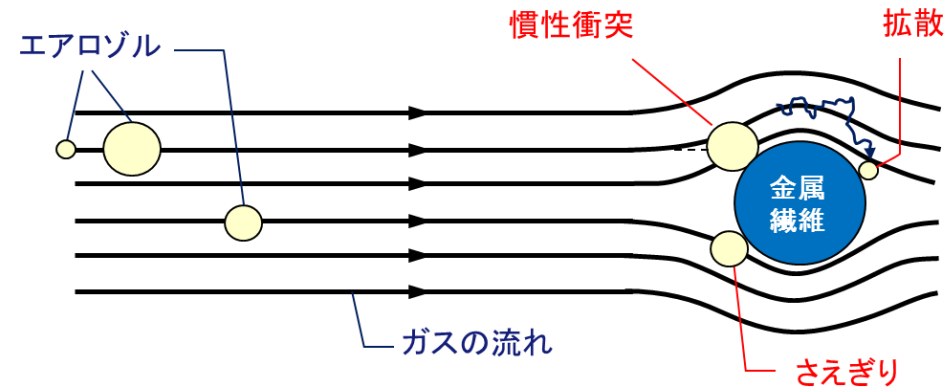


図3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

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。

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

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。

(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

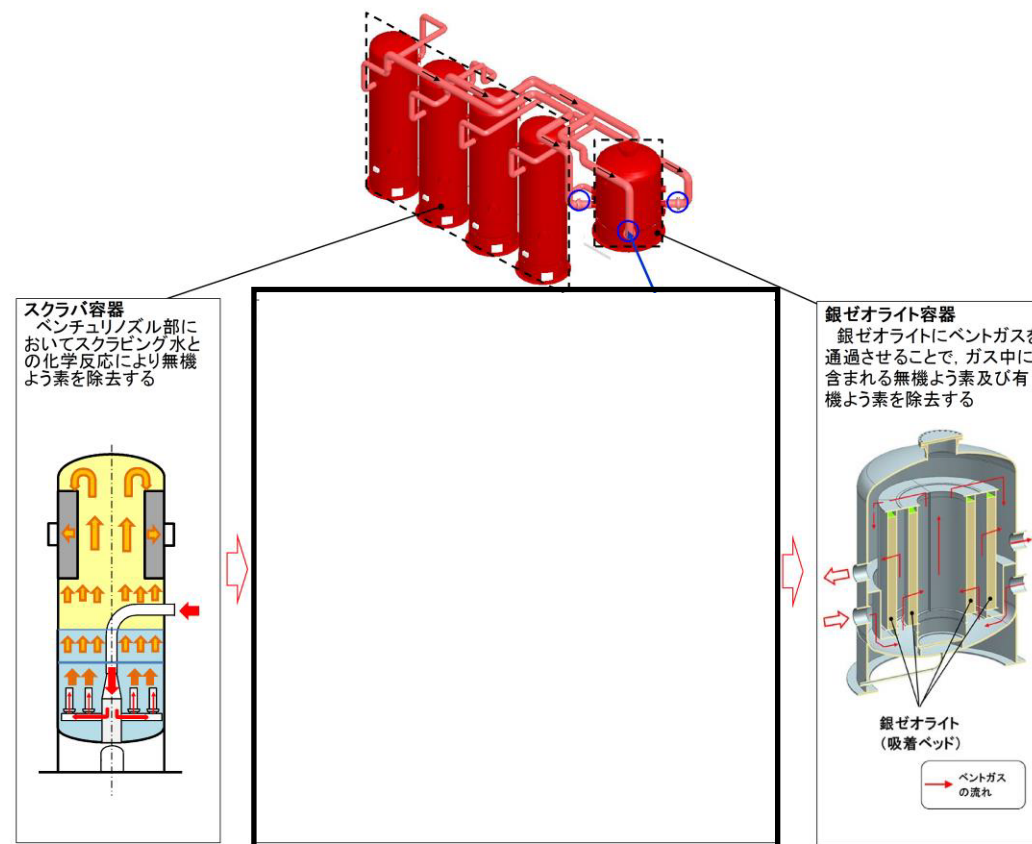


図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

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。

(2) 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。

スクラビング水中に無機よう素を捕集・保持するため、スクラビング水には表 3.1.2-1 に示す薬剤を添加する。

表 3.1.2-1 スクラビング水に添加する薬剤

薬剤	化学式	目的
[]	[]	[]
水酸化ナトリウム	NaOH	<ul style="list-style-type: none"> [] 溶液を高アルカリ性とする。 無機よう素の再揮発を防止する。

[]

水酸化ナトリウム (NaOH) 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</u>におけるよう素の除去</p> <div data-bbox="192 252 1270 1354" style="border: 1px solid black; height: 525px; width: 363px;"></div>	<p>(3) <u>銀ゼオライトフィルタ</u>における<u>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="1341 378 2418 1696" style="border: 1px solid black; height: 628px; width: 363px;"></div>	

3.2 運転範囲

3.1.1項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第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。

第3.2-1表 ベント実施中における想定運転範囲

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。

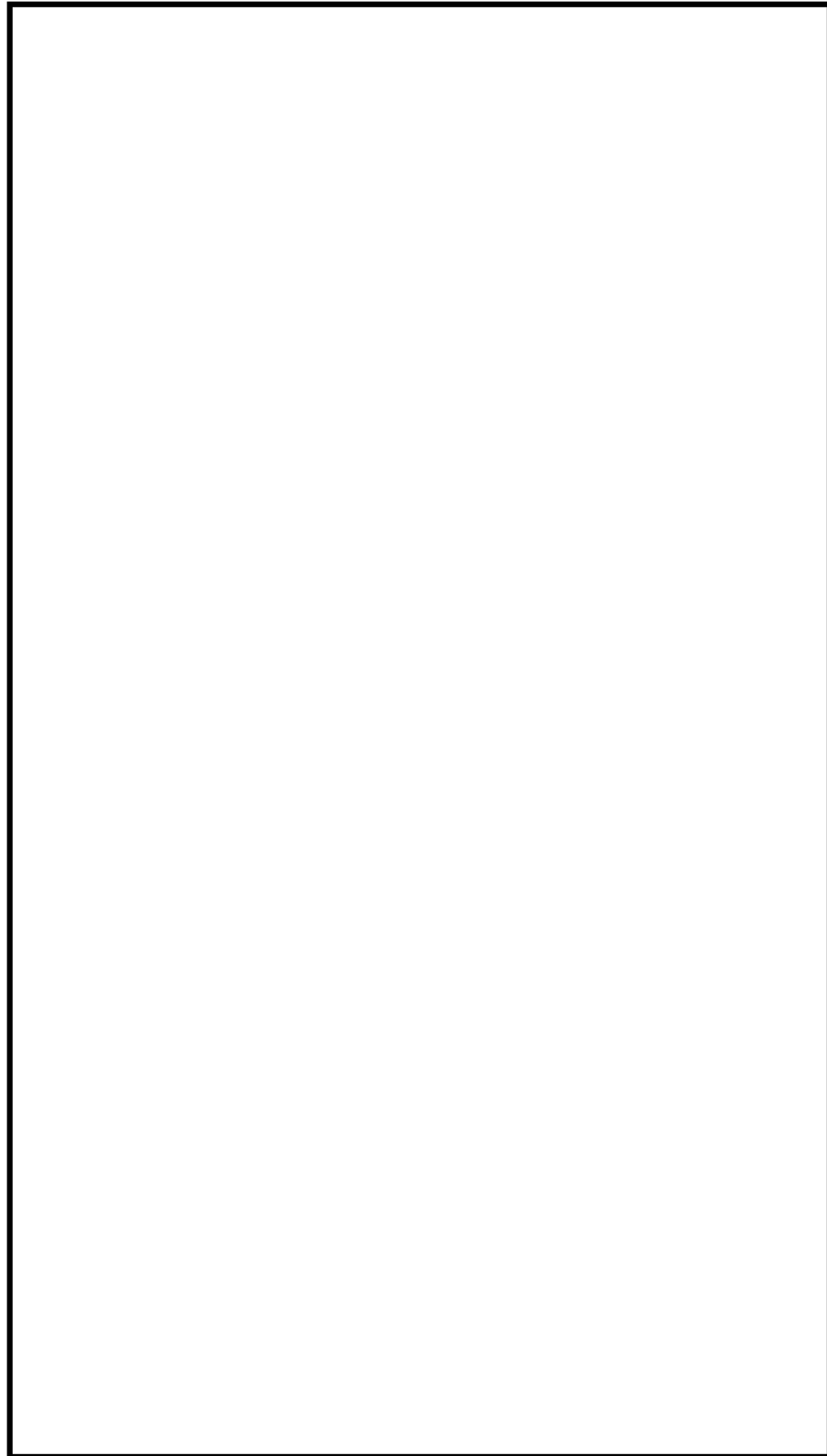
3.2 運転範囲

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、変動するパラメータとその想定変動範囲を表3.2-1に示す。

表3.2-1 パラメータの想定変動範囲

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384kPa[gage]から853kPa[gage]の間で実施）を考慮し、格納容器圧力が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（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）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（約120~200℃）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（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）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一形状のベンチュリノズルと、実機に設置するものと同一仕様の金属フィルタを設置し、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> <div data-bbox="195 1062 1270 1360" style="border: 1px solid black; height: 142px; width: 362px;"></div>	<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)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> <div data-bbox="1335 1062 2410 1360" style="border: 1px solid black; height: 142px; width: 362px;"></div>	



第3.3.1-1図 JAVA試験装置概要



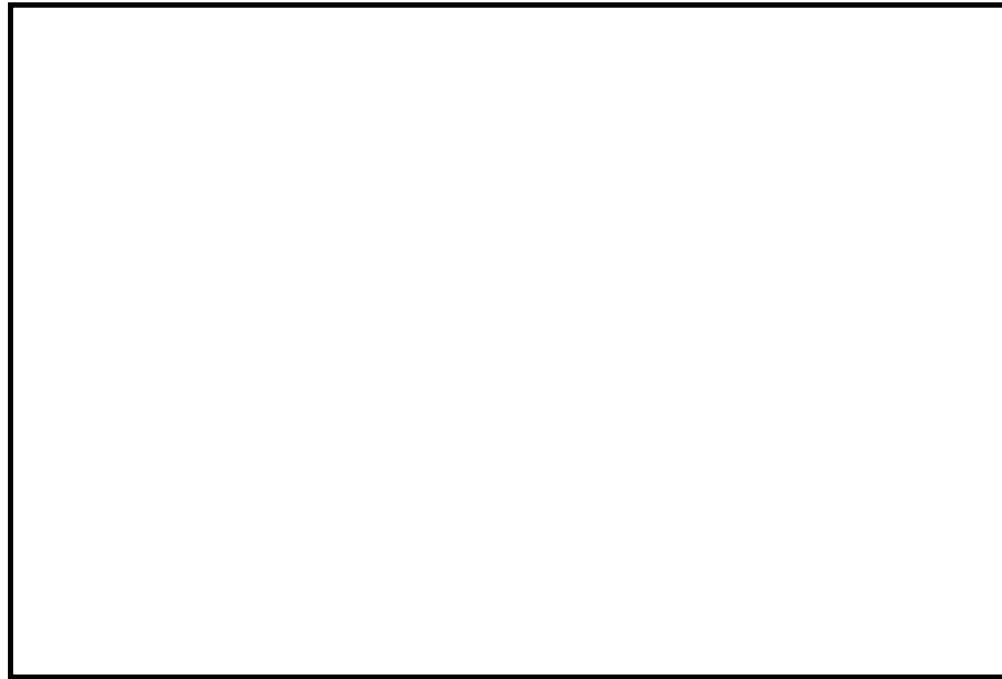
図3.3.1-1 JAVA試験装置概要

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

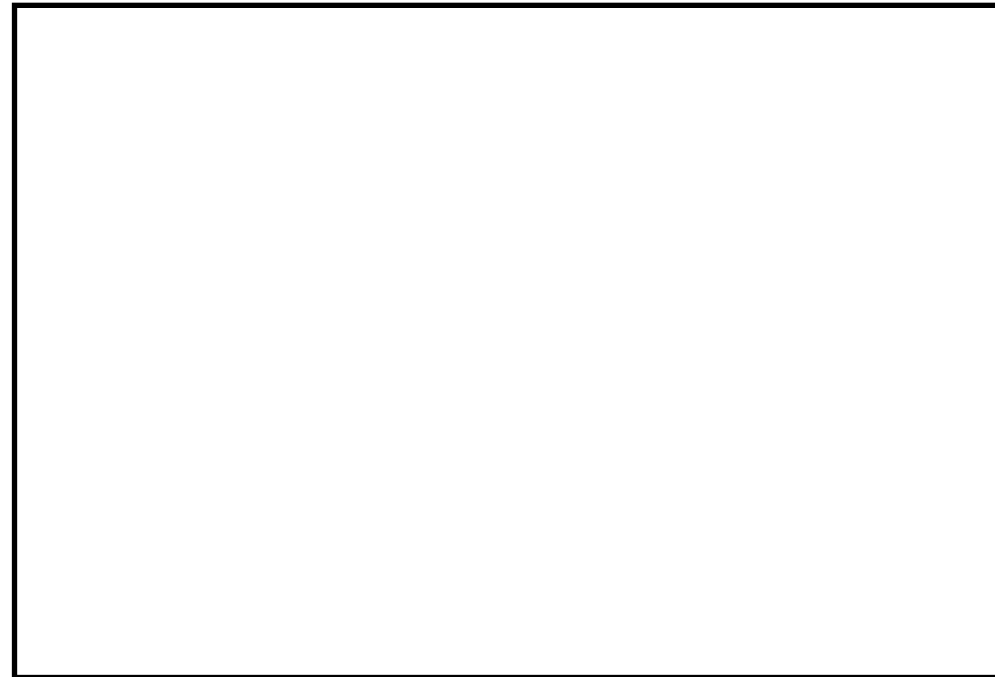


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(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)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)

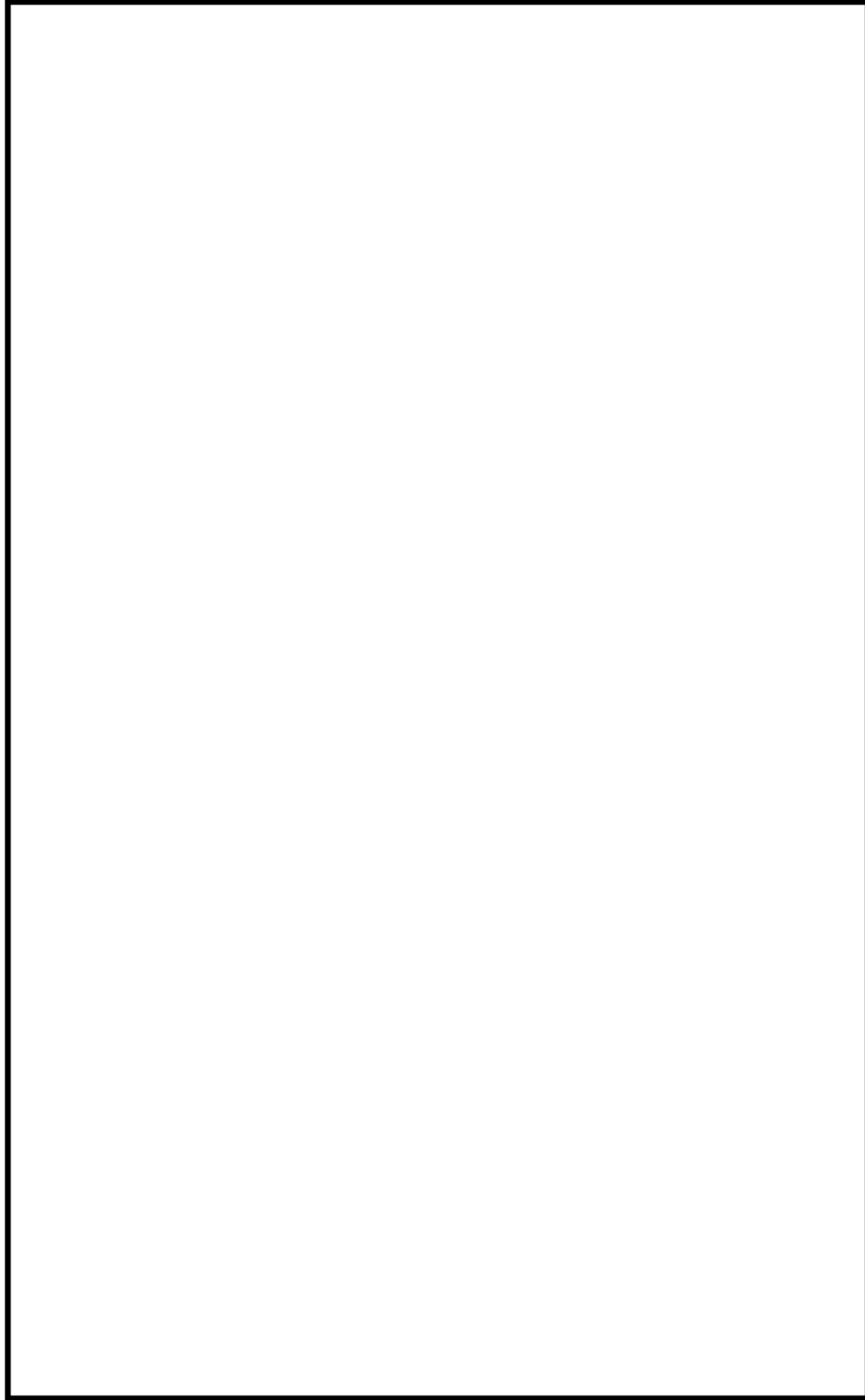
Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験施設を改造した施設 (以下、「JAVA PLUS」という。) にて有機よう素に対する除去性能試験を行っている。

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

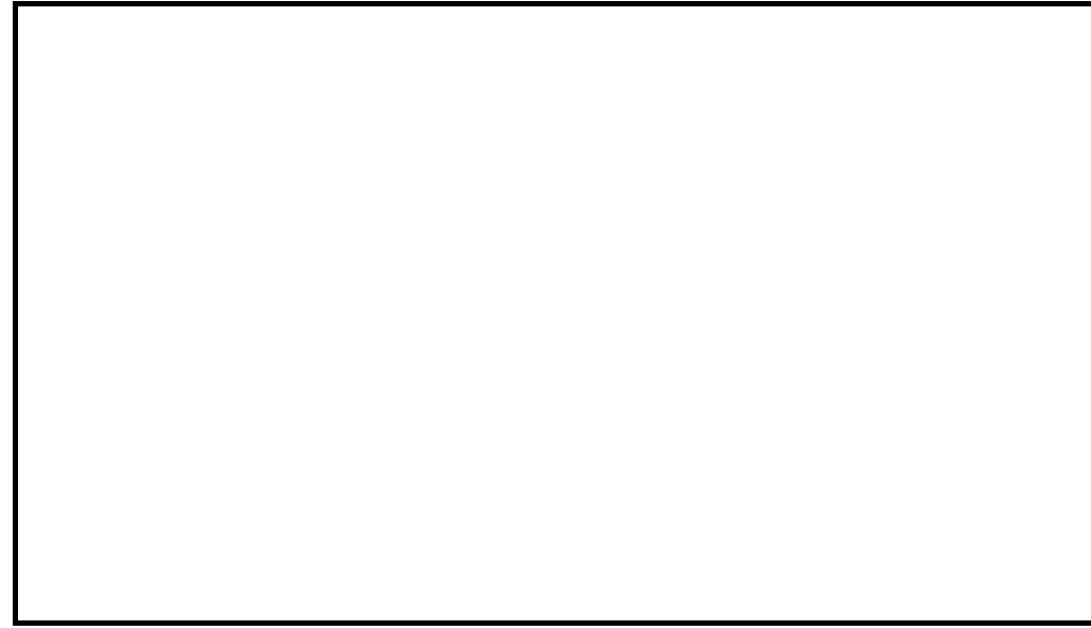
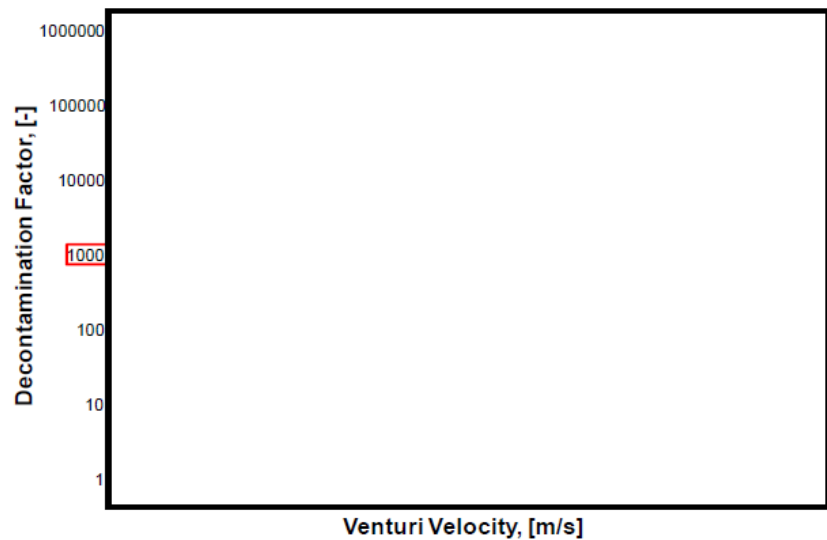
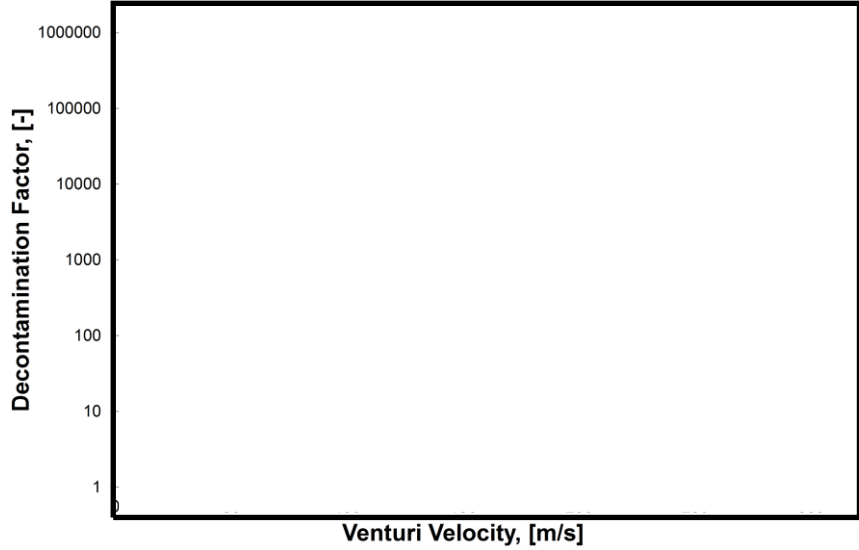
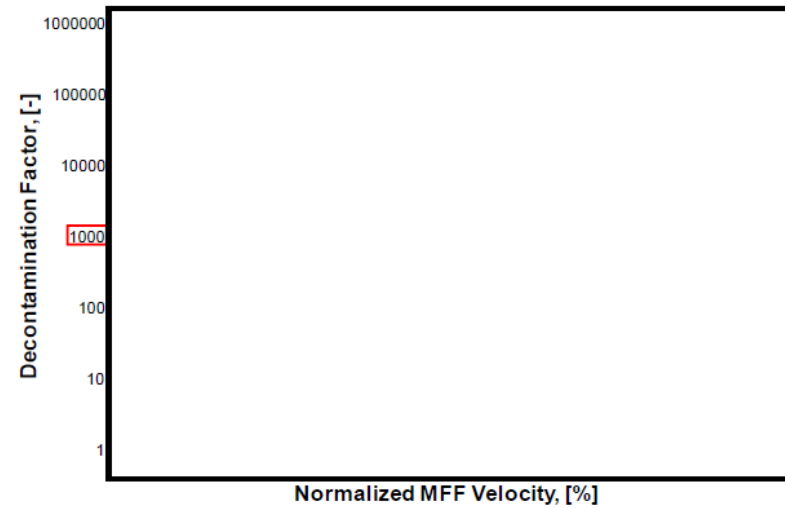


図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

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>3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果</p> <p>JAVA 試験における性能検証試験結果を第 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。</p> <p>(1) ガス流速</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>なお、運転範囲よりも小さいガス流速においても、ベンチュリスクラバ及び金属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。</p>  <p>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</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</p> <p>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. 及び 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。</p> <p>(1) ガス流速</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>  <p>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</p>	



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。

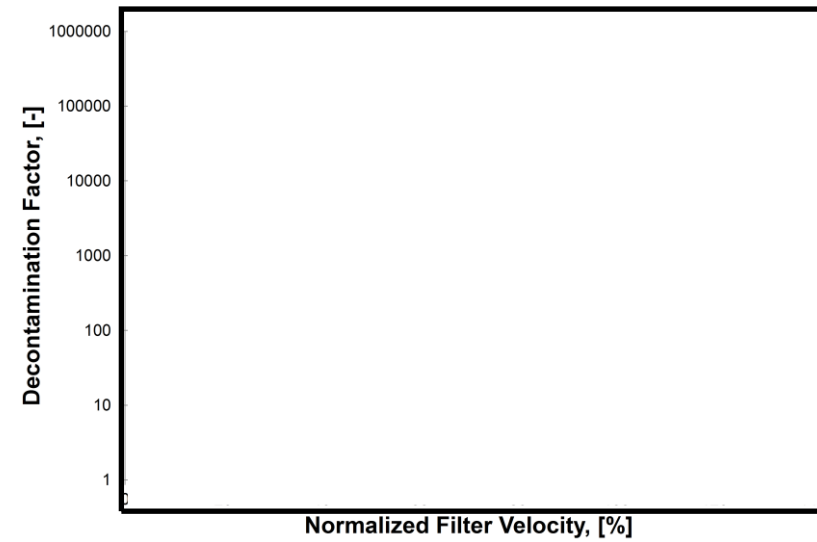
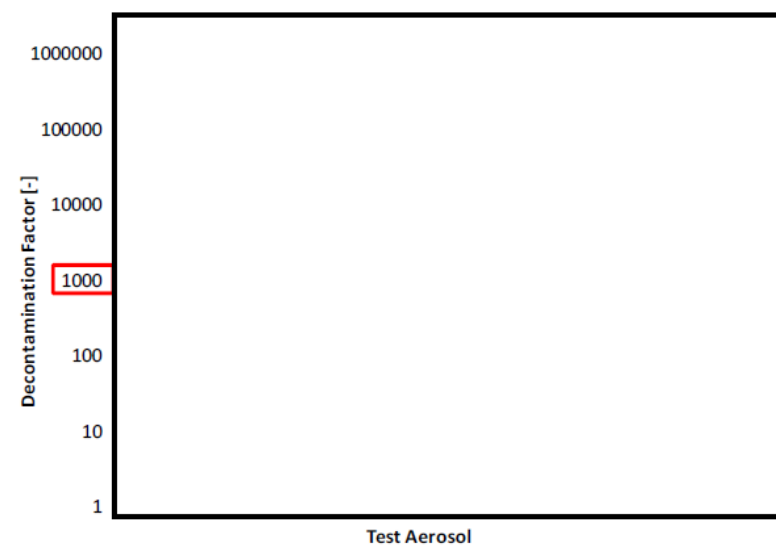


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(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

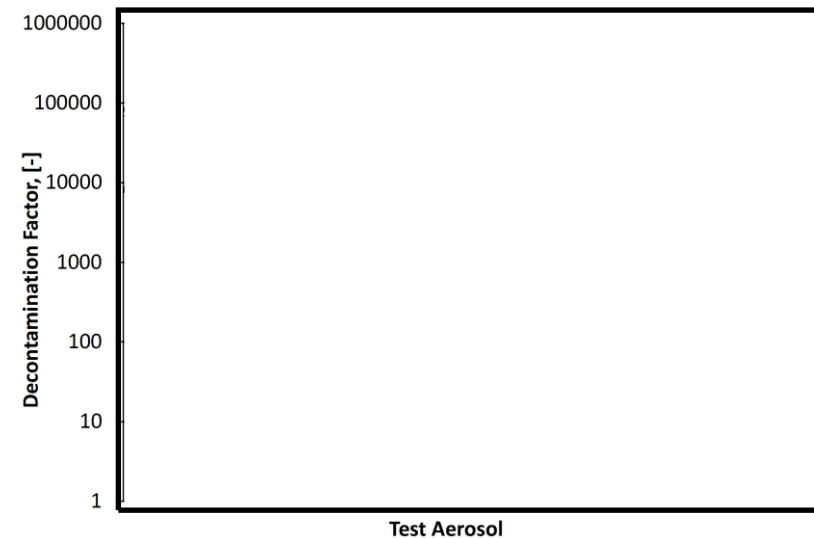


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

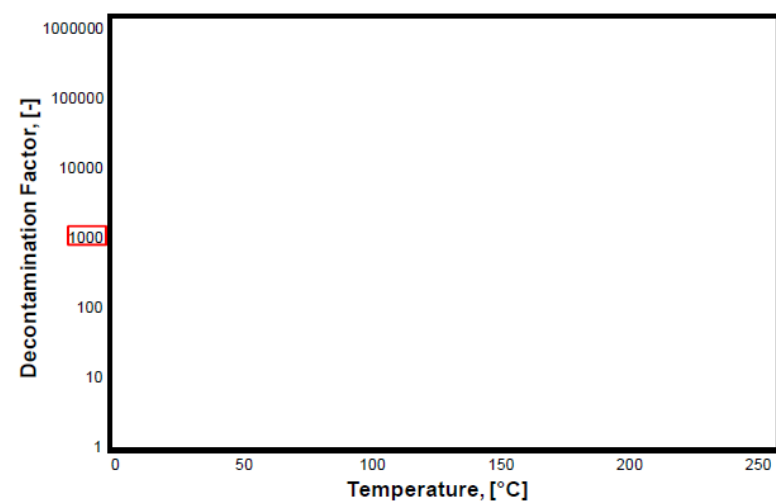
第 3.3.2-4 図にガス温度に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス温度の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求される DF1,000 以上を満足していることがわかる。

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 (約 120~200℃) 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

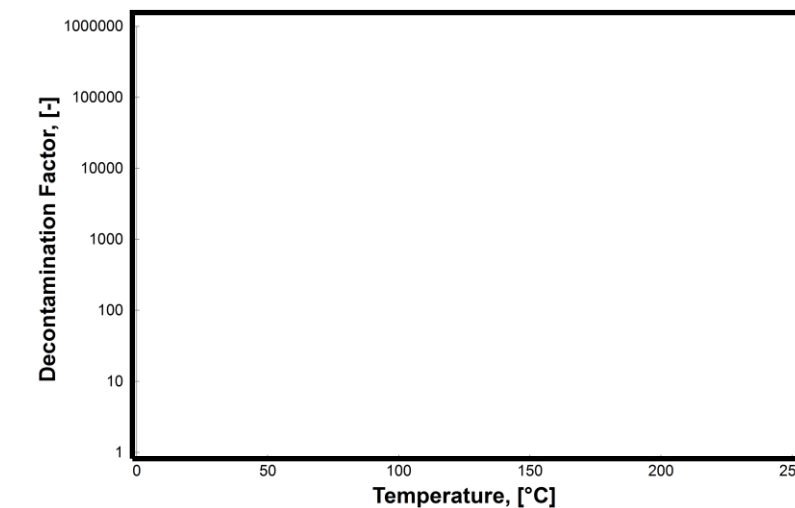
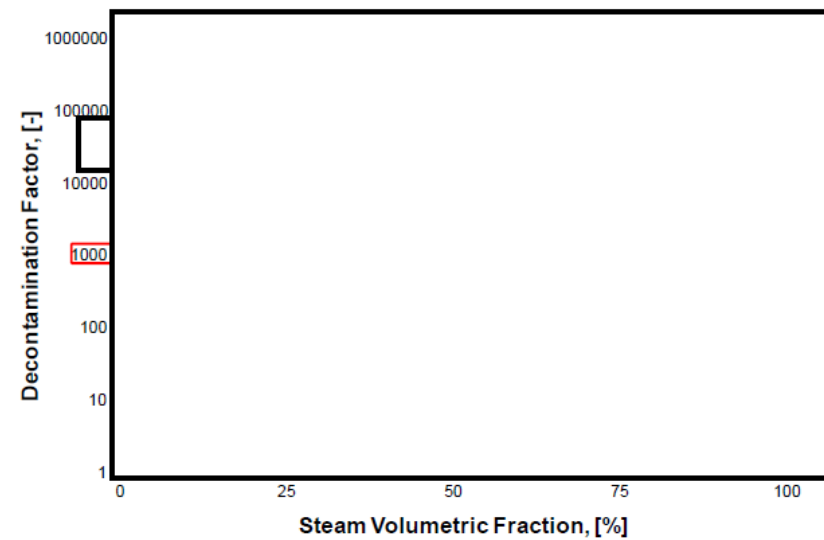


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

(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。

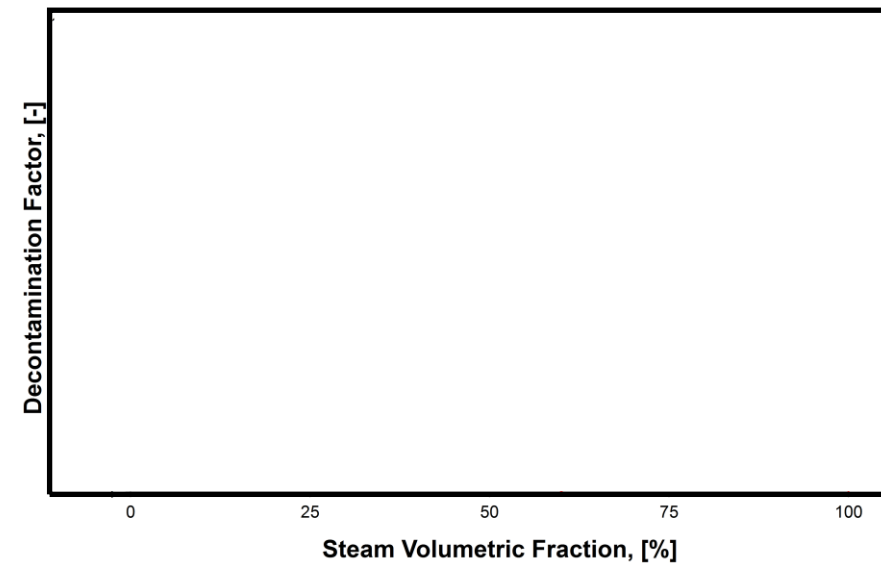


図3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

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

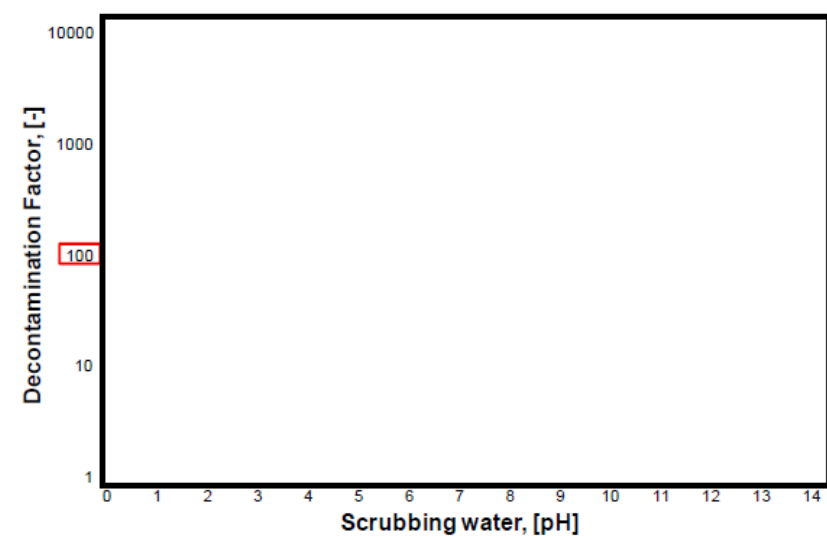
(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去

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、更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 (%)

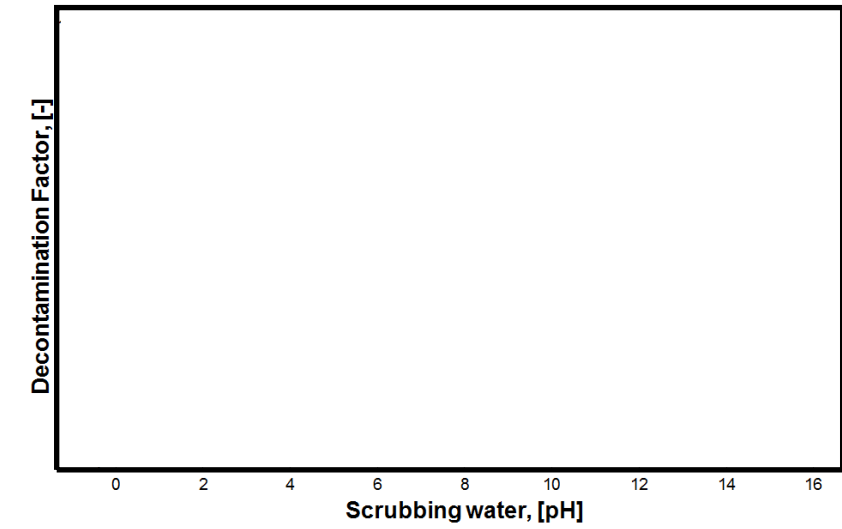


図 3. 3. 3-1 pH に対する無機よう素の除去係数

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。

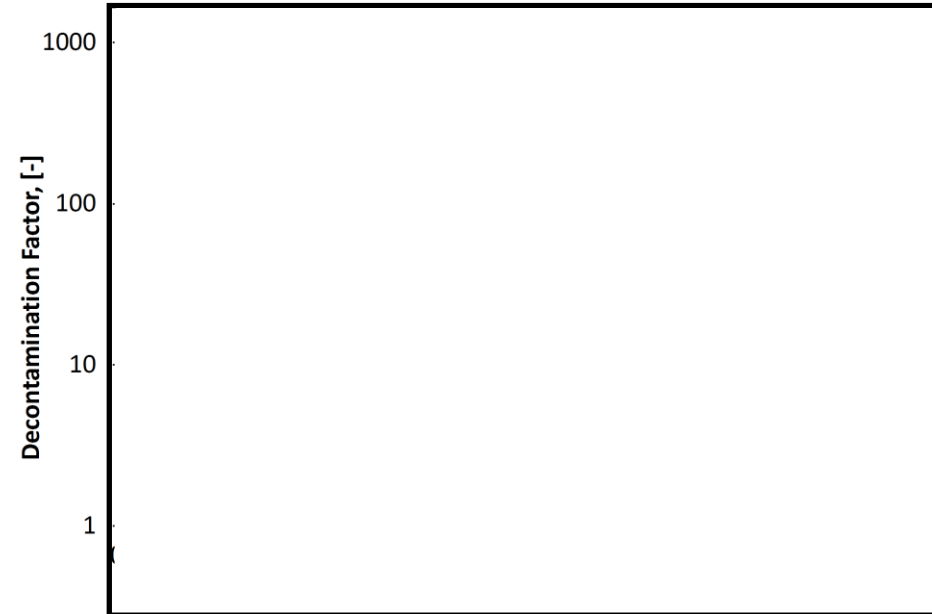
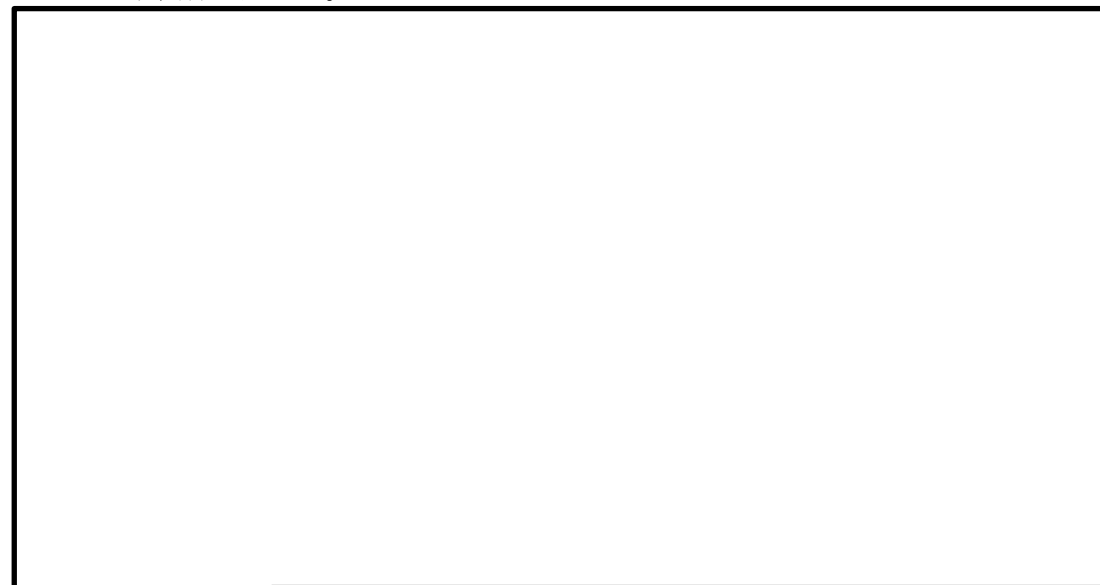


図 3.3.3-2 JAVA PLUS 試験結果

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)

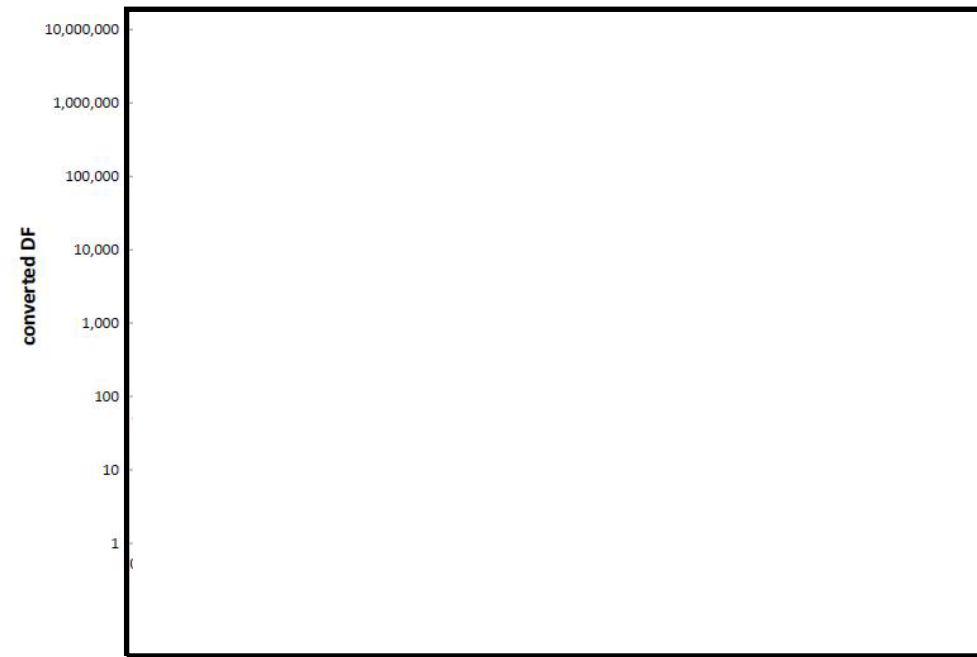


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

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 1545" style="border: 1px solid black; height: 128px; width: 347px;"></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、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水酸化ナトリウムが添加されており、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>銀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>

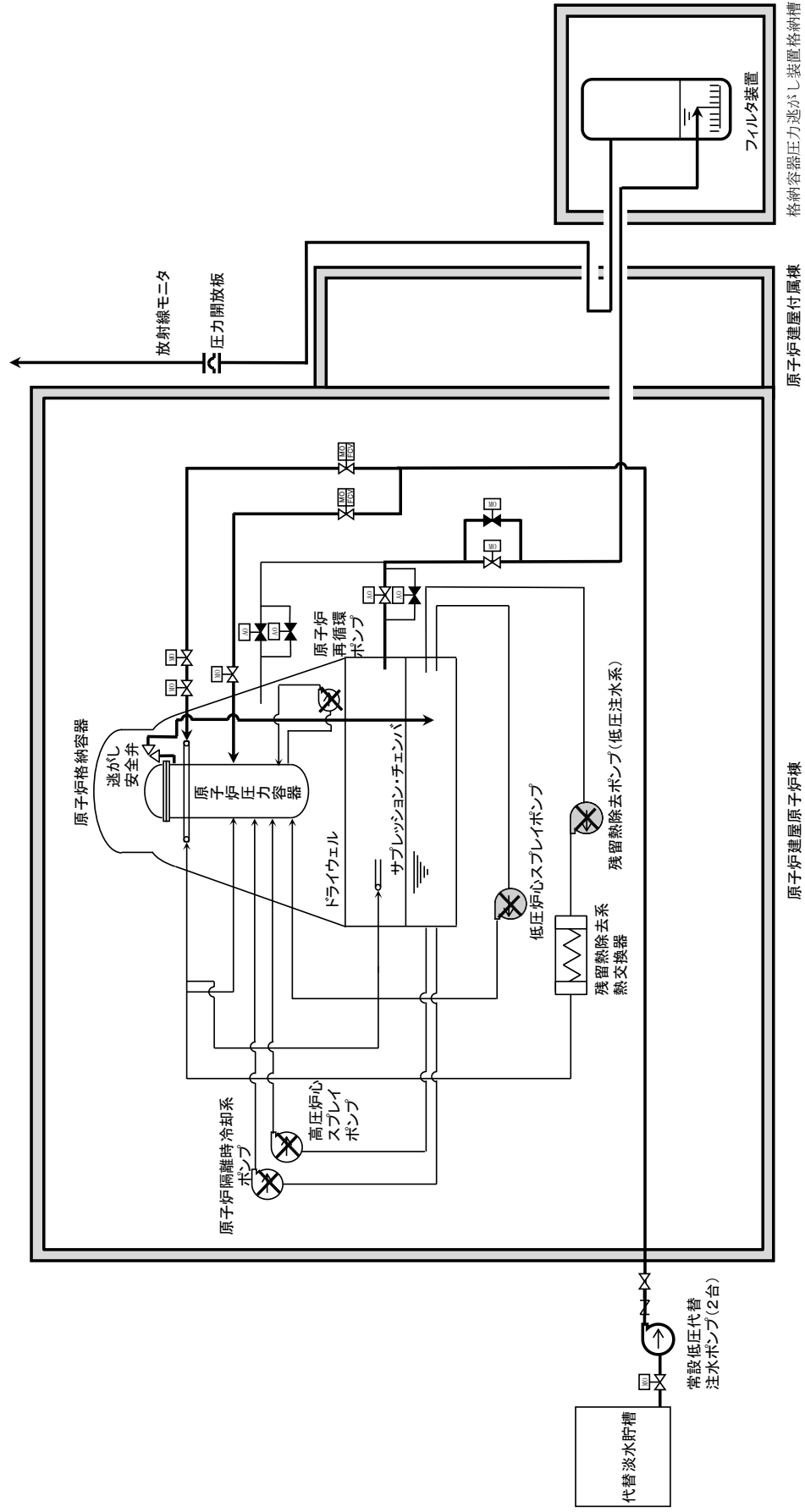
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 影響評価</p> <p>水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。</p> <p>また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発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: 64px; width: 360px; margin-bottom: 10px;"></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）</u>に到達した場合に<u>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>島根2号炉は、格納容器スプレイ停止基準（S/P 水位＋約1.3m）に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</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</u>（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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、事象発生の約 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>には手動操作で逃がし安全弁（自動減圧機能付き） <u>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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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（自動減圧機能付き）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>、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを <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+約 1.3m 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、系統概要図を第 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>島根 2号炉は、格納容器スプレイ停止基準（S/P 水位+約 1.3m）に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</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> <p>給水流量全喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位低 (レベル3) 設定点到達</p> <p>↓</p> <p>原子炉スクラム</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点到達</p> <p>↓</p> <p>高压注水系機能喪失判断</p> <p>↓</p> <p>低压注水系機能喪失判断</p> <p>↓</p> <p>低压代替注水系 (常設) の起動</p> <p>↓</p> <p>(25分後)</p> <p>逃がし安全弁7個 (自動減圧機能) による原子炉減圧開始</p> <p>↓</p> <p>低压代替注水系 (常設) による原子炉注水開始 炉心冠水</p> <p>↓</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達</p> <p>↓</p> <p>(約28時間後)</p> <p>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)</p> <p>給水流量全喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位低 (レベル3) 設定点到達</p> <p>↓</p> <p>原子炉スクラム</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点到達</p> <p>↓</p> <p>高压注水系機能喪失判断</p> <p>↓</p> <p>低压注水系機能喪失判断</p> <p>↓</p> <p>(10分後)</p> <p>常設代替交流電源設備の起動</p> <p>↓</p> <p>低压原子炉代替注水系 (常設) の起動</p> <p>↓</p> <p>(30分後)</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個による 原子炉急速減圧開始</p> <p>↓</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>(約22時間後)</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>(約30時間後)</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>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>・解析結果の相違</p>
<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>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>	



第 4.1.1-2 図 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

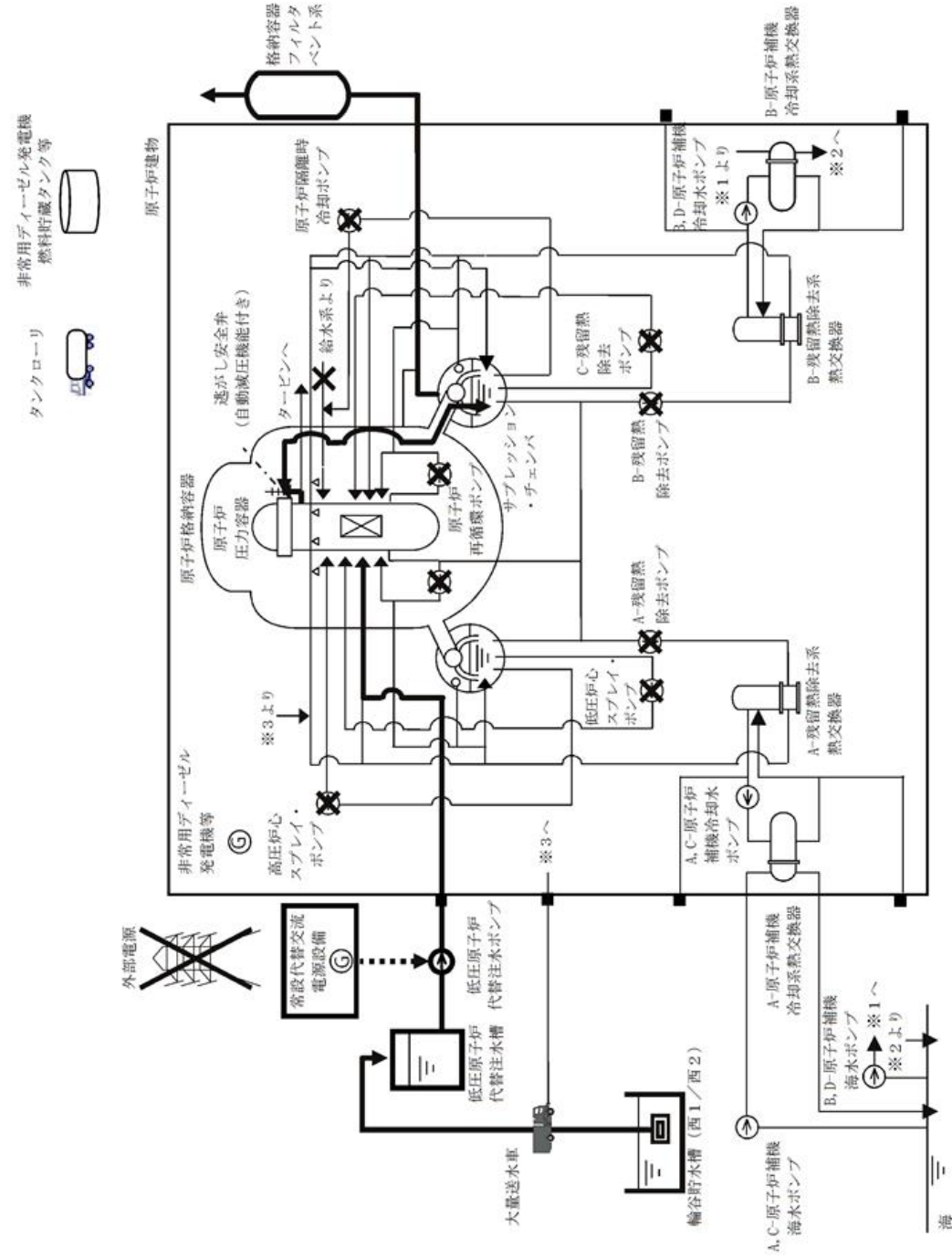
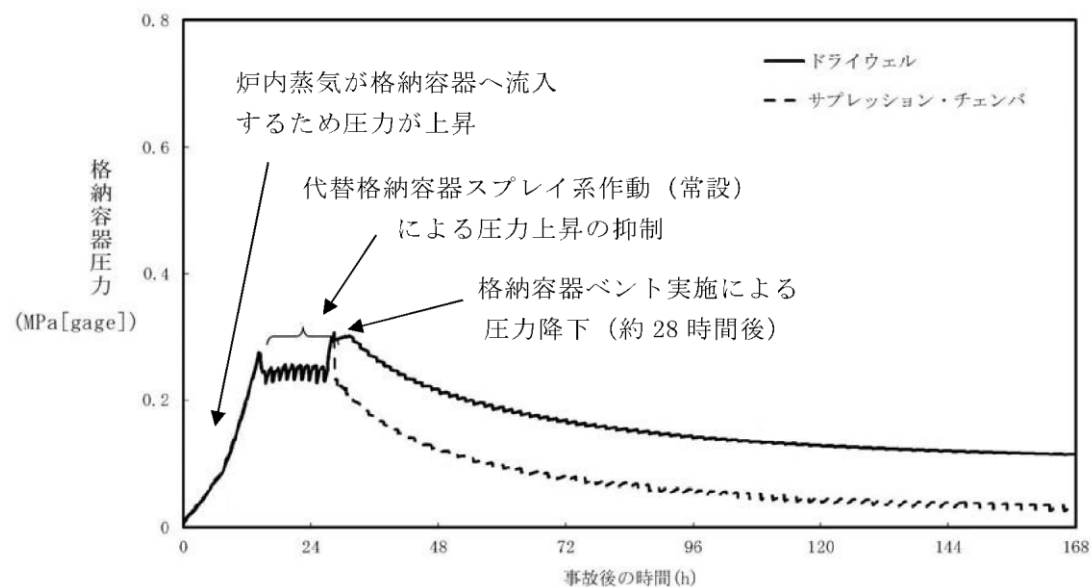


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

・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

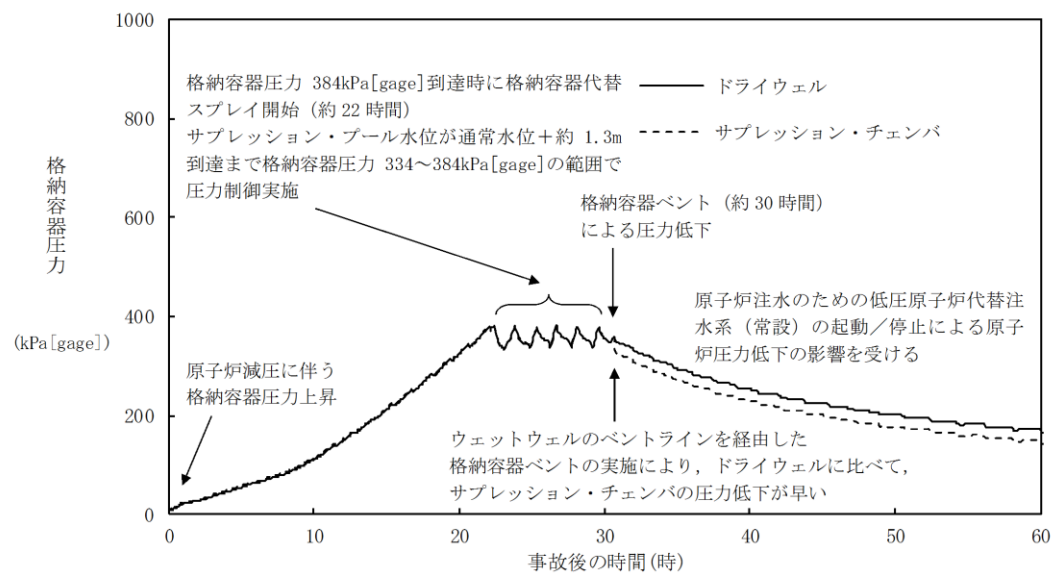
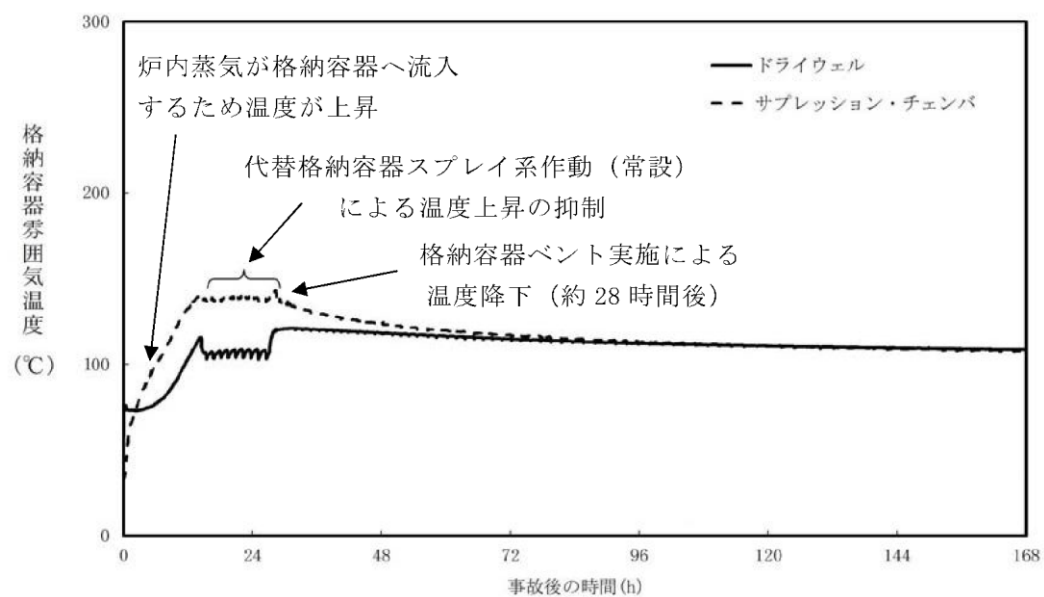


図 4.1.1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



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

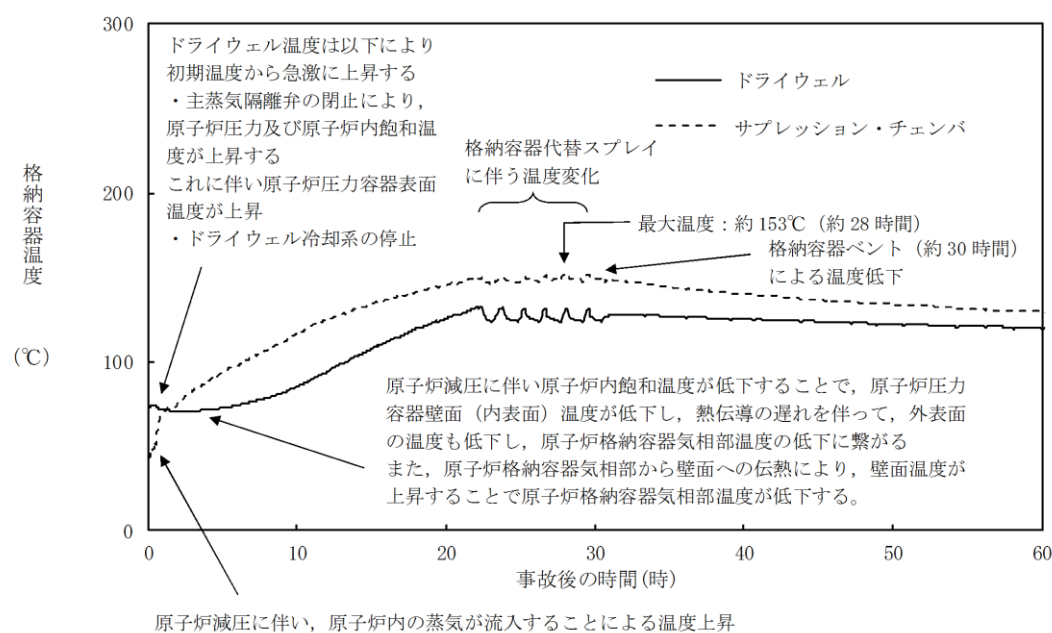


図 4.1.1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

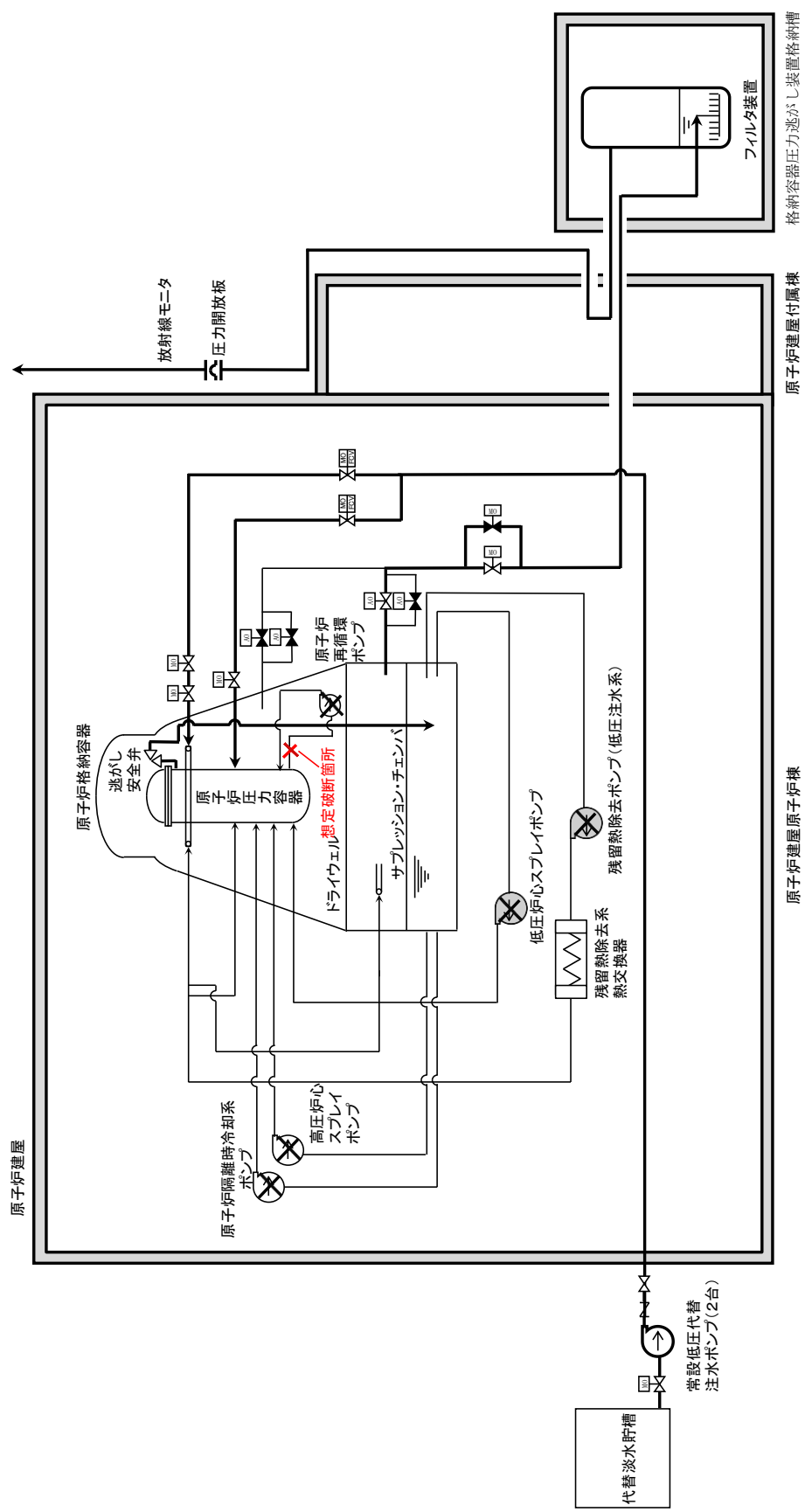
・評価条件等による解析結果の相違

・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）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 19 時間経過した</u></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）による格納容器スプレイ（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系（可搬型）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。</u></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><u>時点で、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><u>事象発生から約32時間後に、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>(約32時間後) 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>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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 第4.1.2-1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)のシナリオの概要</p>	<p>図4.1.2-1「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」のシナリオの概要</p>	



第 4.1.2-2 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)」
における系統概要図

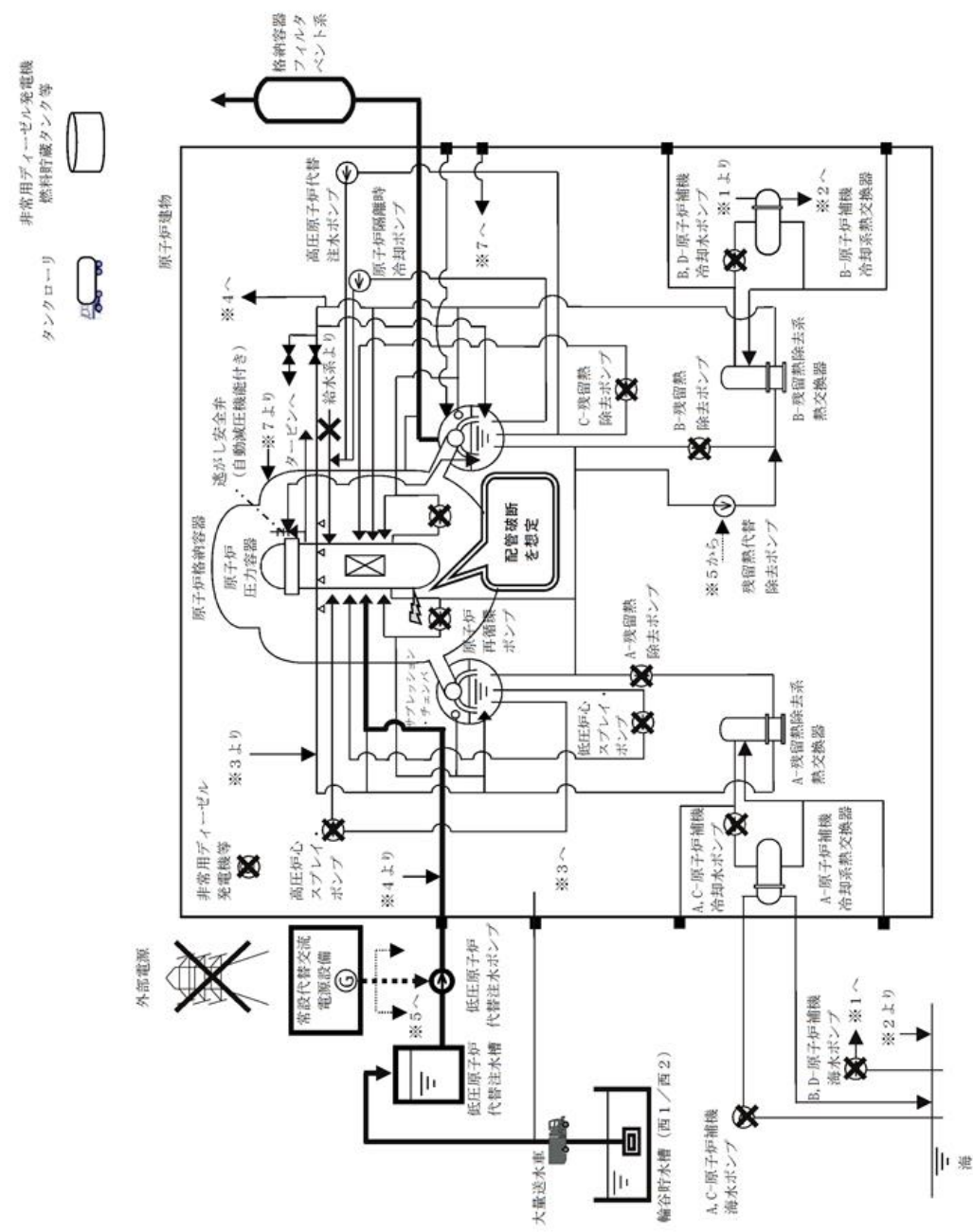
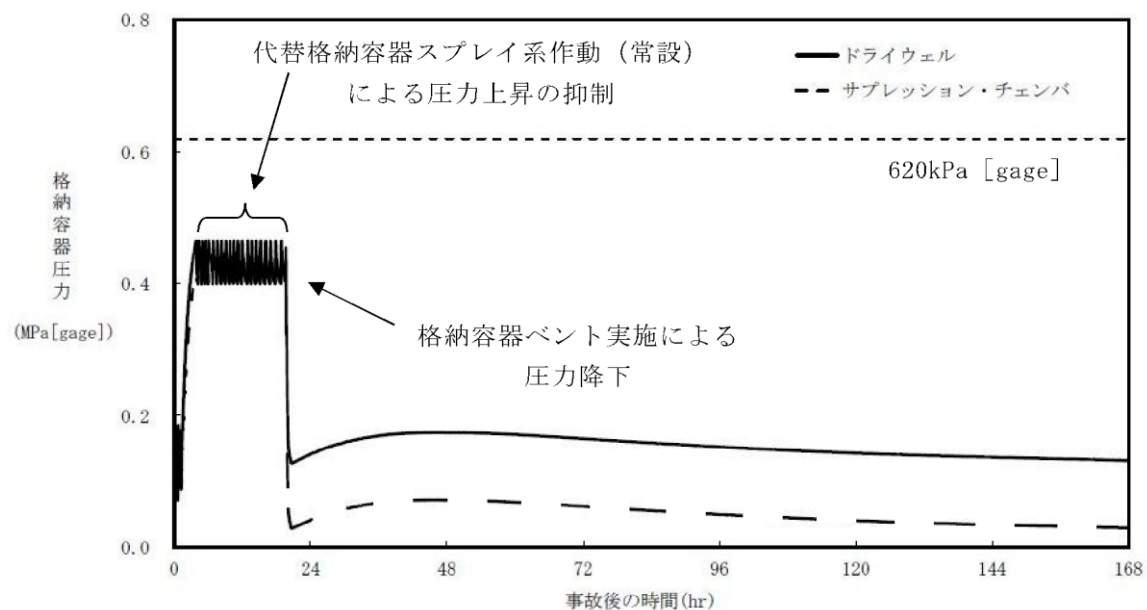


図 4.1.2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」
における系統概要図

・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

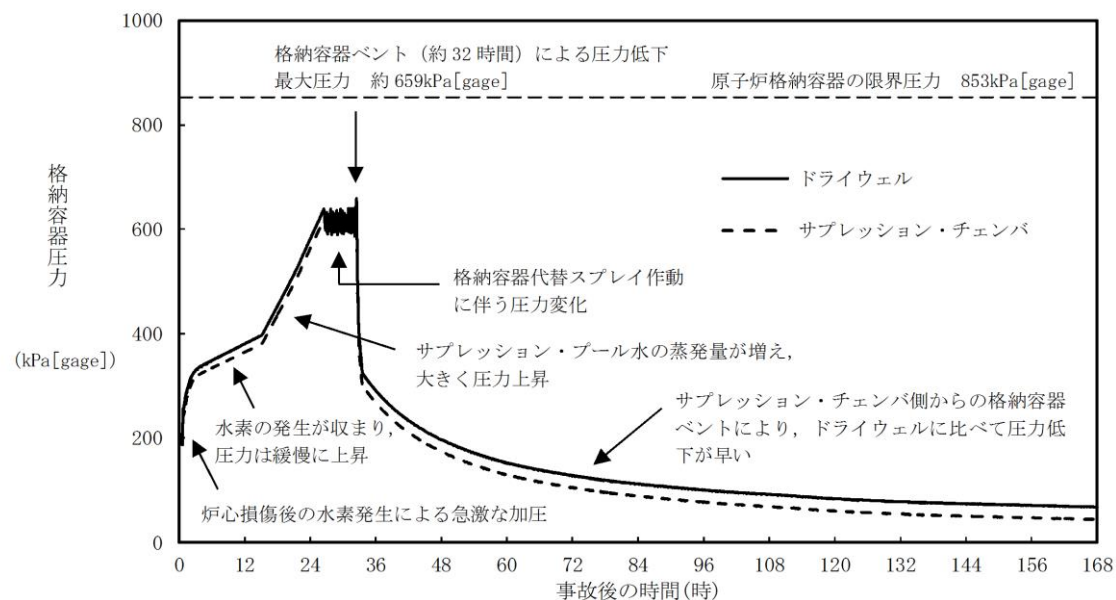
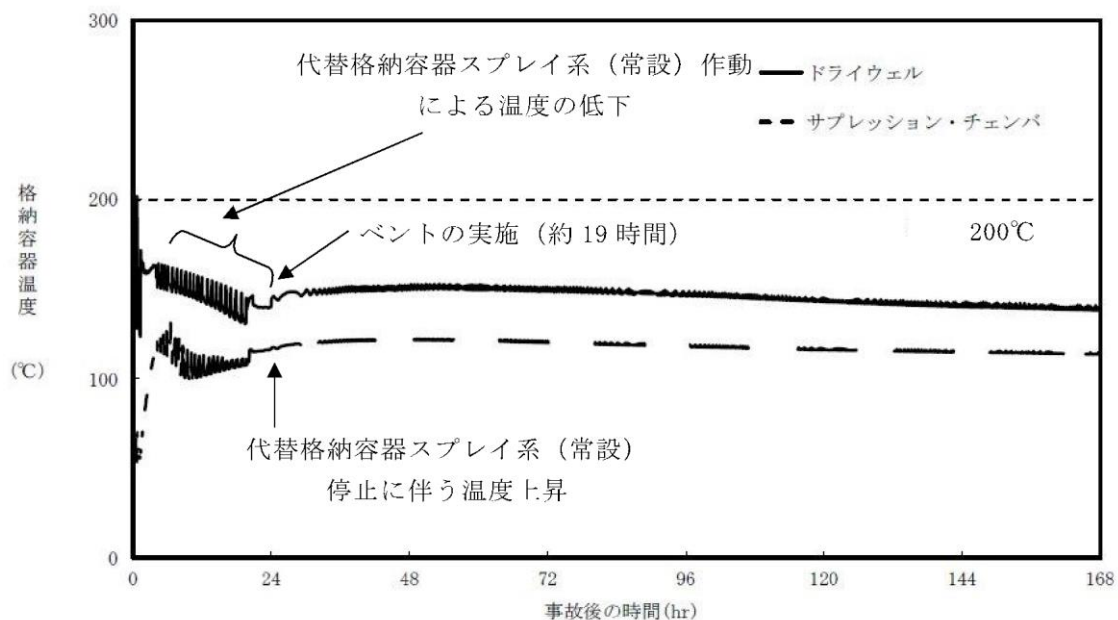


図 4.1.2-3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器圧力の推移

・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

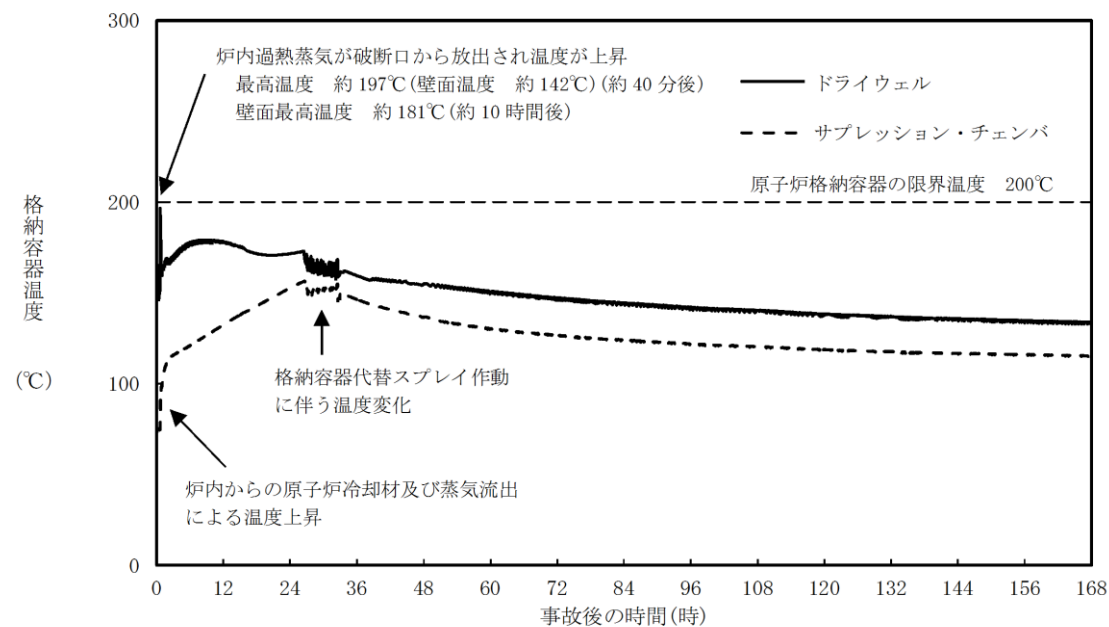
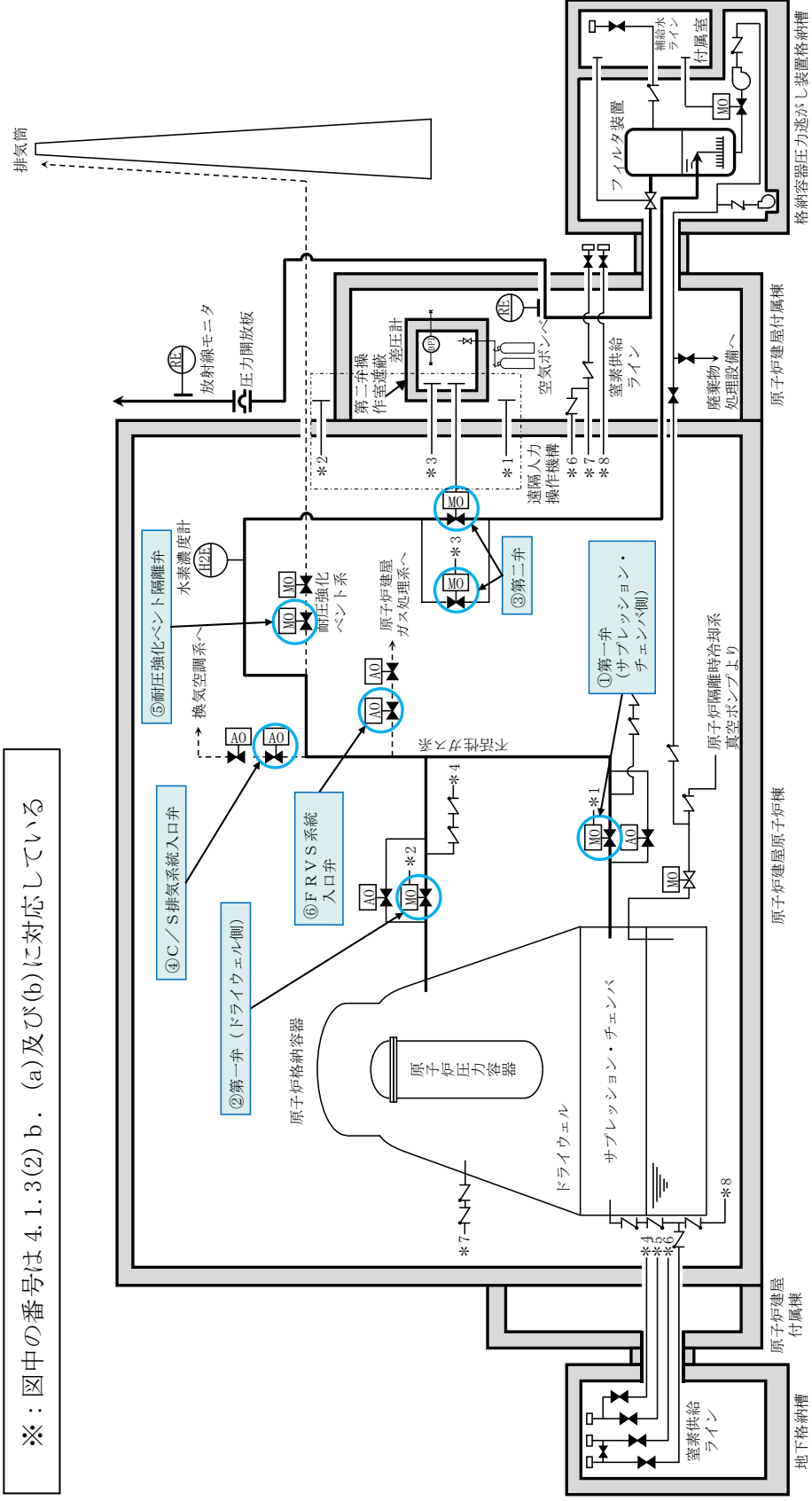


図 4.1.2-4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」における格納容器温度の推移

・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、第2弁から実施する。</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>第1弁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）が原子炉建物原子炉棟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、第2弁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>第1弁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1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</p> <p>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</p> <p>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弁から開操作する</p> <p>・運用の相違</p> <p>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

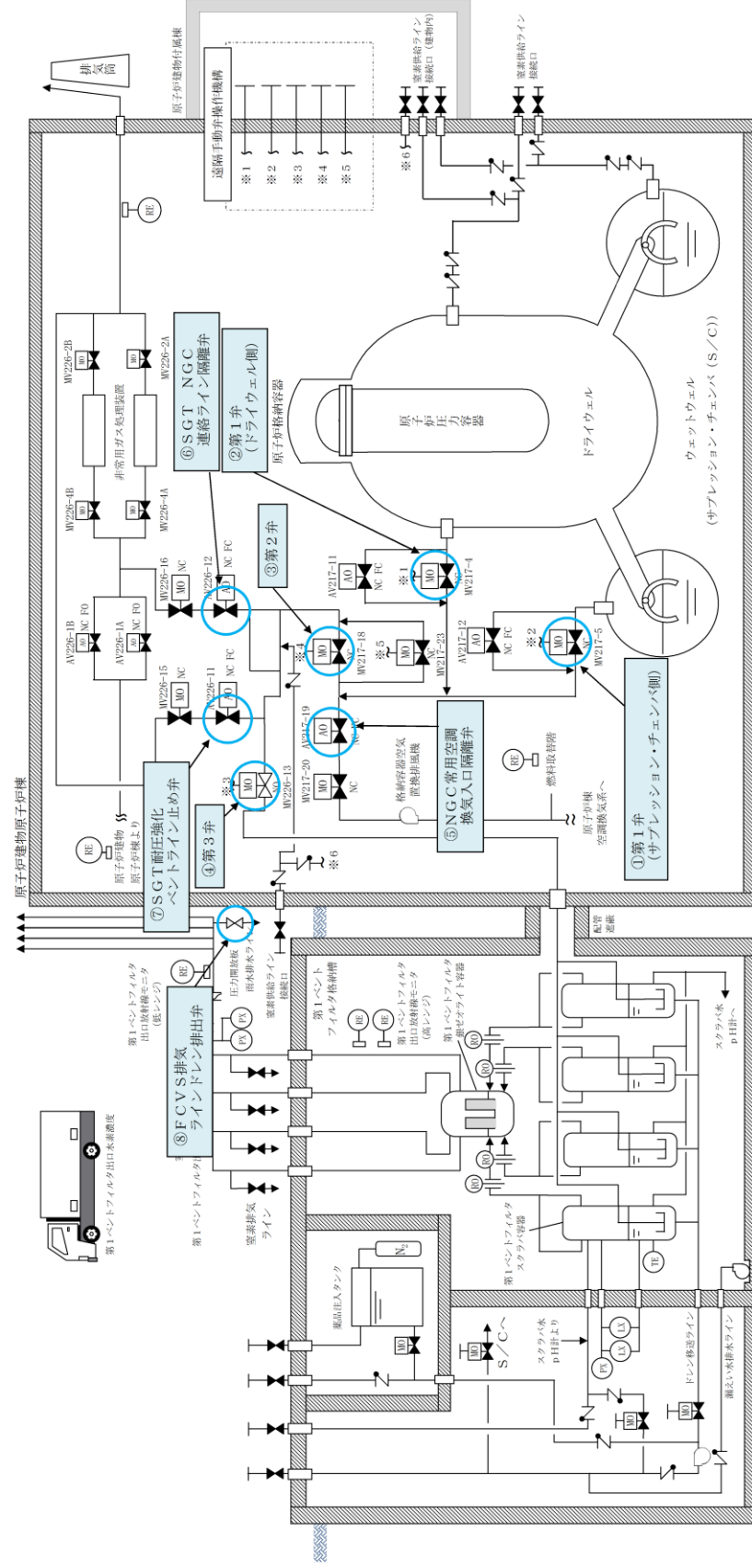


図4.1.3-1 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

・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="166 604 1261 915"> <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<u>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、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 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。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で格納容器内の水素・酸素を排出する。</u>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>当直副長</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="1311 604 2407 915"> <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・プール水位が通常水位+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・プール水位が通常水位+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し、ベントの実施を判断する。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>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。</u>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。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で格納容器内の水素・酸素を排出する。</u>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・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール水位が通常水位+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>・体制の相違</p> <p>島根2号炉の中央制御室は、島根1号炉と共用であり、複数号炉の同時被災時において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう当直副長の指揮に基づき運転操作対応を実施</p> <p>・運用の相違</p> <p>ベント実施基準の相違</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。また、格納容器スプレイ停止基準 (S/P 水位+約 1.3m) に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</p> <p>・運用の相違</p> <p>ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>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・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達																						
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール水位が通常水位+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 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" data-bbox="192 247 1234 430"> <thead> <tr> <th>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10倍以上となった場合、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>	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10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。	<p align="center">表4.1.3-2 確認パラメータ (炉心損傷判断)</p> <table border="1" data-bbox="1335 247 2398 430"> <thead> <tr> <th>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10倍を超えた場合、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>	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10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。	<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>												
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10倍以上となった場合、炉心が損傷したものと判断する*。																					
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10倍を超えた場合、炉心が損傷したものと判断する*。																					
<p 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" data-bbox="163 871 1261 1207"> <thead> <tr> <th>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>	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 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" data-bbox="1311 871 2410 1239"> <thead> <tr> <th>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>原子炉建物原子炉棟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>	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		原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタ指示値の急激な上昇	<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>
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																					
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																					
	原子炉建物原子炉棟内の放射線モニタ指示値の急激な上昇																					
	<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>																					

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>原子炉建屋原子炉棟</u>水素濃度が上昇した場合、<u>原子炉建屋原子炉棟</u>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>原子炉建屋原子炉棟</u>内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、<u>原子炉建物</u>水素濃度が上昇した場合、<u>原子炉建物原子炉棟</u>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>原子炉建物原子炉棟</u>内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>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>853kPa [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、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。</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>原子炉建物原子炉棟</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>・運用の相違 島根 2 号炉は、格納容器スプレイ停止基準 (S/P 水位+約 1.3m) に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</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、ドライウエ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] ~588kPa [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2弁の開操作及びFCVS 排気ラインドレン排出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。 ・FCVS 排気ラインドレン排出弁の操作は2名で実施し、弁操作時間は40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。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1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>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<u>耐圧強化ベント系</u>) 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1,700~1,900mmの範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器pH</td> <td>13以上であること</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<u>耐圧強化ベント系</u>) 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1,700~1,900mmの範囲にあること	スクラバ容器pH	13以上であること	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1,700~1,900mmの範囲にあること																	
スクラバ容器pH	13以上であること																	
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>エルからのベントを実施する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、<u>タイベック</u>、<u>アノラック</u>、綿手袋、ゴム手袋及び<u>胴長</u>であり、着用時間は約12分である。</p> <p>(d) <u>第二弁操作のための要員移動</u> <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> <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 <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> また、<u>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。</u> ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。 <u>・サプレッション・プール水位</u> <u>・格納容器内酸素濃度(SA)</u></p> <p>d. ベント準備作業の妥当性 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。 <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>エルからのベントを実施する。 現場操作の着用装備は、全面マスク、<u>個人線量計</u>、綿手袋、ゴム手袋、<u>汚染防護服</u>であり、着用時間は約6分である。</p> <p>(d) <u>FCVS 排気ラインドレン排出弁閉操作</u> <u>ベントガスの排出を防止するため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施する。</u></p> <p>(e) <u>可搬型重大事故等対処設備(第1ベントフィルタ出口水素濃度、可搬式窒素供給装置)準備</u> <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、可搬型設備(車両)である可搬式窒素供給装置及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を準備する。</u></p> <p>c. ベント準備判断の確認パラメータ <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> また、<u>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。</u> ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。 <u>・格納容器圧力</u> <u>・格納容器酸素濃度(SA)</u></p> <p>d. ベント準備作業の妥当性 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表4.1.3-5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。 <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> <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>・着用する防護具の相違 ・放射線防護具着用時間の相違</p> <p>・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</p> <p>・運用の相違 島根2号炉は、ベント準備操作として排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施</p> <p>・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</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント準備判断基準の相違</p> <p>・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</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>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、補給が必要となった場合に準備作業を開始する。</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
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							<p>・運用の相違</p> <p>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弁から開操作する</p> <p>・運用の相違</p> <p>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</p>
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51mSv/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。	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。	FCVS排水ラインドレン 排出弁開操作（移動含む）		屋外				外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。
		【炉心損傷後】 約14mSv/h以下					【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)							
						可搬型設備の準備 (第1ベントフィルタ 出口水素濃度、 可搬式窒素供給装置)	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2	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。		

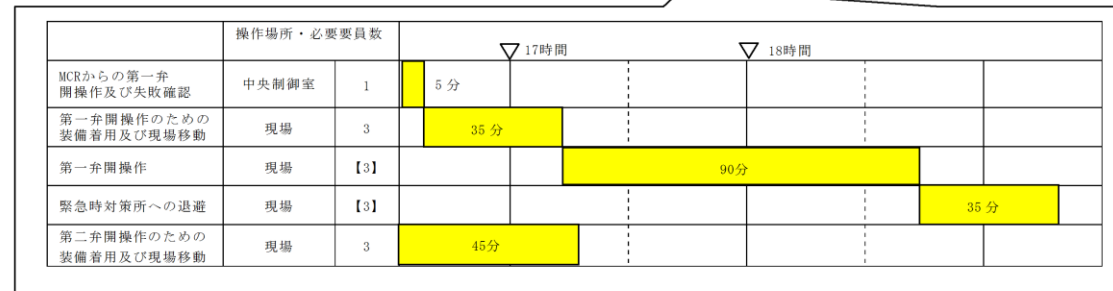
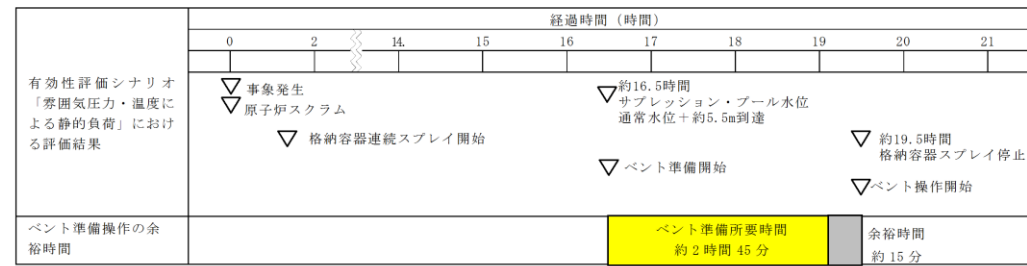
※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※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

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>e. ベント準備操作の余裕時間</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p>	<p><u>e. ベント準備操作の余裕時間</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>(a) 炉心損傷なしの場合</u></p> <p><u>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4.1.3-6に示す。</u></p> <p><u>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又は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とともに、FCVS排気ラインドレン排出弁（⑥）を閉操作する。</u></p> <p><u>第2弁（②又は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又は③）の現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する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。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表4.1.3-6 炉心損傷なしの場合のベント関連時間</u></p> <table border="1" data-bbox="1299 1056 2412 1234"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>245kPa[gage]到達時間※2</th> <th>準備時間</th> <th>ベント時間※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>約16時間</td> <td rowspan="3">約1時間20分 (245kPa[gage] 到達後から)</td> <td>約30時間</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障)</td> <td>約14時間</td> <td>約30時間</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)</td> <td>約15時間</td> <td>約27時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する時間。</p> <p>※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)</p>	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 (245kPa[gage] 到達後から)	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	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	<p>・記載表現の相違</p> <p>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</p> <p>・記載表現の相違</p> <p>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</p>
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 (245kPa[gage] 到達後から)	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		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													

【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又は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とともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

第2弁(②又は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又は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プレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達する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4.1.3-7 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：サプレッション・プール水位が通常水位+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
準備操作の対象弁を記載

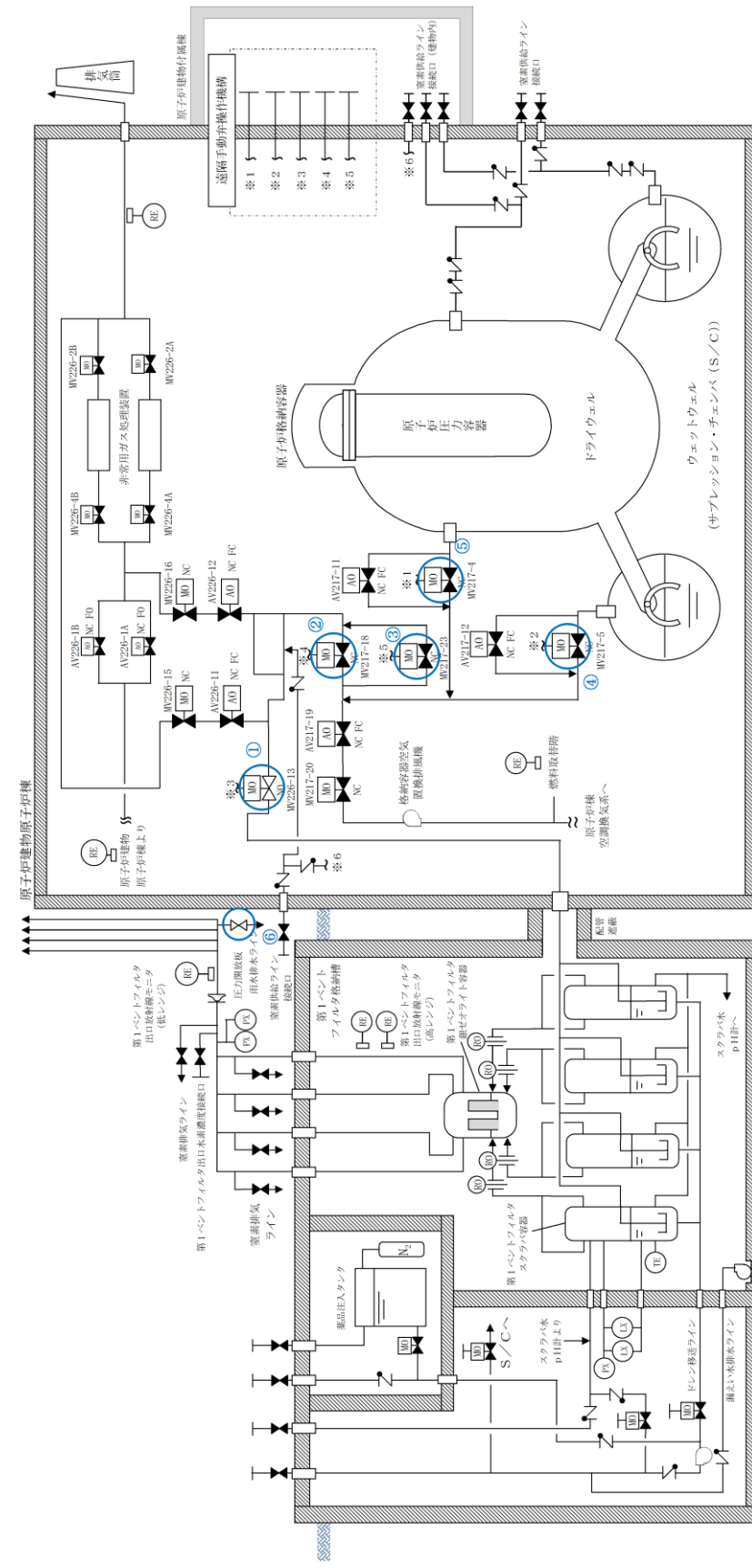


図 4.1.3-5 格納容器フィルタバント系 系統概要図 (他系統を含む)

・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



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

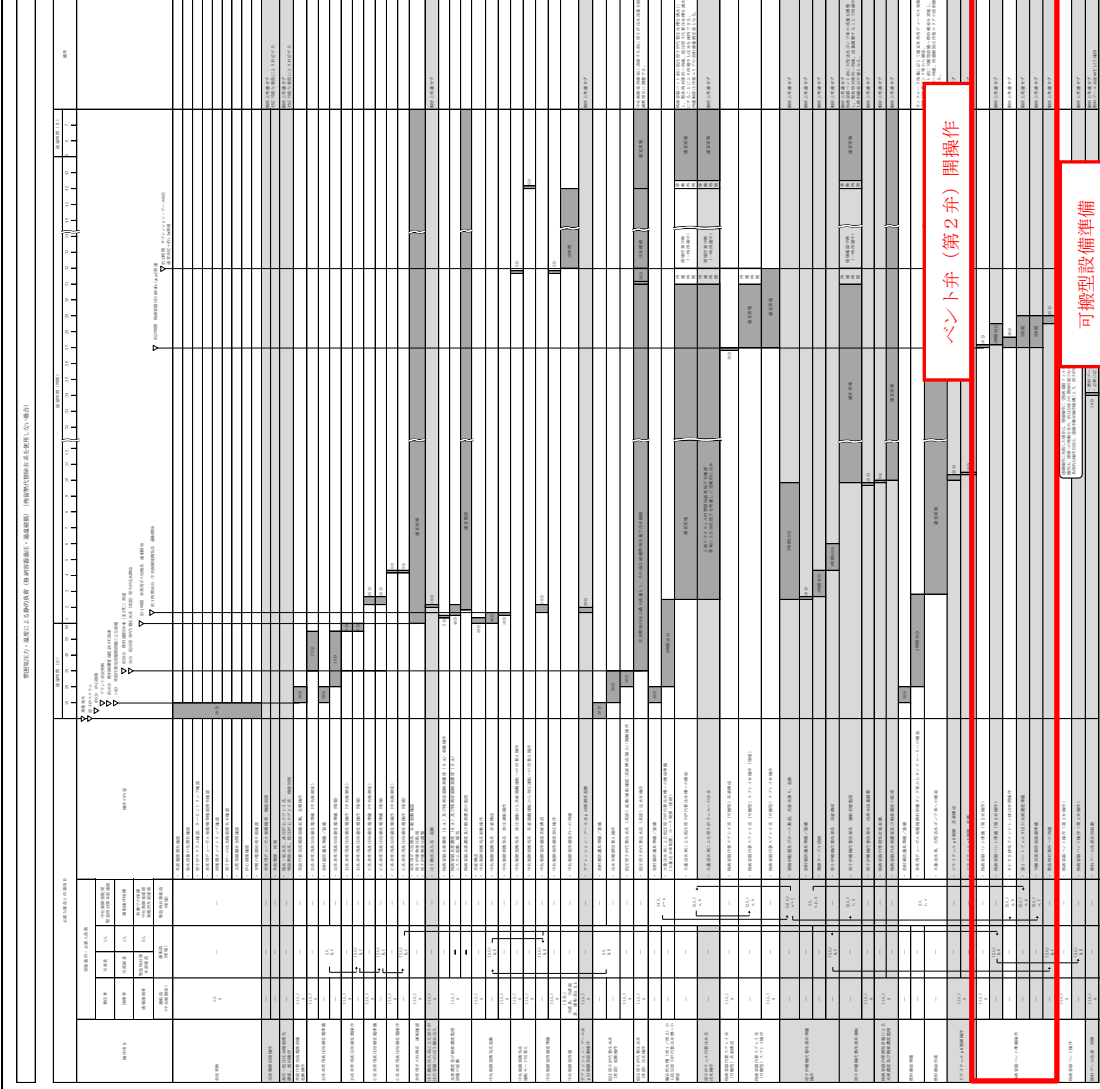


図 4.1.3-7 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

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。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 <p><u>なお、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を実施しながら、サプレッション・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>	<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>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 格納容器の健全性を確保するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</u></p> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サプレッション・プール水位が通常水位+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プレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施する。</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>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達</u> 炉心損傷がない場合は、<u>サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>サプレッション・プール水位 (SA)</u> <p>(b) 炉心損傷を判断した場合</p> <p>i) <u>サプレッション・プール水位が通常水位+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>	<p>・運用の相違 島根 2 号炉は、格納容器スプレイ停止基準 (S/P 水位+約 1.3m) に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</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 島根 2 号炉は、格納容器スプレイ停止基準 (S/P 水位+約 1.3m) に到達以降、格納容器圧力・温度を制御する手段がなくなることからベントを実施</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</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>サプレッション・プール水位</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>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> <p>・<u>格納容器内酸素濃度 (S.A)</u></p> <p>h. ベント実施操作の妥当性</p> <p>ベントは、<u>第二弁</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）（代替循環冷却系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、プ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>・<u>サプレッション・プール水位 (S.A)</u></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> <p>・<u>格納容器酸素濃度 (S.A)</u></p> <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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」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、プ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19mSv</u>である。（別紙8）</p>	<p>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> <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弁から開操作するため、ベント実施は、第1弁を操作</p> <p>・被ばく評価結果の相違</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。	—	第1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51mSv/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。

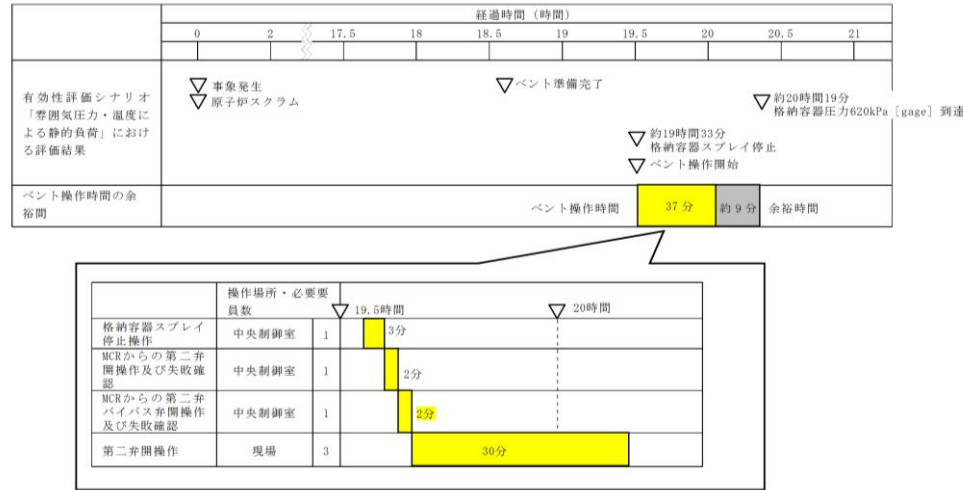
※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

※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。

i. 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。

- ・ 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)
- ・ 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。

j. 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="8" 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="11" 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>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)</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>k. 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	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)	モニタリング・ポスト	<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																									
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)																									
モニタリング・ポスト																									

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に実施する。

・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)	
第1ベントフィルタ出口水素濃度	

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。

1. 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に実施する。

・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, 第1ベントフィルタ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第一弁を閉とする。</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第 1 弁を閉とする。</p> <p>⑦格納容器への窒素注入を停止する。</p> <p>⑧格納容器内水素濃度・酸素濃度により、格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。</p> <p>m. 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、第1ベントフィルタ出口水槽濃度が可搬型設備 ・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51mSv/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)、無線連絡設備(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51mSv/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。								

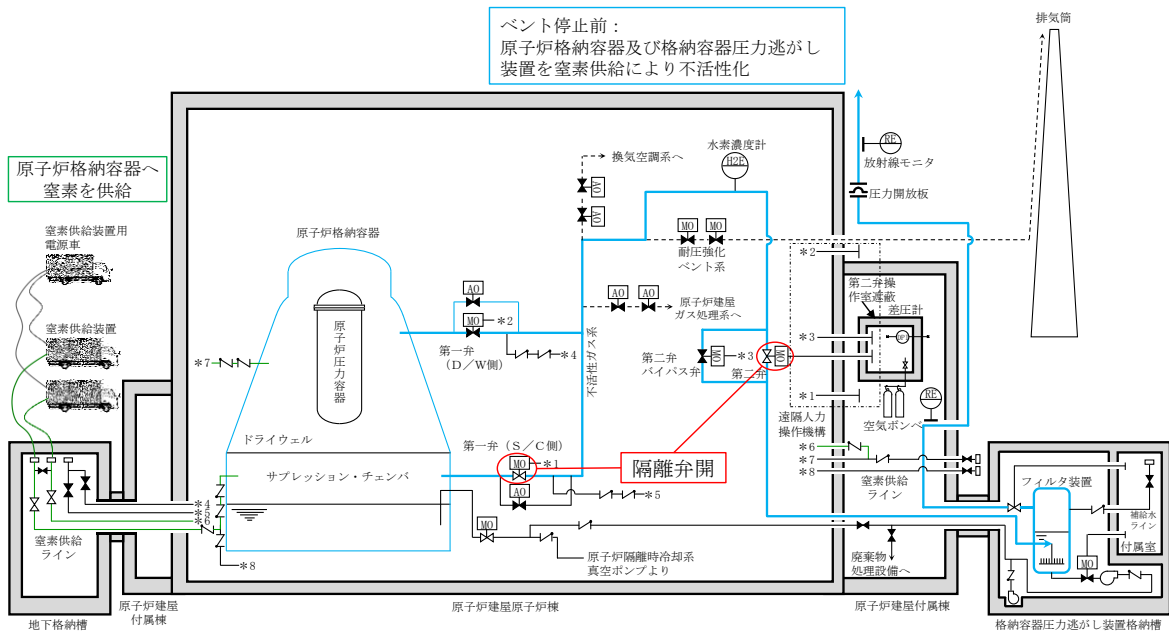
※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※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。

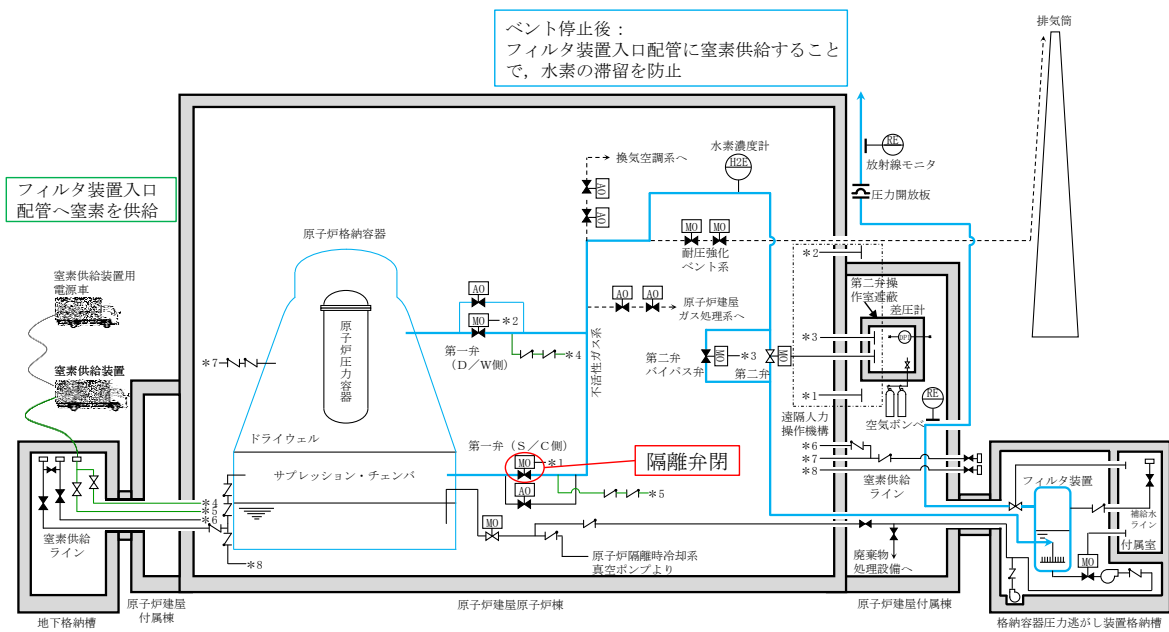
※3：事故後168時間以降を想定

※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>n. 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 1287"> <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>第1ベントフィルタ出口水素濃度</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>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)</td> <td>指示値が安定していることを監視する。</td> </tr> <tr> <td>モニタリング・ポスト</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="4">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> </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。	第1ベントフィルタ出口水素濃度	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。	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)	指示値が安定していることを監視する。	モニタリング・ポスト	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。																																					
第1ベントフィルタ出口水素濃度	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。																																					
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)	指示値が安定していることを監視する。																																					
モニタリング・ポスト	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)

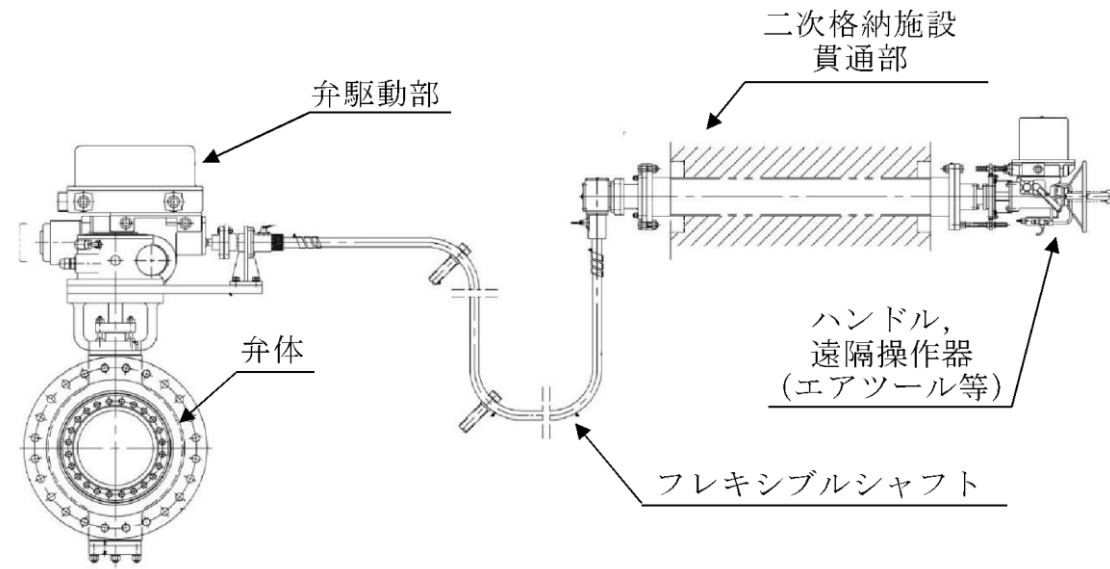
4.2 現場における操作について (別紙17, 18)

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。

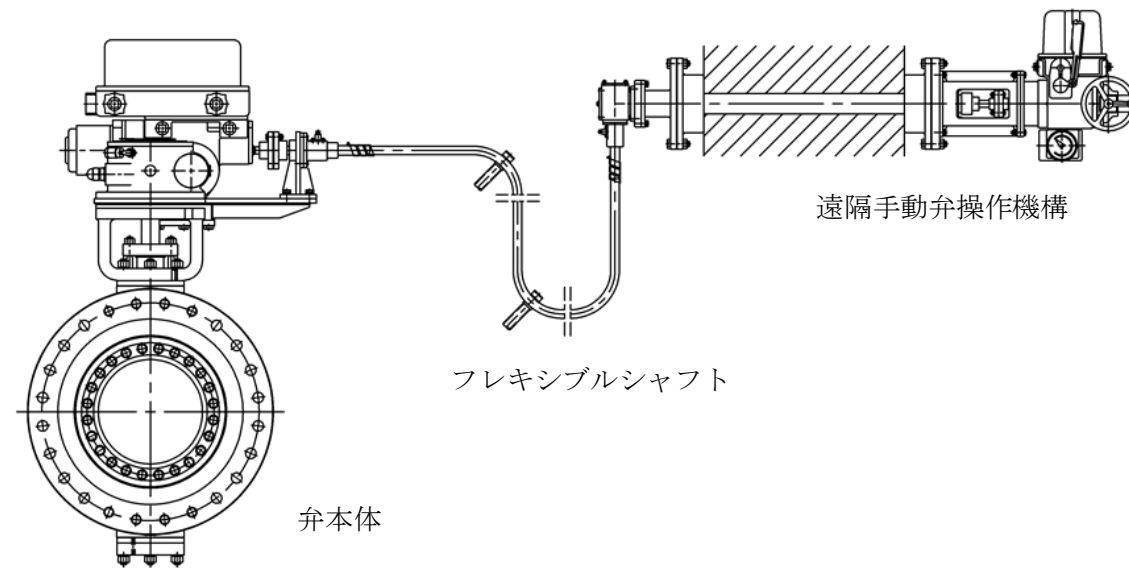
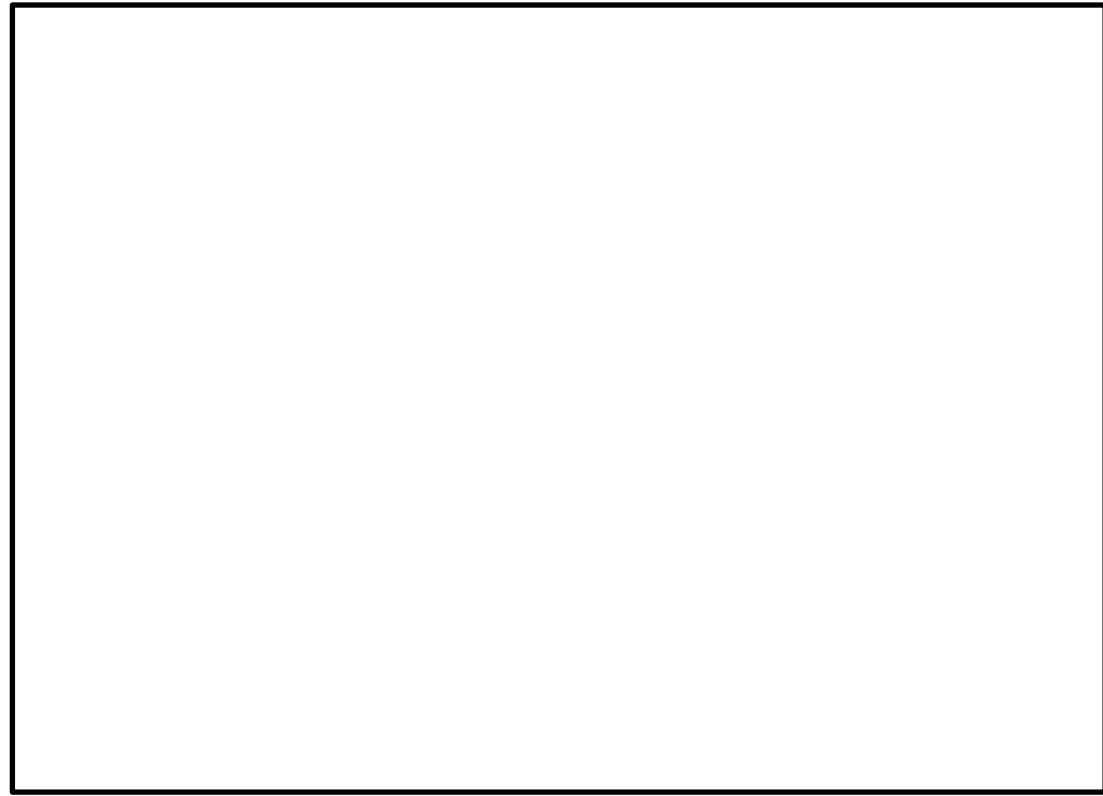


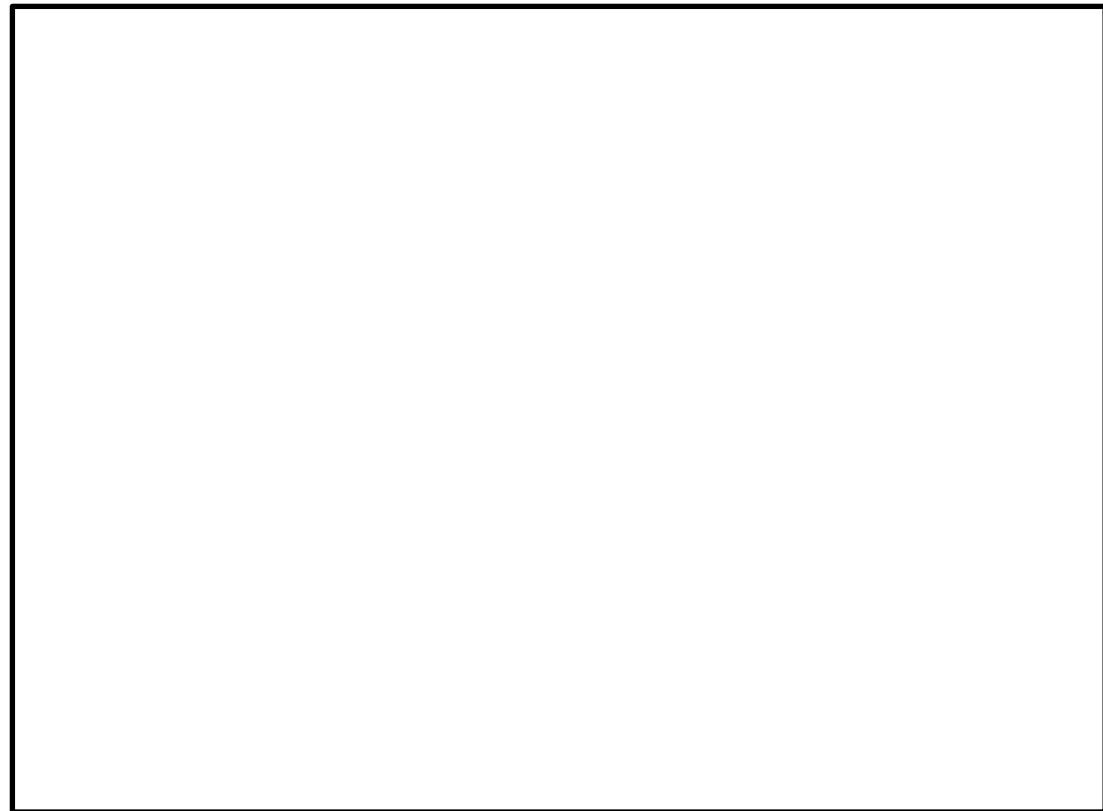
図4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



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)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)

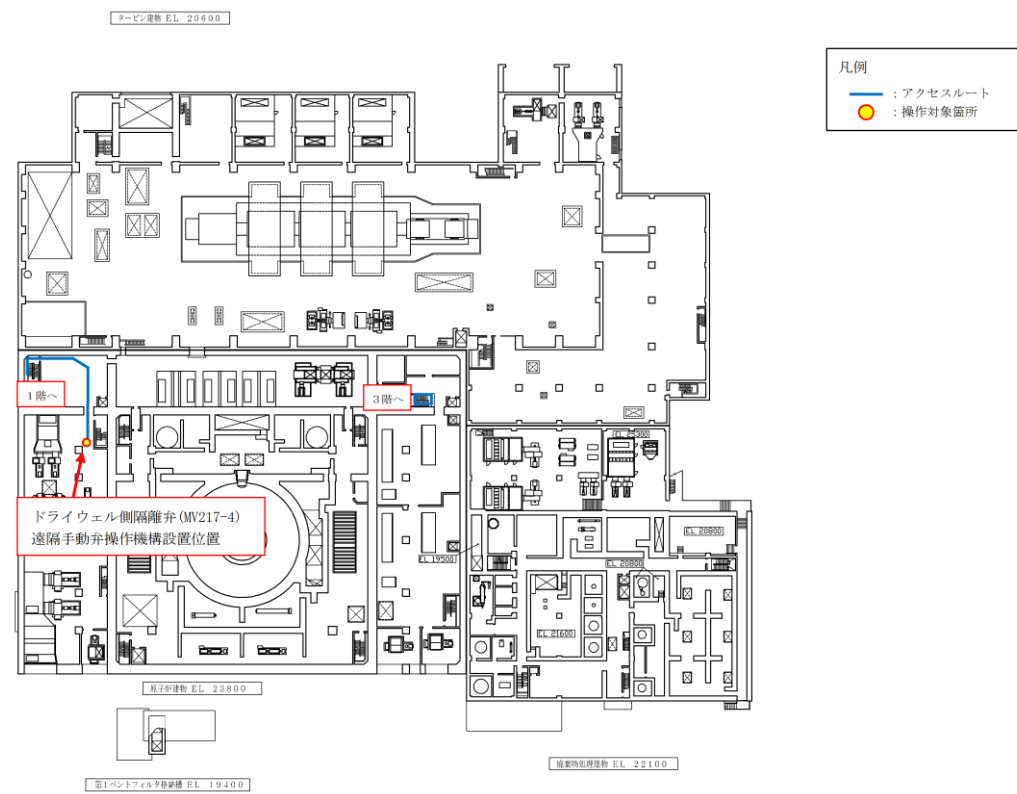
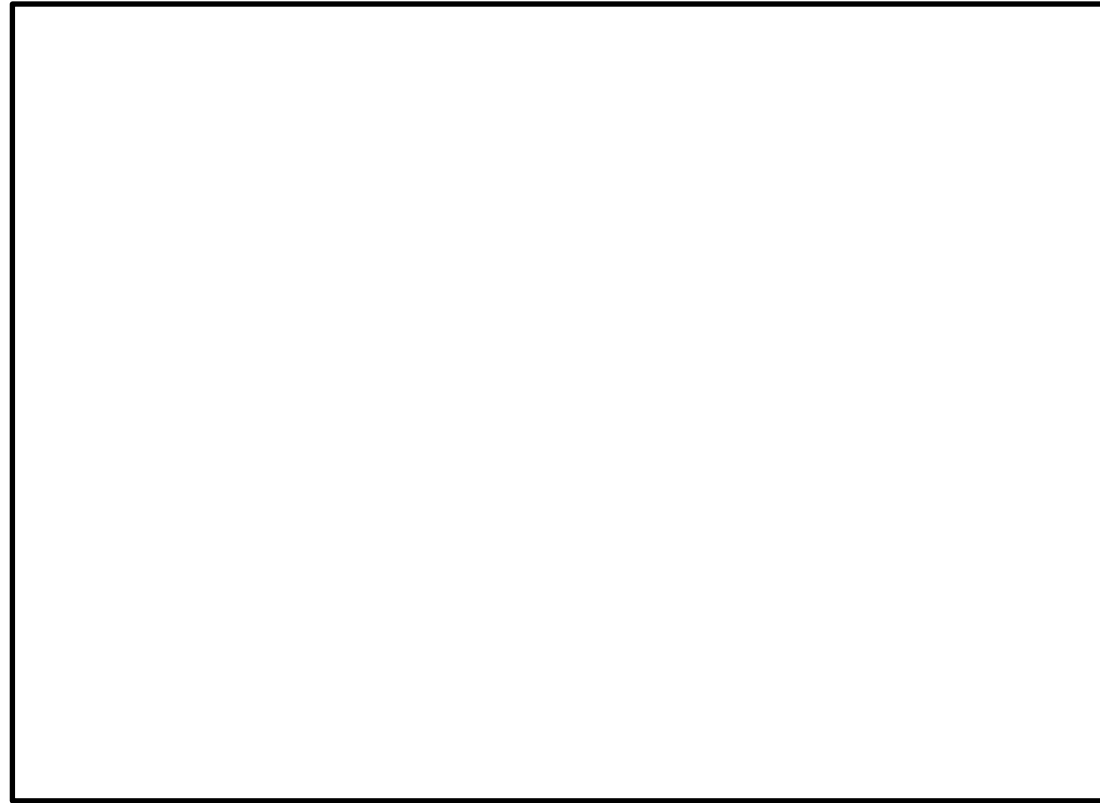


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (2/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

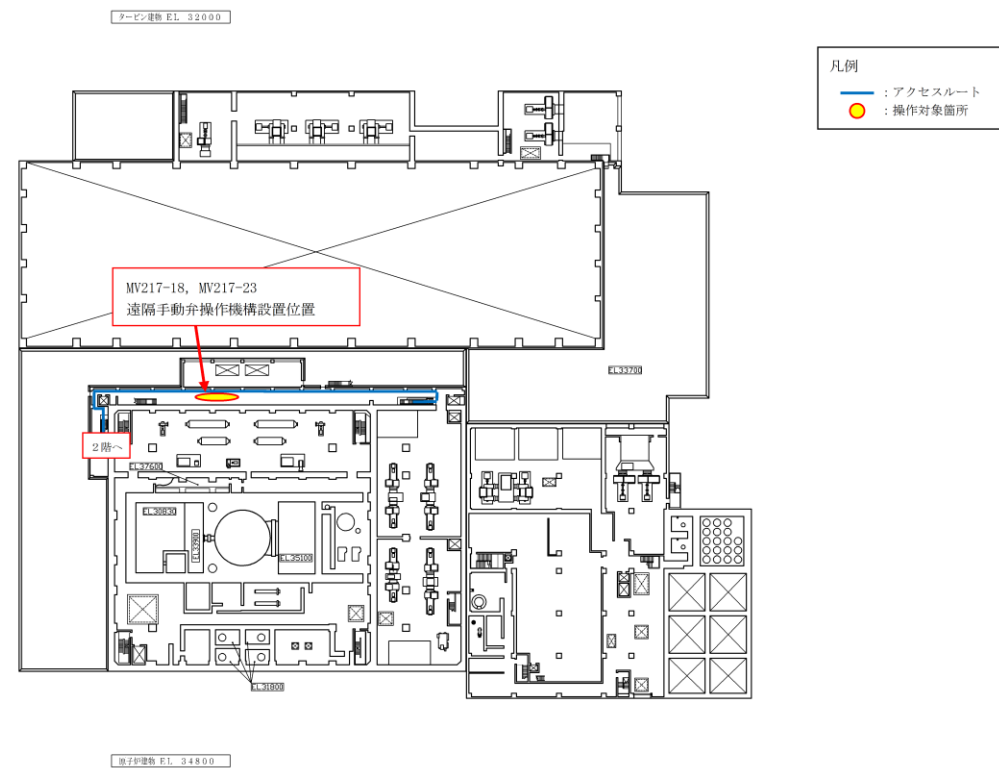


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (3/3)

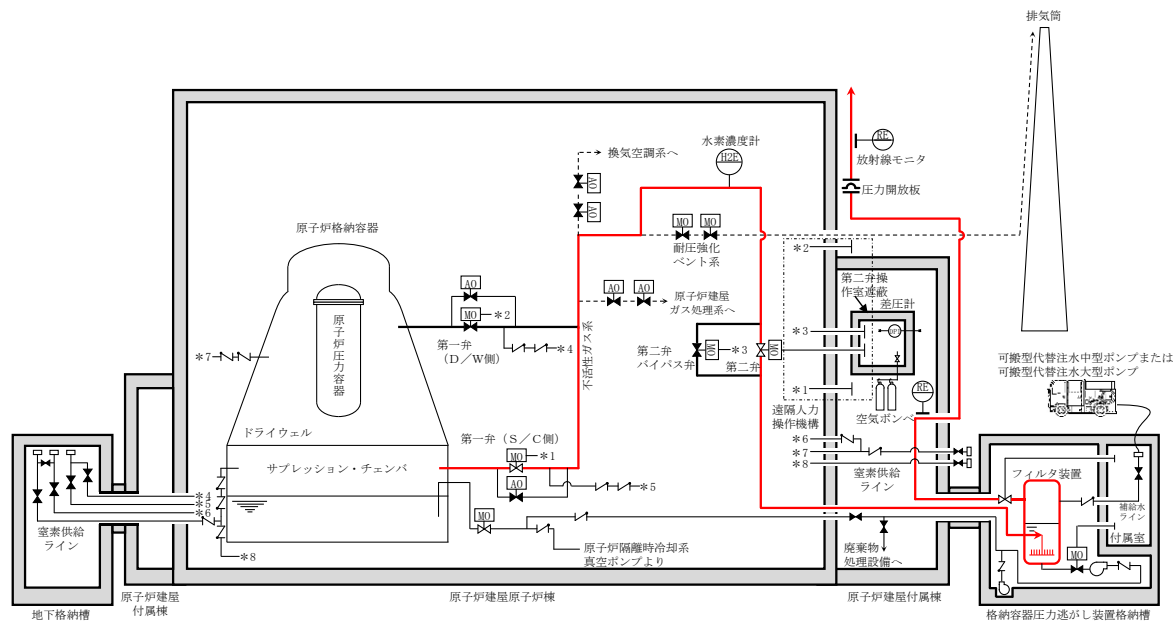
4.2.2 スクラビング水の補給

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、薬品注入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を第4.2.2-3図に示すとともに、作業環境を表4.2.2-1に示す。

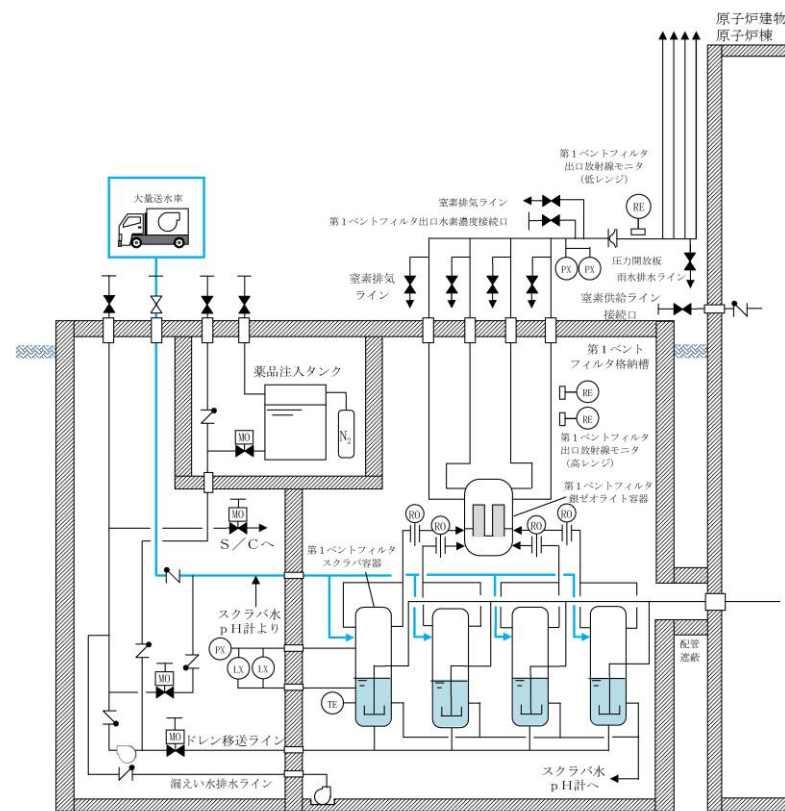


図4.2.2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

- ・設備の相違
島根2号炉は、薬品注入タンクを設置しており、薬品注入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ないが、万一対応を記載

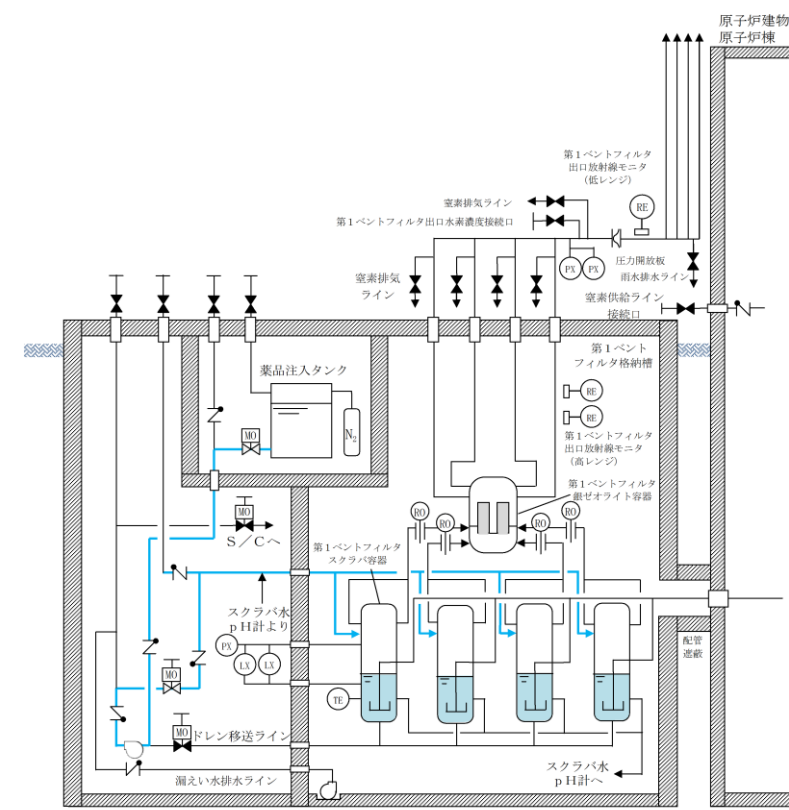
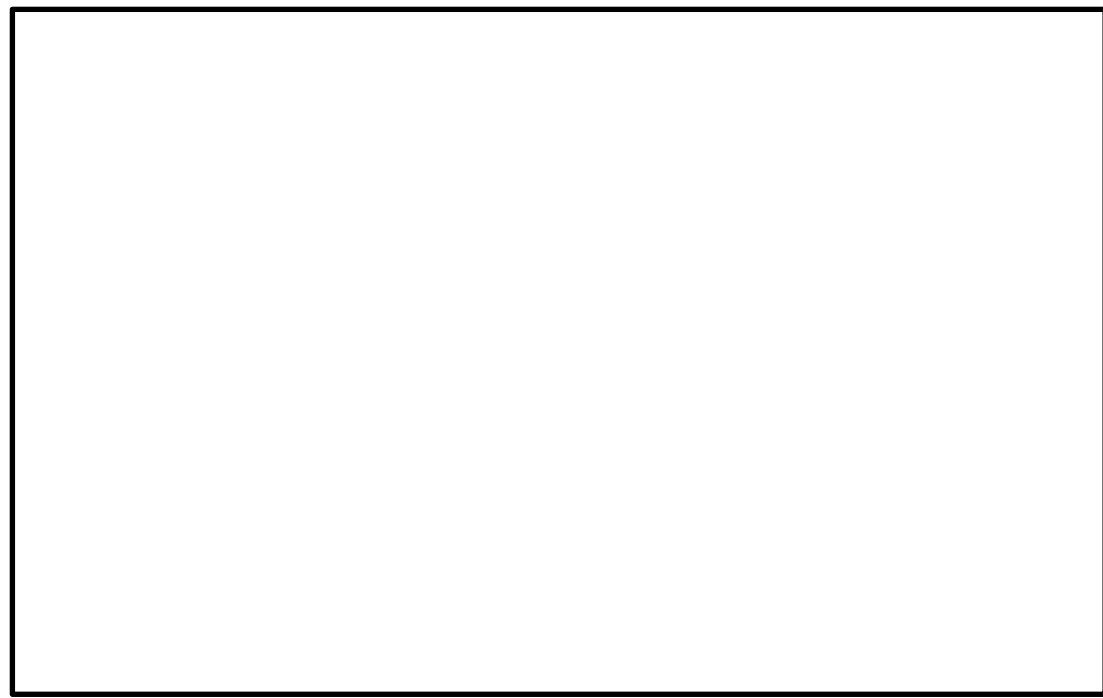


図 4.2.2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図



第 4.2.2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

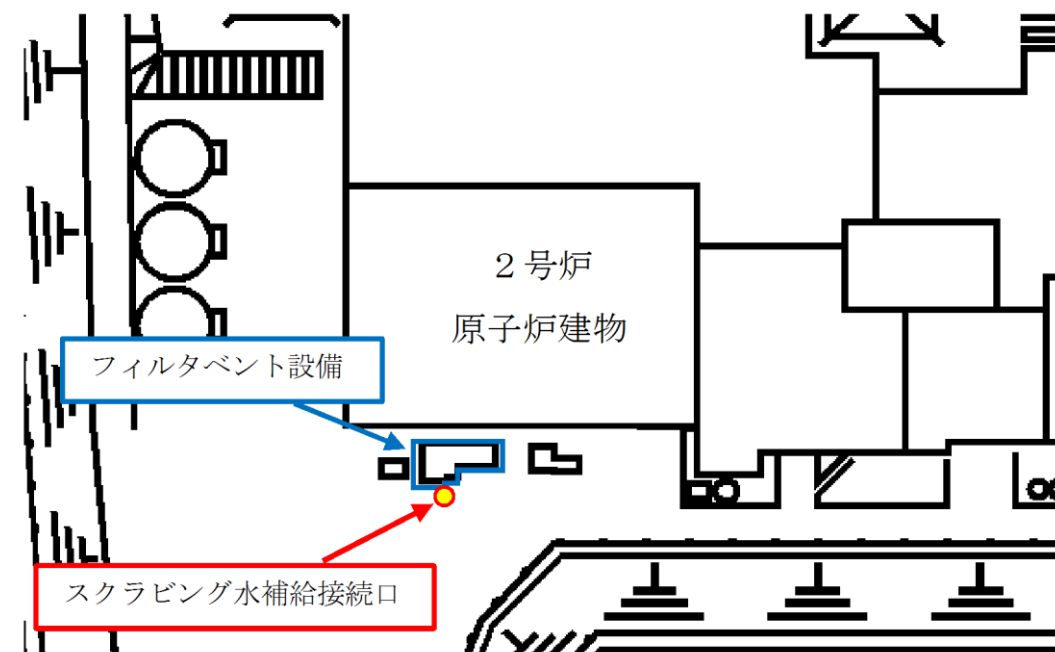


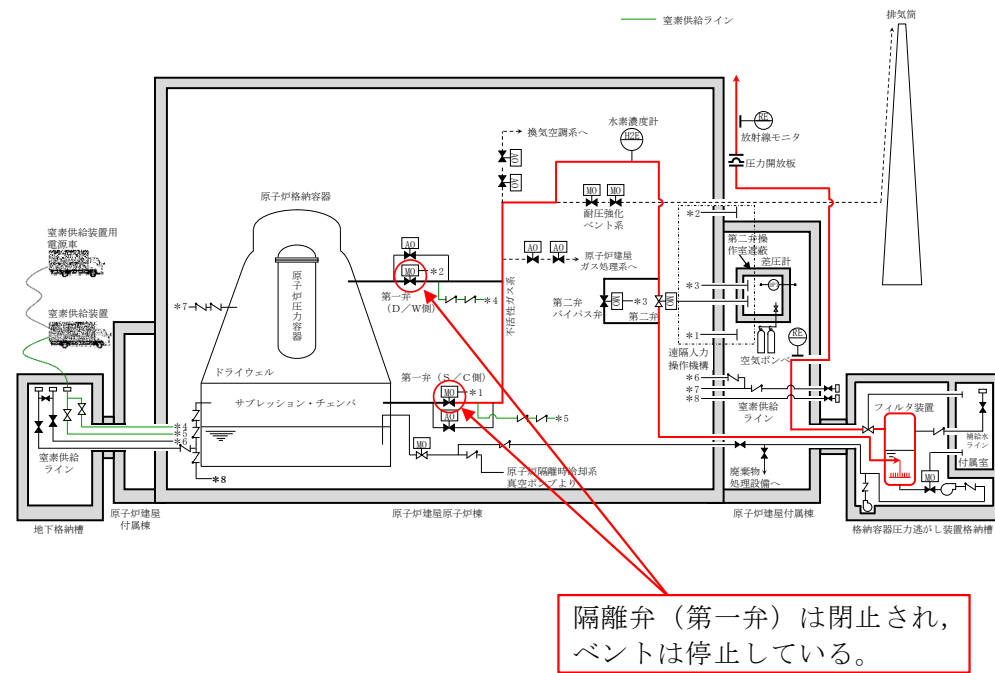
図 4.2.2-3 スクラビング水補給接続口位置

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保する。

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現場位置を第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

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：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。

※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、原子炉建屋外壁又は原子炉建屋付属棟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、サブプレッション・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可搬型設備(車両)である第1ベントフィルタ出口水素濃度を接続し、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、窒素供給ライン接続口及び第1ベントフィルタ出口水素濃度接続口の設置位置を図4.2.3-2示す。

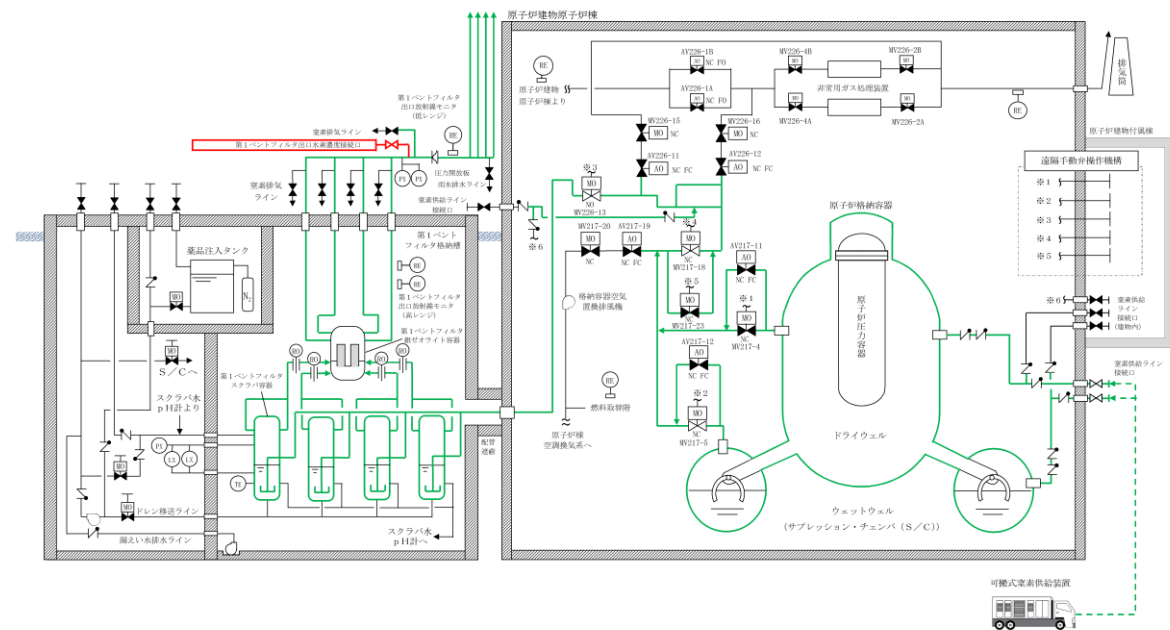
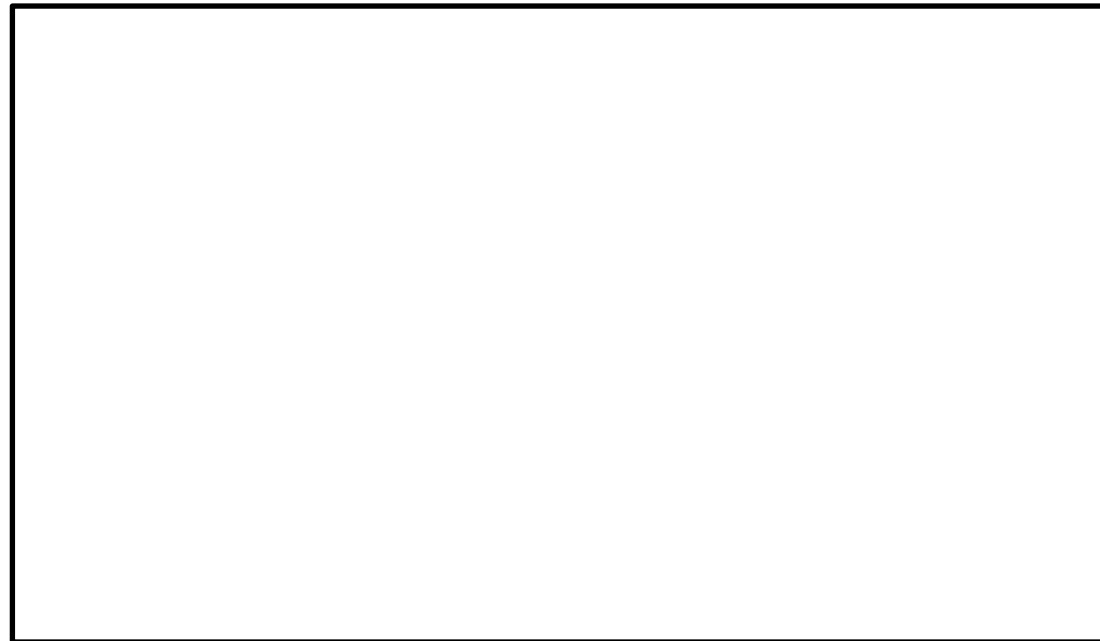


図4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

・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



第 4.2.3-2 図 窒素供給用接続箇所を設置位置

4.2.4 排水操作

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。

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。

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。

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。

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、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。（別紙 13）

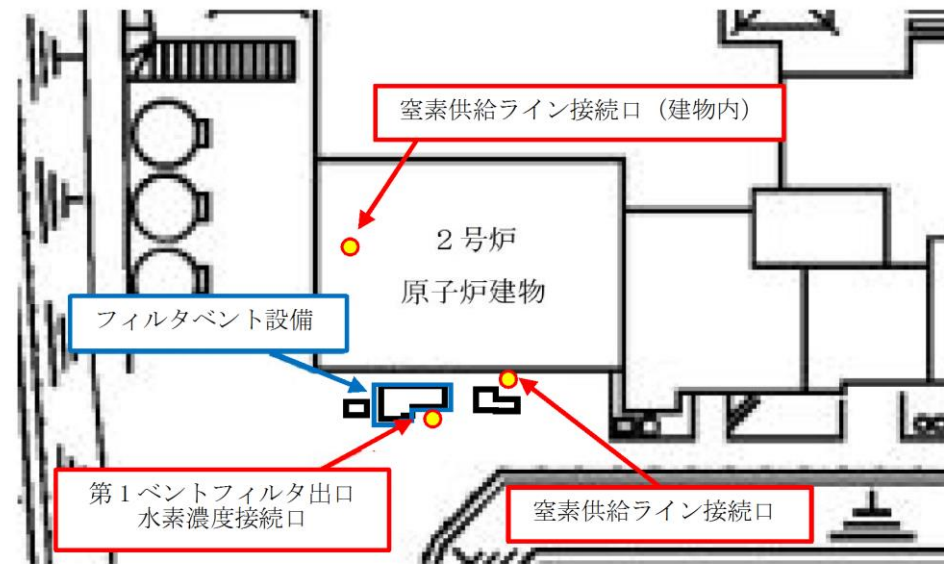


図 4.2.3-2 窒素供給ライン接続口及び第1ベントフィルタ出口水素濃度接続口の設置位置

4.2.4 排水操作

スクラバ容器内の水位が上昇した場合には、スクラバ容器のドレン移送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うえ、サブプレッション・チェンバへ移送する。

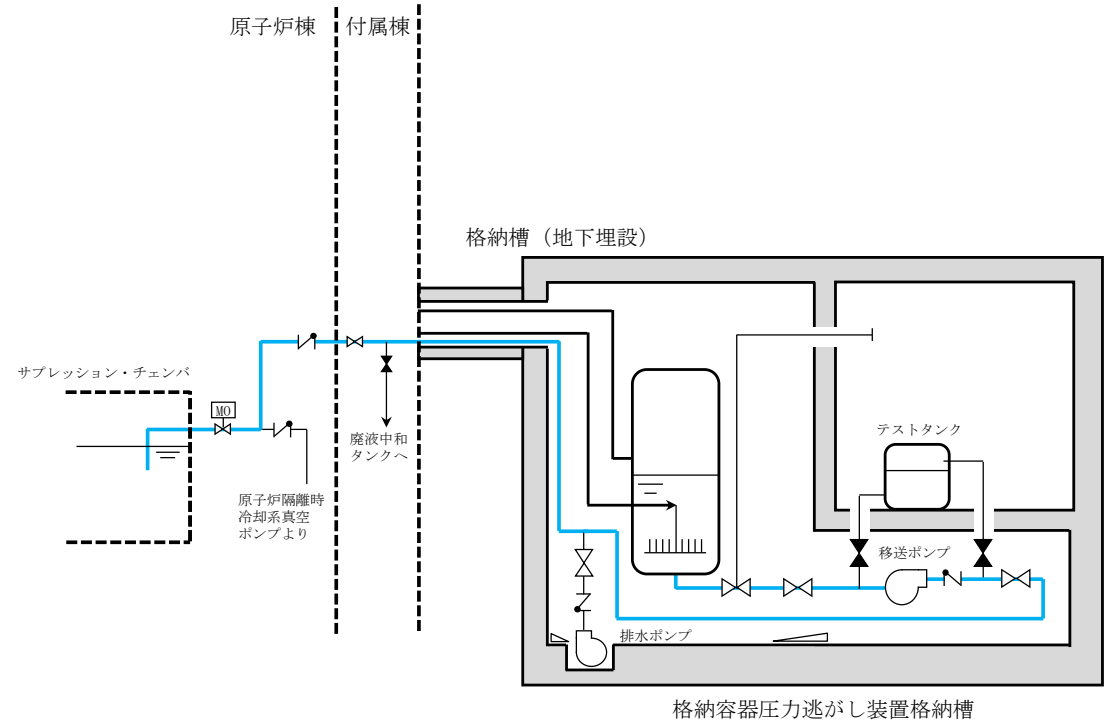
さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水がベントフィルタ室に漏えいした場合、排水ポンプにより水を格納容器（サブプレッション・チェンバ）又は格納容器以外に移送する。

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。

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。

・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



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

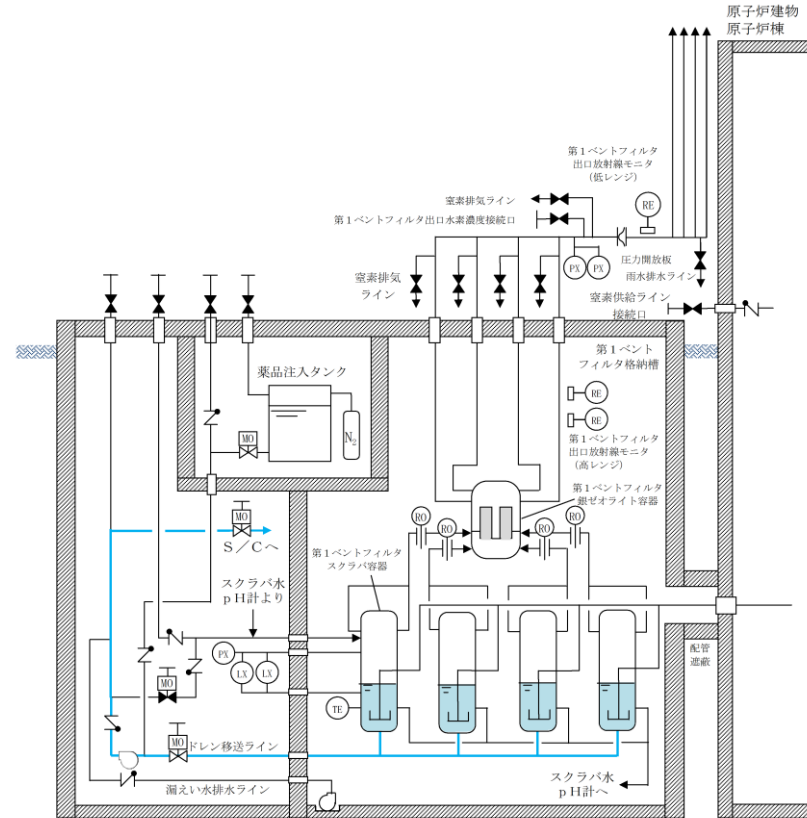
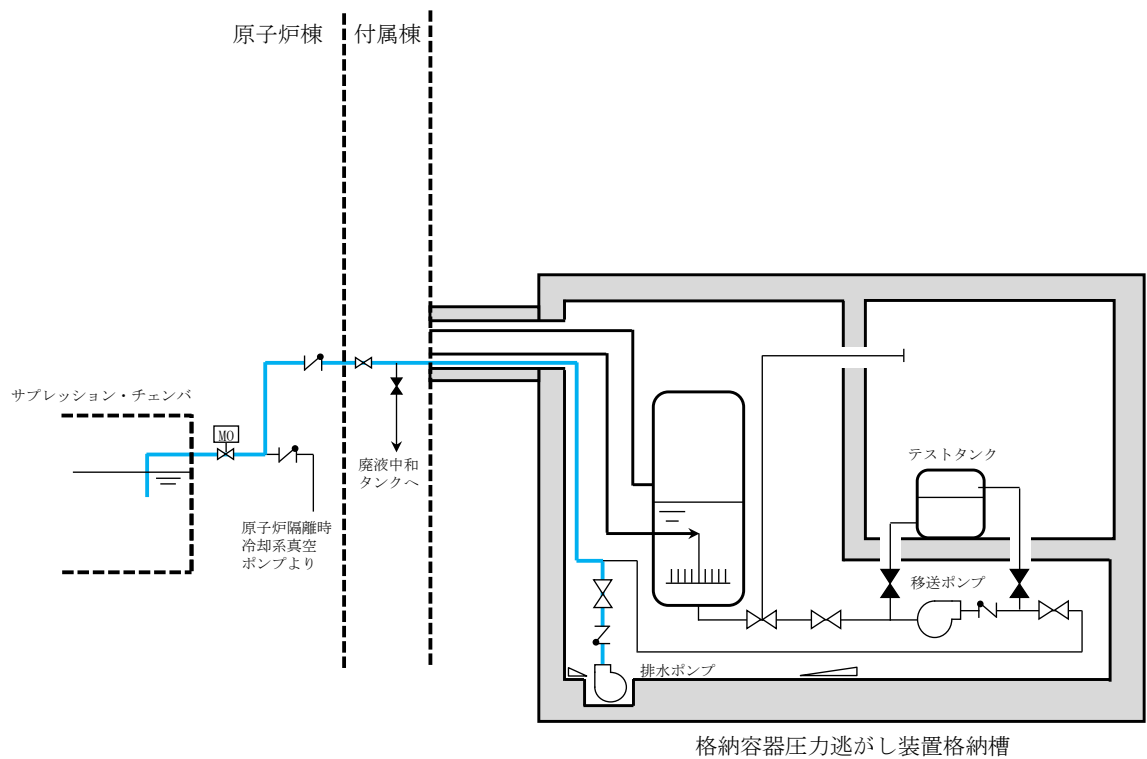


図 4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図



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

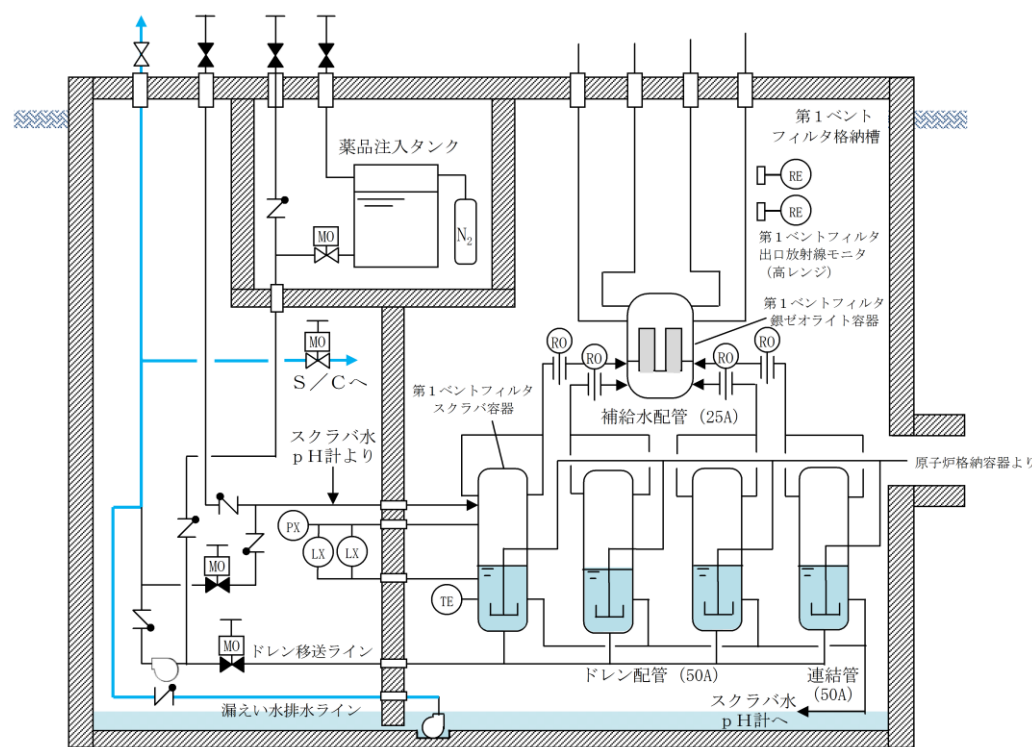
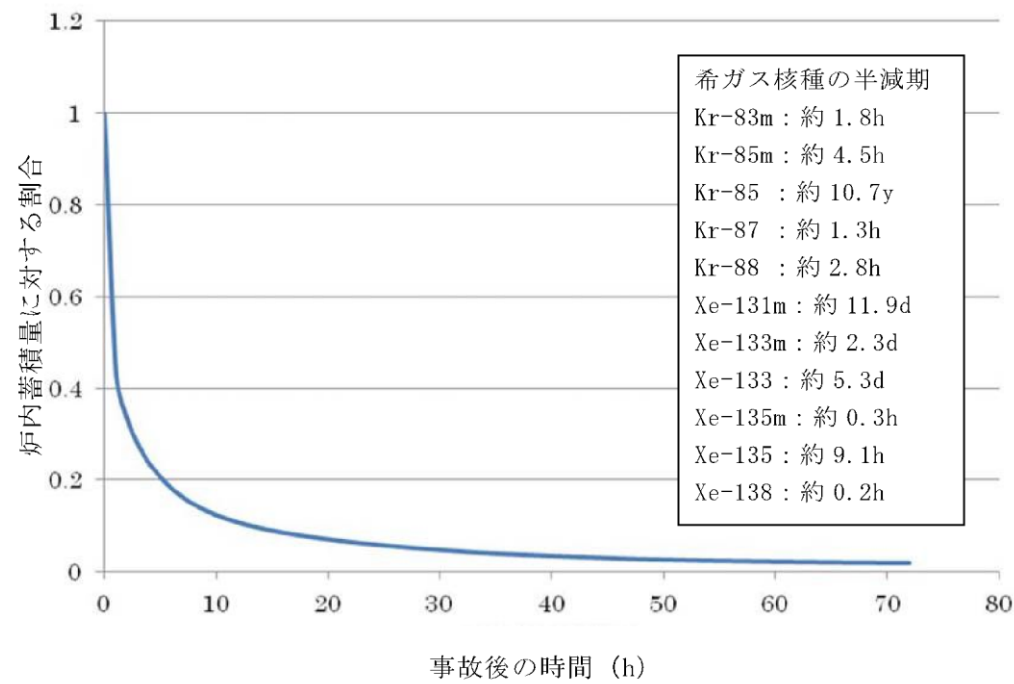


図 4.2.4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

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="480 705 943 737" style="text-align: center;">第4.2.4-3図 排水設備 弁操作位置</p> <p data-bbox="151 842 819 869">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="166 886 834 913">(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="201 930 1276 1052">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 1066 1276 1409" 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イ冷却系（常設）を整備し、サプレッション・プール通常水位+6.5m到達まで格納容器スプレイを可能とする。 ・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イ冷却系（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="166 1472 522 1499">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="201 1516 1276 1682"><u>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。</u></p> <p data-bbox="231 1696 700 1724">希ガスの減衰曲線を第4.3-1図に示す。</p>	<p data-bbox="1297 842 1964 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="1311 886 1979 913">(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 930 2421 1052">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 1066 2421 1409" 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イ系（可搬型）を整備し、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するまで格納容器スプレイを可能とする。 ・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イ系（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="1311 1472 1668 1499">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="1347 1516 2421 1682"><u>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、さらにドライウエル内へ間欠スプレイ操作を行い、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。</u></p> <p data-bbox="1377 1696 1828 1724">希ガスの減衰曲線を図4.3-1に示す。</p>	<p data-bbox="2439 1199 2736 1226">・ベント実施基準の相違</p> <p data-bbox="2439 1516 2819 1682">・解析結果の相違 格納容器ベント実施時間の相違に伴う、スプレイ実施期間の相違</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)

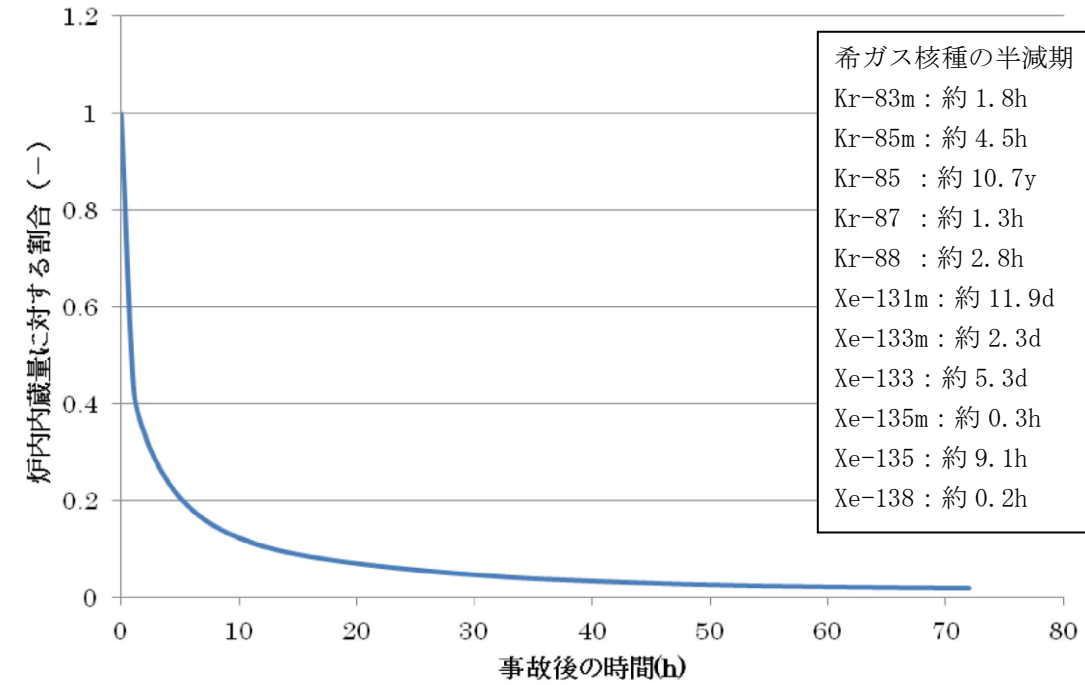


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化 (希ガス核種合計)

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 38)

(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よう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><u>また、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、初回定期事業者検査時の点検結果に応じて点検周期へ反映する。</u></p> <p><u>また、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
		・外観目視点検
	機能確認	・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	5C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	1C, 10C
		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>																																																																																																									

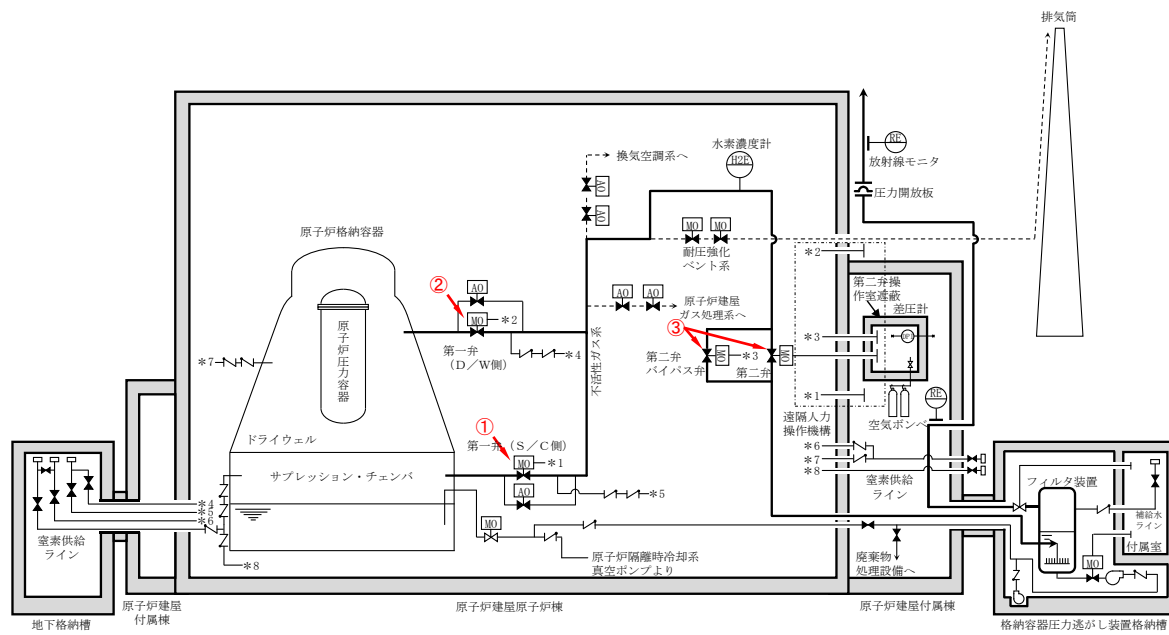
(2) 試験方法

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。

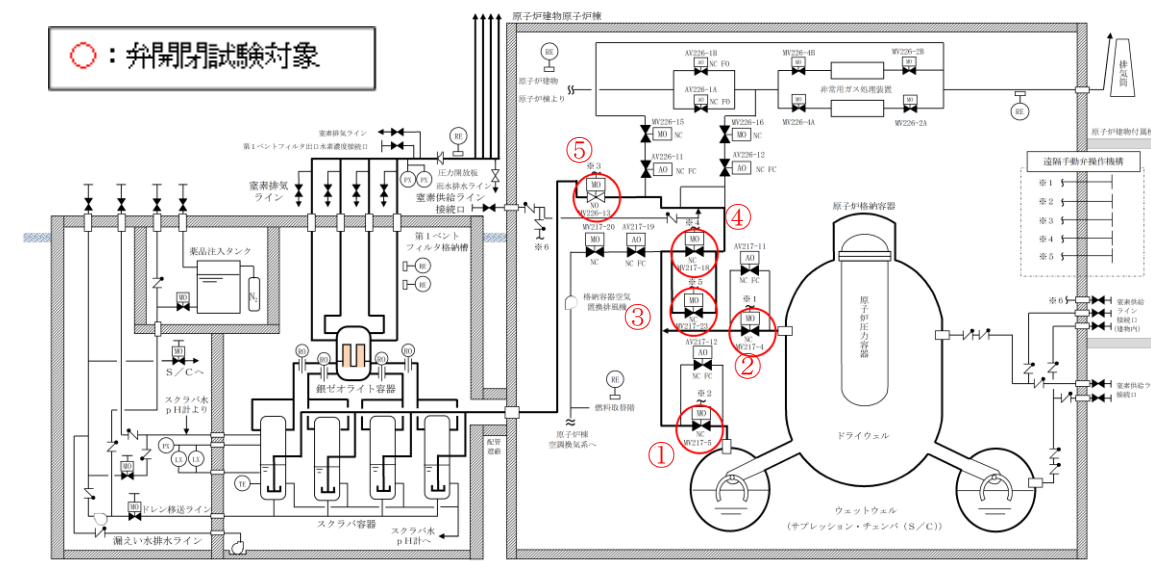
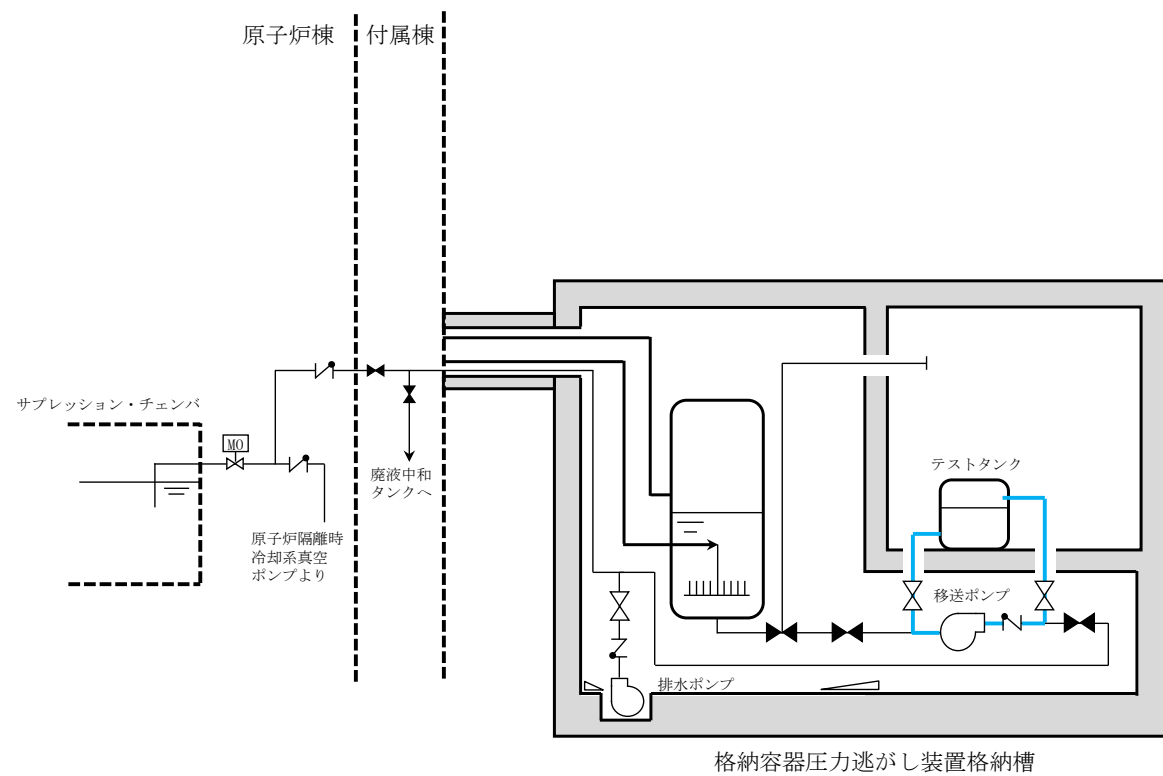


図4.5-1 弁開閉試験概要図

・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

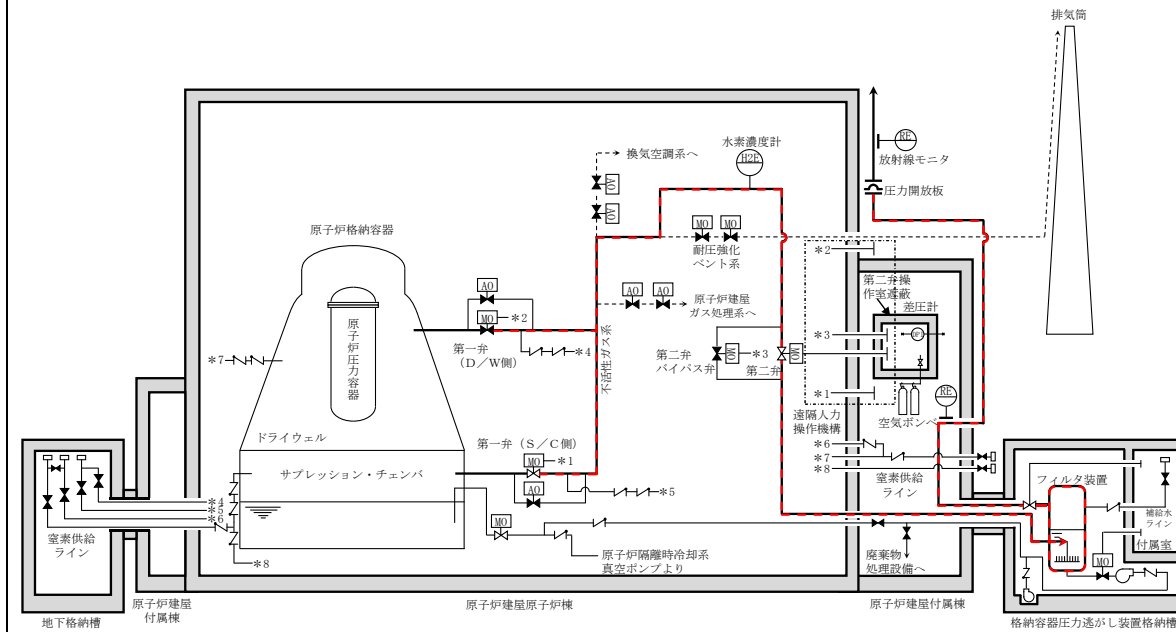
・設備の相違
島根 2 号炉は、蒸気凝縮によるスクラビング水の水位上昇が、排水設備を使用しなくともフィルタ機能維持可能な上限値に至らない設計としているため、移送ポンプを自主対策設備としていることから、記載していない

・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4.5-4に、試験概要図を図4.5-2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。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"/> [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	試験目的方法
窒素ガス	[] [gage] (窒素パーヅ圧力)	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ヅ圧力(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。 (ペント弁(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)

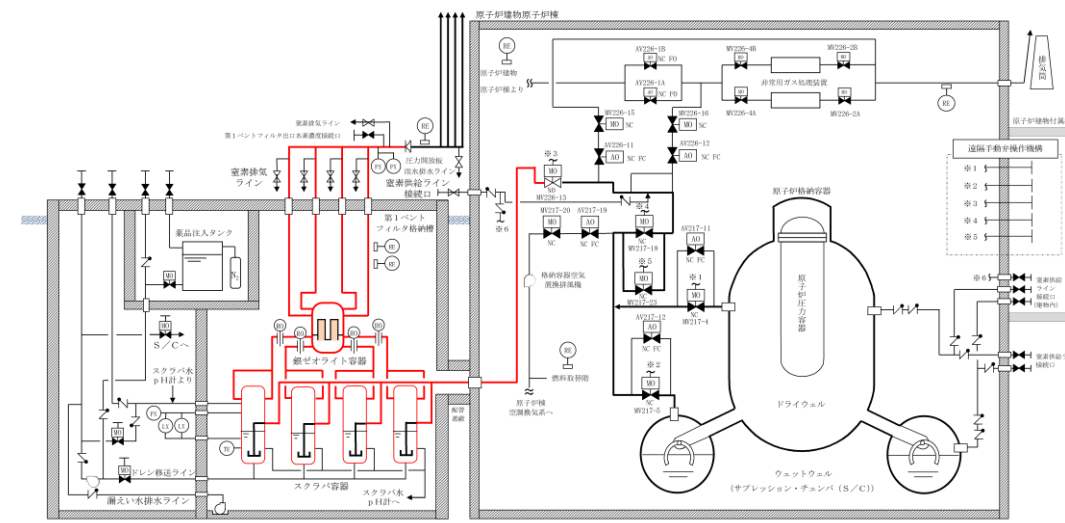


図4.5-2 漏えい試験概要図

・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) <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・ <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：</u> <u>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></p> <p>・ <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：</u> <u>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></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。</u> [第2項]</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39条の要求事項に適合している。</p> <p>5.3 第40条 (津波による損傷の防止)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・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。</p> </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。</p> <p>以上より、第40条の要求事項に適合している。</p> <p>5.4 第41条 (火災による損傷の防止)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・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。</p> </div> <p>(2) 規制基準適合性</p> <p>a. 火災の発生の防止</p> <p>(a) 火災防護対策を講じた設計</p> <p>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。</p> <p>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</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Ssによる地震力によって生じるおそれ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。</p> <p>5.1.3 第40条 津波による損傷の防止</p> <p>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。</p> <p>(1) 津波による損傷防止</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 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。</p> <p>5.1.4 第41条 火災による損傷の防止</p> <p>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。</p> <p>(1) 火災による損傷防止</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 火災の発生防止</p> <p>(i) 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。</p> <p>(ii) 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</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>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付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>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及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ィし、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ィされた水は、格納容器ベント管を通過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ィ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、再びスプレィされる。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<u>竜巻の風荷重</u>、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、溢水量による溢水水位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>及び連絡配管路内に設置する。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>建屋内設置又は地下埋設</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・土石流</u>、<u>火山の影響</u>、降水、生物学的事象、洪水及び<u>森林火災</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、<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) 環境条件及び荷重条件」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、溢水量による溢水水位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>建物内設置又は地下埋設</u>とする。</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・土石流を選定し、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</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> <p>・設備の相違</p> <p>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・土石流</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) 環境条件及び荷重条件」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・土石流を選定している。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個設置し、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パ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、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ビング水の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値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、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>原子炉建物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パ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。[第1項第1号]</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>(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機構により、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のできるように、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、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常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁）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</p> <p>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、耐圧強化ベント系を、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。</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、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。耐圧強化ベント系との取合い弁について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。</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 1010 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 1734" 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、NGC N2トラス出口隔離弁、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。NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁は、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。</p> <p>ウ) 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、接続する原子炉棟空調換気系、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。</p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合、原子炉棟空調換気系、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。</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(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。[第3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の可搬式窒素供給装置の接続箇所は、窒素ガス代替注入系への窒素ガスの供給にも使用することができるよう、可搬式窒素供給装置から来るホースと接続口について、簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を50Aに統一することで、確実に接続ができる設計とする。</p> <p>(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保</p> <p>ア. 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) 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</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 ④の相違 ・設備の相違 ⑤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>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) <u>規制基準適合性</u></p> <p>a. <u>格納容器圧力逃がし装置の設置</u> 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. <u>設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散</u></p> <p><u>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、大気へ熱を輸送することから多様性を有しているとともに、システム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. <u>残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮</u> <u>格納容器圧力逃がし装置は、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. <u>敷地境界での線量評価</u> <u>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。</u></p>	<p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>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格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系を設ける。</u></p> <p>(2) <u>設計基準事故対処設備との多様性、独立性、位置的分散</u></p> <p>a. <u>要求事項</u> (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. <u>適合性</u> (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> (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> (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、遠隔手動弁操作機構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> (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より、位置的分散を図った設計とする。</u></p> <p>(3) <u>残留熱除去系の使用が不可能な場合の考慮</u></p> <p>a. <u>要求事項</u> (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. <u>適合性</u> (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) <u>敷地境界での線量評価</u></p> <p>a. <u>要求事項</u> (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3b)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、<u>第48条の要求事項に適合している。</u></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><u>その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</u></p> <p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>当該設備は設置許可基準規則解釈の第50条第3項b)の要求を満たすものとする。</u></p> <p>(b) <u>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。</u></p> <p>(c) <u>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。</u></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イスク（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> <p>(4) 他系統との共用</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. 他系統との共用</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. 原子炉格納容器の負圧防止</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. 隔離弁の操作</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. 隔離弁操作時の放射線防護対策</p>	<p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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。</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個設置し、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>(5) 格納容器の負圧防止</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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、格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 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格納容器が負圧にならないことを確認している。</p> <p>(b) <u>格納容器ベント停止後に再度、格納容器代替スプレイ系等により格納容器内へのスプレイを行う場合は、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) 隔離弁の人力操作</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 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。</p> <p>(b) 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。</p> <p>(7) 隔離弁操作時の放射線防護対策</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 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。</p> <p>b. 適合性</p>	<p>・記載方針の相違</p>

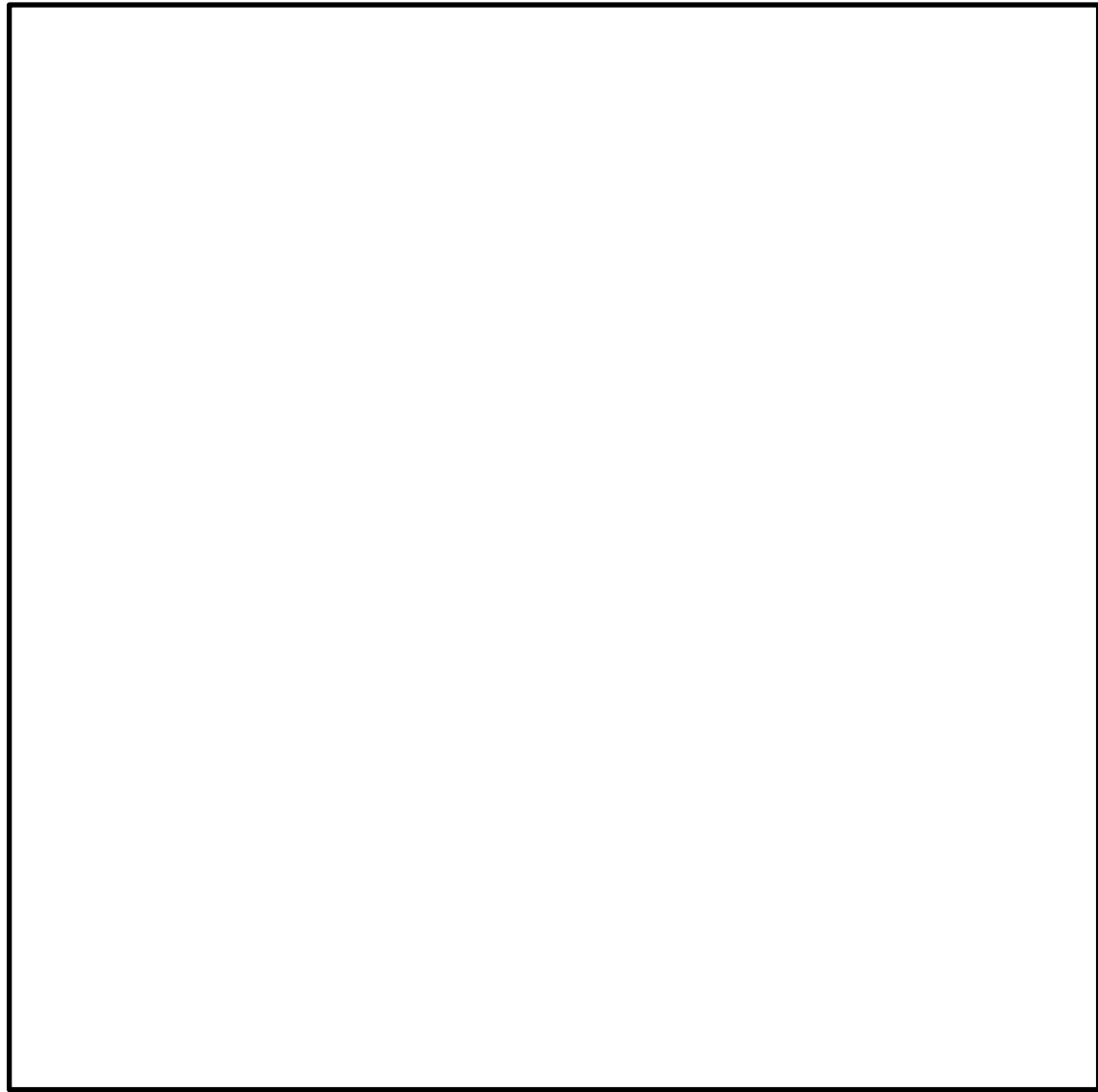
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>電動駆動弁の人力による操作部は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所に設置又は必要な遮蔽等を設置する設計とする。</p> <p>h. 圧力開放板</p> <p>本設備には、系統内を不活性ガス（窒素）で置換する際の大気との隔離のため、圧力開放板を設置することとしており、この圧力開放板はベントの妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力で開放する設計とする。</p> <p>i. 長期的な使用時の悪影響防止</p> <p>サプレッション・チェンバ及びドライウエ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>(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) ラブ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ブチャディスク（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ブ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の、圧力開放板は格納容器からの排気圧力(384kPa[gage])と比較して十分に低い圧力である約 80kPa [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) 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エ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、ドライウエル側からの排気では、燃料棒有効長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> <p>b. 適合性</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>(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>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</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格納容器内における水素による爆発による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) 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、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、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、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-水反応及び水の</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>放射線分解等により発生する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 40</p> <p style="text-align: center;"><u>ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の放出高さ（原子炉建屋屋上放出，排気筒放出）の違い（補足 1 参照）による被ばくへの影響を評価した結果，以下に述べるとおり有意な影響はないことを確認した。</p> <p>(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響 炉心損傷前のベント実施時における，非居住区域境界外の実効線量は，原子炉建屋屋上放出（地上放出）では約 0.16mSv，排気筒放出では約 0.019mSv であり，判断基準（5mSv）に対して十分余裕がある値となっている（補足 2 参照）。</p> <p>(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響 炉心損傷後のベント実施時における Cs-137 の放出量は，判断基準である 100TBq を十分下回る値となっているが，セシウムによる長期土壌汚染の観点から，遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評価した。その結果，排気筒放出に比べ，風下距離 5km～30km で約 1.1 倍～約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した（補足 3 参照）。</p> <p>さらに，発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる 3次元移流拡散コードによる評価においても，同等の結果が得られた（補足 4 参照）。</p> <p>また，ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建屋屋上放出，排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い，放出高さの違いによる影響は小さいことを確認した（補足 5 参照）。</p> <p>補足 1 <u>格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，耐圧強化ベントとともに，格納容器からの除熱機能を有する設備であるため，格納容器圧力逃がし装置の屋外配管は原子炉建屋の南面に設置することで，原子炉建屋の北面から東面に設置されている既設の耐圧強化ベント系の屋外配管から極力位置的分散を図った設計としている。このように位置的分散を図ることで，大規模な自然災害等の共通要因による機能喪失を回避できる可能性が高まる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び耐圧強化ベント系の屋外配管（非常用ガス処理系排気筒）の位置関係を第 1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置排気口は原子炉建屋南側屋上（地上約 55m）付近に設置しており，非常用ガス処理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140m の位置にある</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p>島根原子力発電所の敷地は，北側を日本海に面し，他の三方を標高 150m 程度の山に囲まれた特徴を有している（図 1 参照）。この地形の特徴を踏まえた格納容器フィルタベント系からの放出位置の妥当性を確認するため，発電所敷地内気象観測データ及び敷地内・敷地周辺の地形を模擬した風洞実験^{※1}結果を用い，放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較や地表濃度の比較を検討実施した。</p> <p>また，島根原子力発電所 2号炉（以下「島根 2号炉」という。）においては，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する際，サプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下，「W/Wベント」という。）の他に，ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下，「D/Wベント」という。）を実施することも可能である。</p> <p>ここでは，炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事故シーケンスにて，ベントライン（W/Wベント又はD/Wベント）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。</p> <p>※1 「島根原子力発電所敷地改変及び気象年変更に関する風洞実験」（平成 30 年 9 月，財団法人 電力中央研究所）</p> <p>(1) 放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較</p> <p>格納容器フィルタベント系排気管放出（EL. 約 65m）と主排気筒放出（EL. 約 130m）とした場合の相対濃度及び相対線量の比較を表 1 に示す。この結果より，相対濃度及び相対線量が地上放出に比べて大幅に低減されること及び格納容器フィルタベント系放出と主排気筒放出の差が敷地境界においても限定的であることを確認している。</p> <p style="text-align: center;">表 1 相対濃度 χ/Q (s/m³) 及び相対線量 D/Q (Gy/Bq) の比較</p> <table border="1" data-bbox="1299 1417 2410 1774"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">大気拡散条件（敷地境界）</th> </tr> <tr> <th>①地上放出</th> <th>②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)</th> <th>③主排気筒放出 (EL. 約 130m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>気象指針に基づく 97%値^{※2}</td> <td>$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)</td> <td>$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)</td> <td>$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)</td> <td>D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)</td> <td>D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2 「発電用原子炉施設の安全解析等に関する気象指針」に基づき 2009 年の毎時の風向，風速及び大気安定度など気象データ等を用いて計算（累積出現頻度 97%値）</p>		大気拡散条件（敷地境界）			①地上放出	②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)	気象指針に基づく 97%値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)		D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)	D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)	D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)	<p>・島根 2号炉では，風洞実験結果を用いて，ベント位置を排気筒とした場合にも有意な影響がないことを確認している</p>
	大気拡散条件（敷地境界）																
	①地上放出	②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)														
気象指針に基づく 97%値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)														
	D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)	D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)	D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)														



第1図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

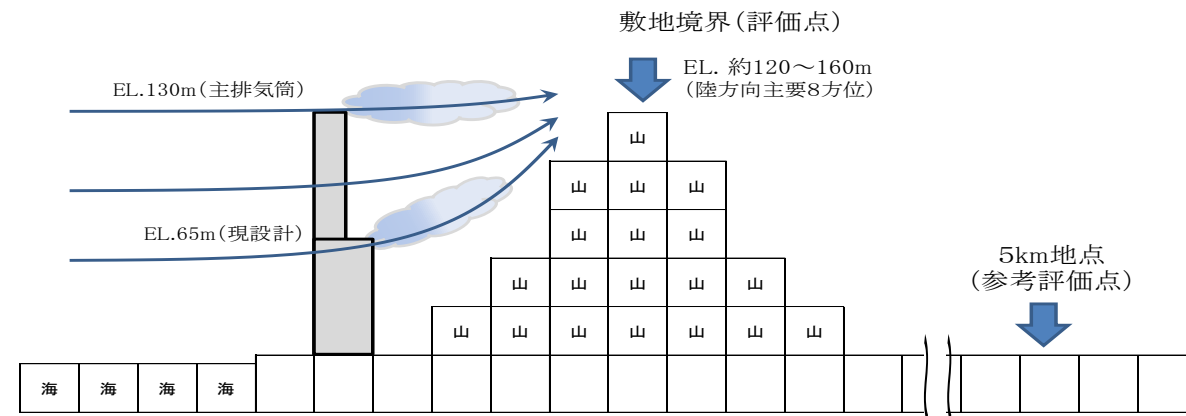


図1 島根原子力発電所周辺の地形イメージ

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>補足2 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響 (非居住区域境界周辺への影響)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器圧力逃がし装置の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第1表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。</p> <p>放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約0.16mSv、排気筒放出とした場合約0.019mSvと評価され、5mSvに対していずれも十分余裕がある。</p> <p>また、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム(以下「AREDES」という。)を用い、格納容器圧力逃がし装置からの放出(原子炉建屋屋上放出)を想定した大気拡散評価から実効線量を計算した結果を第1表に示す。また、AREDESの入力条件、評価位置等は、第2表及び第2図に示す。なお、AREDESの詳細については補足4に示す。</p> <p>AREDESによるシミュレーションの結果においても、実効線量は約0.08mSvであり、5mSvに対して十分余裕がある。</p> <p>第1表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較</p> <table border="1" data-bbox="142 1100 1282 1654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>建屋屋上放出※1</th> <th>排気筒放出</th> <th>AREDESによる評価※3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放出高さ(m)</td> <td>0(地上)</td> <td>95~115(排気筒)</td> <td>57(原子炉建屋屋上)</td> </tr> <tr> <td>風向風速データ</td> <td>地上風(地上高10m)</td> <td>排気筒風(地上高140m)</td> <td>2005年度の平均風速から気流計算</td> </tr> <tr> <td>評価方位</td> <td>NW</td> <td>W</td> <td>W</td> </tr> <tr> <td>相対線量(Gy/Bq)</td> <td>約4.0×10^{-19}</td> <td>約8.1×10^{-20}</td> <td>約3.1×10^{-19}</td> </tr> <tr> <td>相対濃度(s/m³)</td> <td>約2.9×10^{-5}</td> <td>約2.0×10^{-6}</td> <td>約8.4×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>実効線量※4(mSv)</td> <td>約0.16※2</td> <td>約0.019</td> <td>約0.08</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 申請書ではベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。 ※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量 ※3 AREDESを用いて、原子炉建屋屋上のベント放出位置(地上57m)からの放出を評価 ※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約1.5×10^{14}Bq(ガンマ線0.5MeV換算値)、よう素の放出量は約2.3×10^{11}Bq(I-131等価量)</p>	項目	建屋屋上放出※1	排気筒放出	AREDESによる評価※3	放出高さ(m)	0(地上)	95~115(排気筒)	57(原子炉建屋屋上)	風向風速データ	地上風(地上高10m)	排気筒風(地上高140m)	2005年度の平均風速から気流計算	評価方位	NW	W	W	相対線量(Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}	相対濃度(s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}	実効線量※4(mSv)	約0.16※2	約0.019	約0.08	<p>(2) 放出位置別の地表濃度の比較</p> <p>放出位置別の地表濃度への影響を方位別に確認するため、風洞実験で得られた敷地境界及び5km地点での地表濃度結果を方位別に読み取り(図2参照)、格納容器フィルタベント系排気管放出時の地表濃度を1に規格化した相対値を算出した。表2にその結果を示す。</p> <p>主排気筒放出時の敷地境界での相対値は平均が約0.7であり、格納容器フィルタベント系排気管放出時よりも低い。風向によって約0.3から約1.5と相対値が変わる結果となり、風向によっては格納容器フィルタベント系排気管放出時のほうが低い場合もあることがわかった。主排気筒放出時の相対値が1を超えるケースは、風下側の敷地内(近距離)に主排気筒より標高が高いエリアがあり、敷地境界の標高も高いこと等によるものであると考えられる。</p> <p>5km地点での相対値の平均は約1.0で、敷地境界での相対値の平均よりも高く、放出地点からの距離が長くなることで、放出位置の違いによる影響は全般的には少なくなることがわかった。</p> <p>なお、表2において、地形の特異性がみられる(相対値が1を大きく超える)風下方位が西南西の地点の値を除いたうえで、再度、地表濃度の相対値の平均を算出すると、敷地境界では約0.6(0.611)、5km地点では約1.0(0.977)となり、放出地点からの距離による放出位置の影響が少なくなる結果に大きく影響しないことがわかった。</p> <p>以上に示すとおり、発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いは敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響は更に小さくなることがわかる。</p> <p>表2 主排気筒放出時の地表濃度の相対値 (フィルタベント排気管放出時の地表濃度を1とした場合)</p> <table border="1" data-bbox="1282 1150 2427 1486"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価点</th> <th colspan="12">風下方位(陸方向)</th> </tr> <tr> <th>東北東</th> <th>東</th> <th>東南東</th> <th>南東</th> <th>南南東</th> <th>南</th> <th>南南西</th> <th>南西</th> <th>西南西</th> <th>西</th> <th>西北西</th> <th>北西</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">敷地境界</td> <td colspan="12">平均値 約0.7 (0.685)</td> </tr> <tr> <td>1.0</td> <td>0.7</td> <td>0.7</td> <td>0.6</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>1.5</td> <td>0.9</td> <td>0.7</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5km地点</td> <td colspan="12">平均値 約1.0 (0.982)</td> </tr> <tr> <td>1.1</td> <td>1.1</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.9</td> <td>0.8</td> <td>0.8</td> <td>0.9</td> <td>1.0</td> <td>1.1</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> </tbody> </table>	評価点	風下方位(陸方向)												東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	敷地境界	平均値 約0.7 (0.685)												1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9	5km地点	平均値 約1.0 (0.982)												1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0	
項目	建屋屋上放出※1	排気筒放出	AREDESによる評価※3																																																																																																						
放出高さ(m)	0(地上)	95~115(排気筒)	57(原子炉建屋屋上)																																																																																																						
風向風速データ	地上風(地上高10m)	排気筒風(地上高140m)	2005年度の平均風速から気流計算																																																																																																						
評価方位	NW	W	W																																																																																																						
相対線量(Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}																																																																																																						
相対濃度(s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}																																																																																																						
実効線量※4(mSv)	約0.16※2	約0.019	約0.08																																																																																																						
評価点	風下方位(陸方向)																																																																																																								
	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西																																																																																													
敷地境界	平均値 約0.7 (0.685)																																																																																																								
	1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9																																																																																													
5km地点	平均値 約1.0 (0.982)																																																																																																								
	1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0																																																																																													

第2表 AREDESへの主な入力条件(周辺監視区域境界)

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



第2図 AREDES評価画面を基にした評価位置図(周辺監視区域境界)

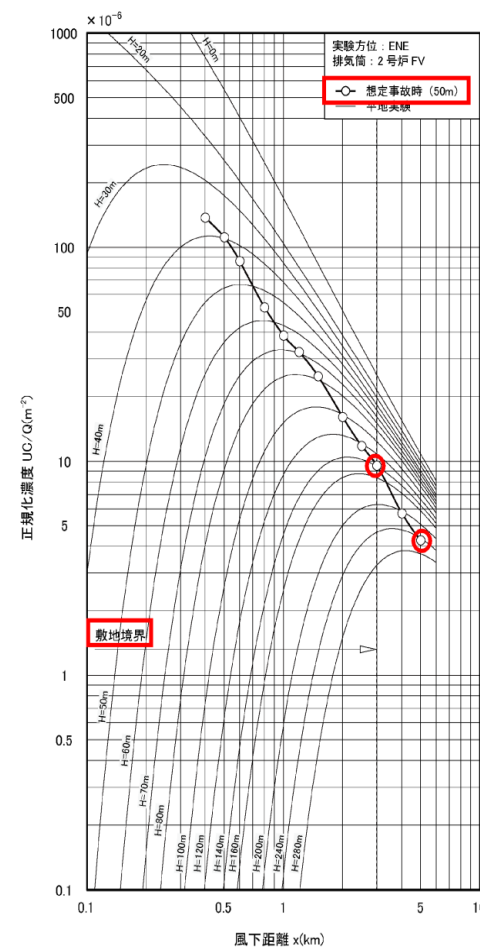


図2-1 風洞実験結果(フィルタベント排気筒放出)の例

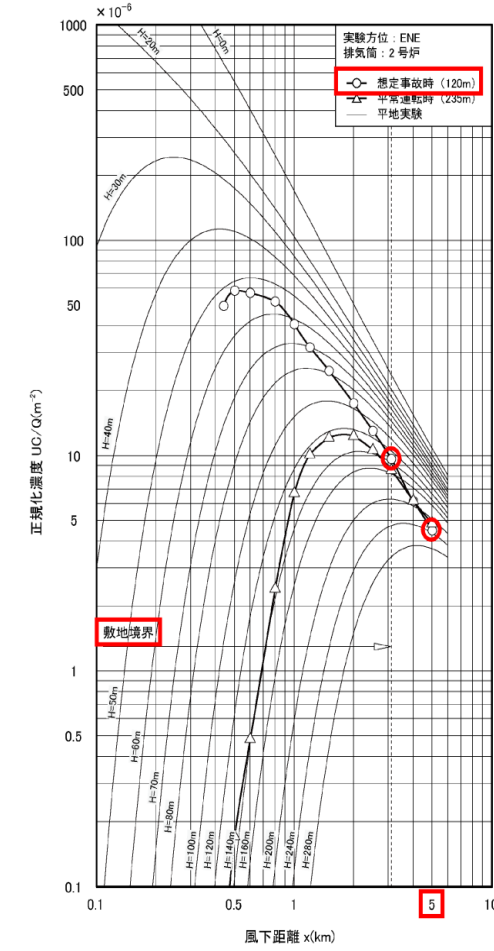


図2-2 風洞実験結果(主排気筒放出)の例

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>補足3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響 (遠距離地点への影響)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で5km, 10km, 20km, 30km地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。</p> <p>土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第3表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第3図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向ごとに求めた値の平均値(105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上(0m)とし、大気安定度は中立、風速は1m/s、放出率は1Bq/sとした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離5kmでは約1.7倍、10kmでは約1.3倍、20kmでは約1.2倍、30kmでは約1.1倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置での放射性物質の低減効果(粒子状物質で1/1000)を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。</p>	<p>(3) 放出位置別の風向出現頻度の比較</p> <p>敷地内で観測された、格納容器フィルタベント系排気管放出(EL.約65m)と主排気筒放出(EL.約130m)における風向出現頻度を表3に示す。各標高における風向出現頻度を比較すると、陸側の大部分の方位において差は5%未満となっており、各標高で風向の現れ方に大きな差は見られなかった。</p> <p>したがって、放出位置の違いによる風向の影響は小さいと判断できる。</p> <p style="text-align: center;">表3 風向出現頻度 気象年：2009年1月～2009年12月</p> <table border="1" data-bbox="1299 604 2410 1096"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">風下方位 標高</th> <th>東北東</th> <th>東</th> <th>東南東</th> <th>南東</th> <th>南南東</th> <th>南</th> <th>南南西</th> <th>南西</th> <th>西南西</th> <th>西</th> <th>西北西</th> <th>北西</th> <th>北北西(海)</th> <th>北(海)</th> <th>北北東(海)</th> <th>北東(海)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>EL. 約65m</td> <td>4.1</td> <td>4.7</td> <td>7.3</td> <td>7.8</td> <td>9.4</td> <td>7.3</td> <td>3.8</td> <td>2.1</td> <td>3.1</td> <td>3.1</td> <td>2.9</td> <td>6.7</td> <td>14.7</td> <td>15.2</td> <td>4.8</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>EL. 約130m</td> <td></td> <td>6.1</td> <td>6.4</td> <td>6.7</td> <td>5.7</td> <td>4.6</td> <td>3.2</td> <td>4.6</td> <td>10.4</td> <td>7.8</td> <td>4.0</td> <td>3.8</td> <td>6.1</td> <td>5.5</td> <td>8.0</td> <td>8.9</td> <td>8.4</td> </tr> </tbody> </table>	風下方位 標高		東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西(海)	北(海)	北北東(海)	北東(海)	EL. 約65m	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2	4.8	3.0	EL. 約130m		6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4	
風下方位 標高				東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西(海)	北(海)	北北東(海)	北東(海)																																				
		EL. 約65m	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2	4.8	3.0																																					
EL. 約130m		6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4																																						

第3表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

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

(4) ベントラインの違いによる影響

W/W及びD/Wベントラインにおける敷地境界被ばく評価結果を図3に示す。ここでは、ベントラインの違いによる影響を明確にするため、大破断LOCA (W/Wベント) シナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

大破断LOCA (D/Wベント) シナリオ時の相対値は約 1.1 となった。このことから、ベントラインの違いによる敷地境界外の被ばくへの影響は限定的であると考えられる。

<影響評価ケース>

a. ウェットウェル (W/W) ベントケース (図4-1)

約 32 時間後にW/Wからのベントを実施

b. ドライウェル (D/W) ベントケース (図4-2)

約 32 時間後にD/Wからのベントを実施

○希ガス

希ガスについては、W/Wベントにおいてもスクラビングによる除去は期待できないため、ベントラインの違いによる希ガス放出量には差異がほぼない。ベント時の希ガス放出量に関してD/WベントのケースはW/Wベントケースの約 1.0 倍となる。

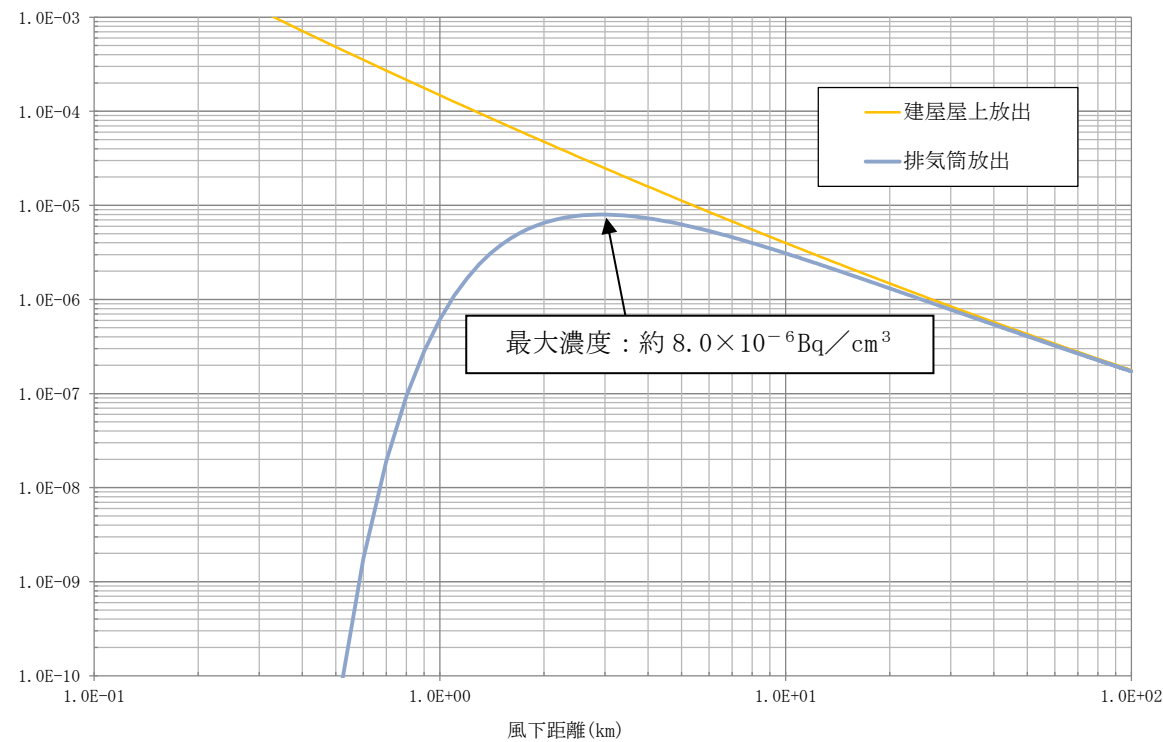
○よう素

D/Wベントでは、W/Wスクラビング効果がなくなり、よう素放出量は増加する。敷地境界での内部被ばくに関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約 1.1 倍に増加する。

○Cs-137

D/Wベントにおいては、ベント時のW/Wスクラビング効果がなくなり、Cs-137 放出量は増加する。ベント時のCs-137 放出量に関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約 1600 倍に増加する。

以上に示すとおり、D/Wベントとすることで、内部被ばくを含めた総被ばく量が増加する。また、Cs-137 放出量も増加することから、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。



※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m

補足4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

a. AREDESについて

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

b. AREDESへの入力条件について

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

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

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

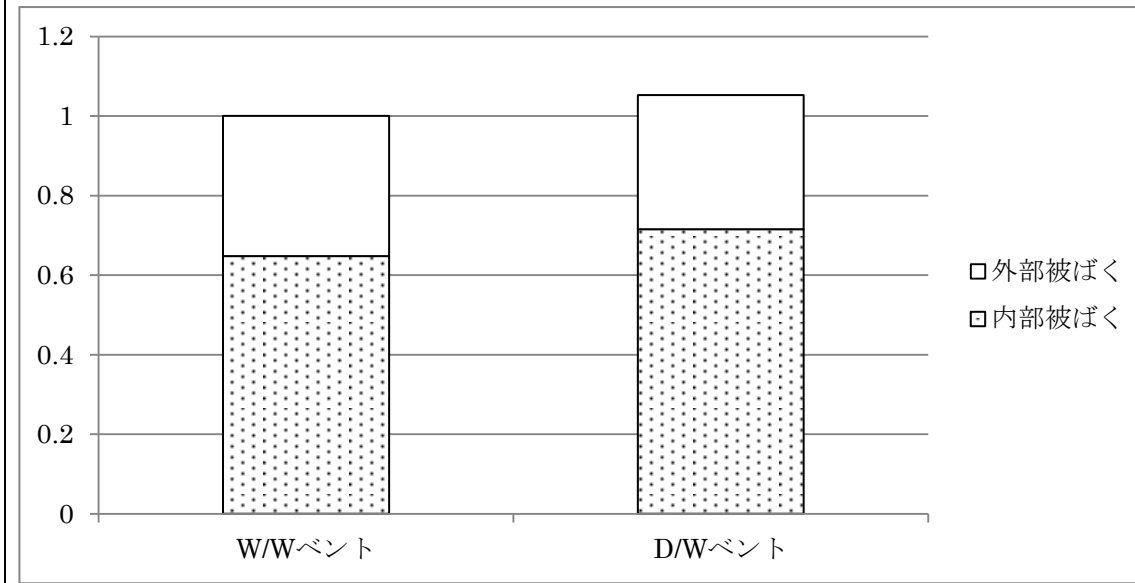
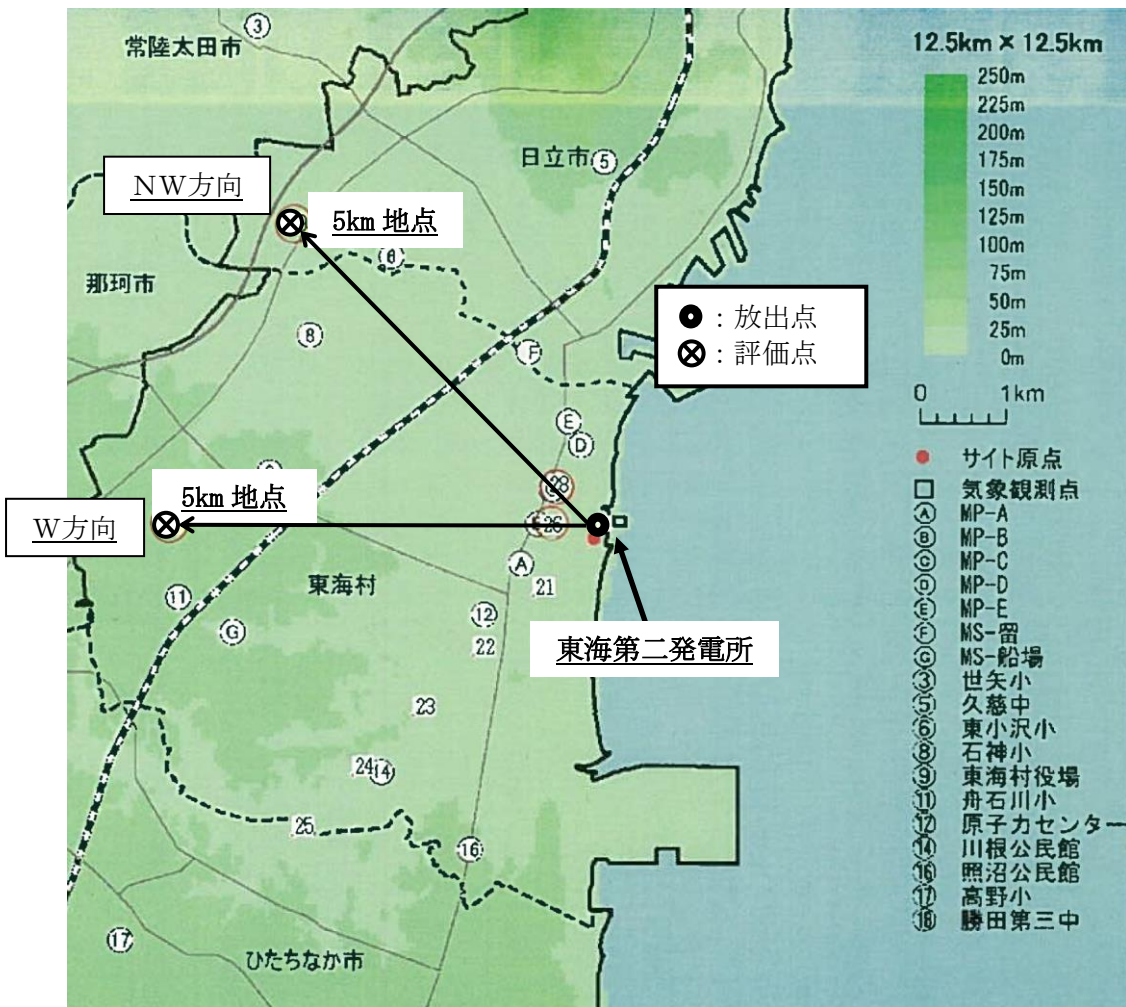


図3 敷地境界における被ばく量の相対値 (ベントラインの違いによる影響)

第4表 AREDESへの主な入力条件(放出点から5km地点)

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



第4図 AREDES評価画面を基にした評価位置図(放出点から5km地点)

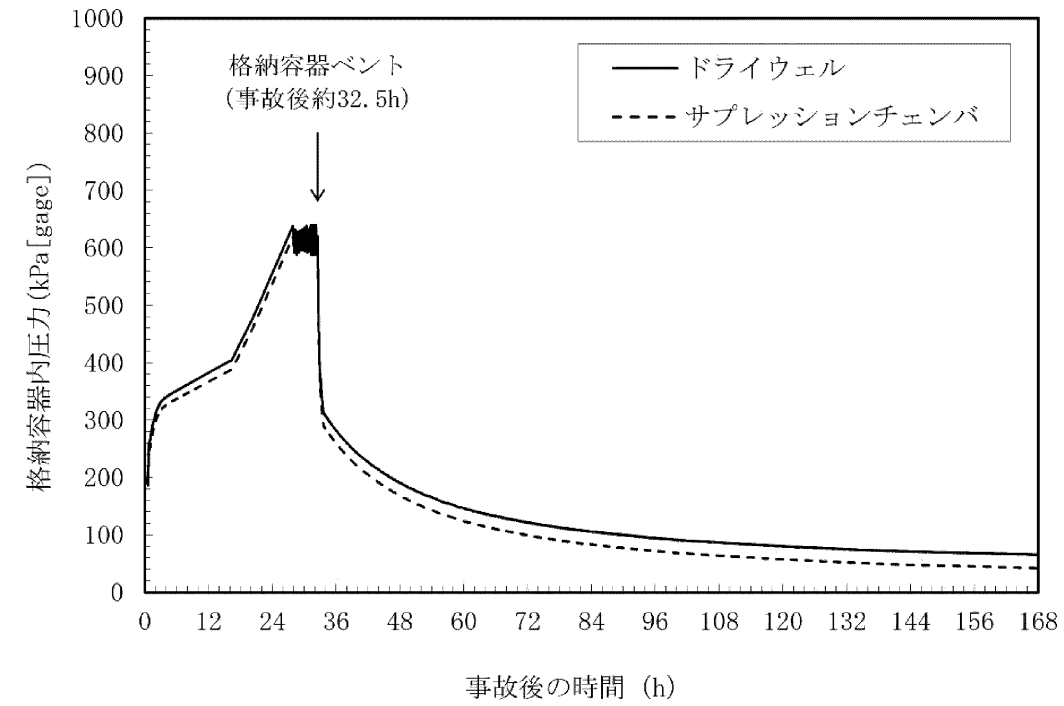


図4-1 W/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

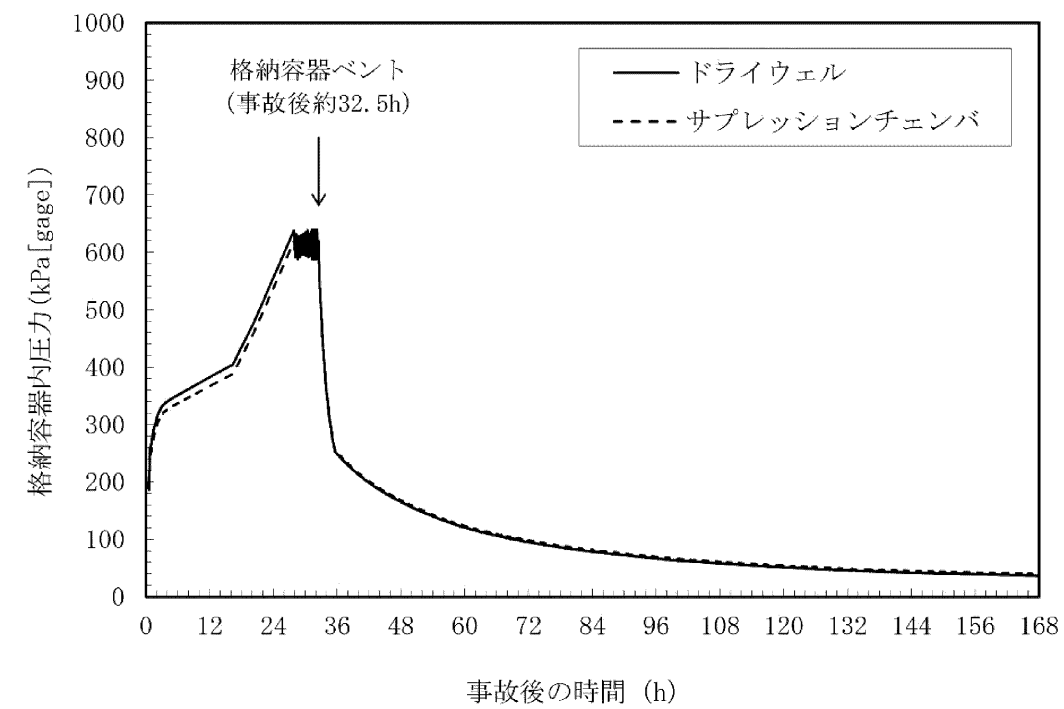


図4-2 D/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

c. AREDESによる評価結果

AREDESによるシミュレーション結果を第5表に示す。

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

第5表 遠距離地点の χ/Q 及び D/Q の比較

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

d. AREDESの評価結果の妥当性について

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

また、AREDESについては、以下の参考図書にトレーサ拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証結果が示されている。参考図書1には、米国にて実施された屋外におけるトレーサ拡散実験との比較が行われており、風下距離10km以内において非常に良い相関となっていることが記載されている。また、参考図書2には、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)との比較検証を実施した結果、AREDESはSPEEDIの評価結果に対して外部線量は0.8倍～3.1倍、甲状腺線量は0.4倍～1.3倍と記載されている。

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

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

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

(5) まとめ

敷地境界における被ばくについてベントラインの変更による影響は限定的である。また、被ばく量及び長期にわたる土壌汚染を抑制する観点では、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、島根原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的である。

第6表 評価条件

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

※1 風洞実験結果に基づく放出源有効高さ

第7表 排気筒放出における大気拡散評価結果

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

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>補足5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いによる影響</p> <p>ベント実施に伴う敷地内作業(S/Cからのベント実施時の第一弁開操作, 第二弁開操作, スクラビング水補給及び窒素供給作業)の作業員被ばくについて, <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の放出位置を原子炉建屋屋上放出, 排気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い, 放出高さの違いによる影響を確認した。評価結果を第8表に示す。</p> <p>ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては, 非常用ガス処理系が起動する前(事象発生~2時間後)までに, 炉心損傷に伴い原子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を占めている。このことから, <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の放出位置の違いによる, ベント(事象発生19時間後)に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの影響は小さい。</p> <p>なお, 被ばく評価に当たっては, 気象指針に基づき保守的な気象条件で評価を行っているが, 現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなると考えられる(参考参照)。</p> <p>第8表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果 (S/Cからのベント実施時)</p> <table border="1" data-bbox="154 940 1270 1192"> <thead> <tr> <th colspan="2">作業内容</th> <th>建屋屋上放出</th> <th>排気筒放出</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">弁開操作時</td> <td>第一弁操作</td> <td>約 37mSv</td> <td>約 37mSv</td> <td>ベント実施前作業</td> </tr> <tr> <td>第二弁操作</td> <td>約 28mSv</td> <td>約 23mSv</td> <td>ベント実施時作業</td> </tr> <tr> <td colspan="2">スクラビング水補給</td> <td>約 13mSv/h</td> <td>約 13mSv/h</td> <td>事象発生から7日後の作業</td> </tr> <tr> <td colspan="2">窒素供給作業</td> <td>約 3.6mSv/h</td> <td>約 3.6mSv/h</td> <td>事象発生から7日後の作業</td> </tr> </tbody> </table>	作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考	弁開操作時	第一弁操作	約 37mSv	約 37mSv	ベント実施前作業	第二弁操作	約 28mSv	約 23mSv	ベント実施時作業	スクラビング水補給		約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業	窒素供給作業		約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業		
作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考																						
弁開操作時	第一弁操作	約 37mSv	約 37mSv	ベント実施前作業																						
	第二弁操作	約 28mSv	約 23mSv	ベント実施時作業																						
スクラビング水補給		約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業																						
窒素供給作業		約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業																						

参 考

現実的な気象条件における評価について

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

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

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

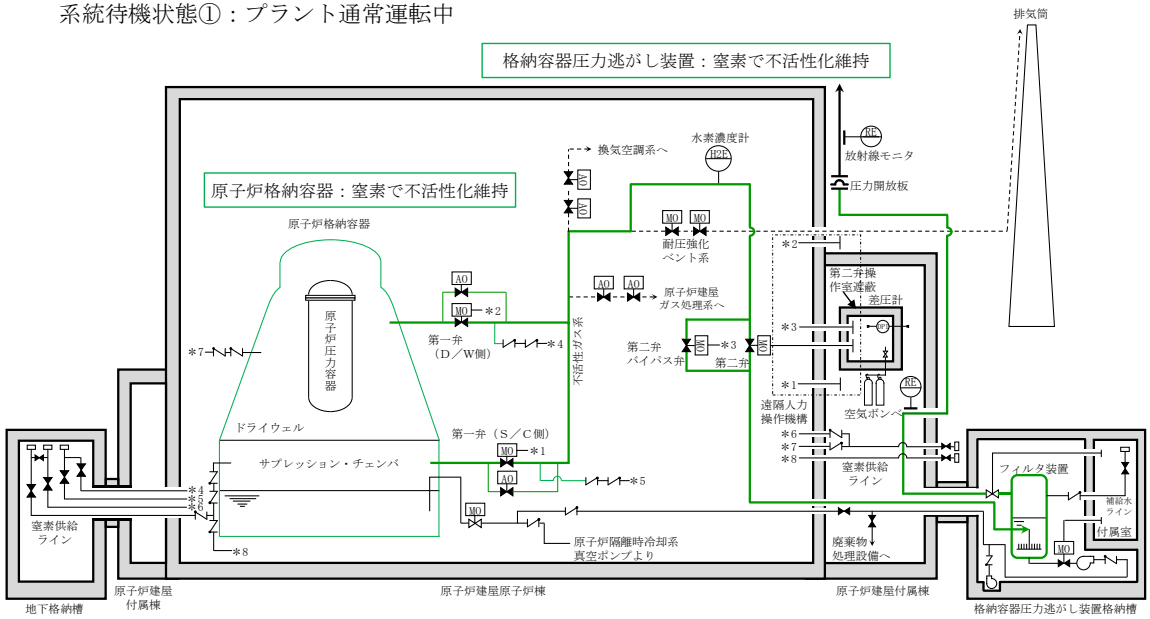
δ_i : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき $\delta_i = 1$
 時刻 i において風向が海に向う方位にあるとき $\delta_i = 0$

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

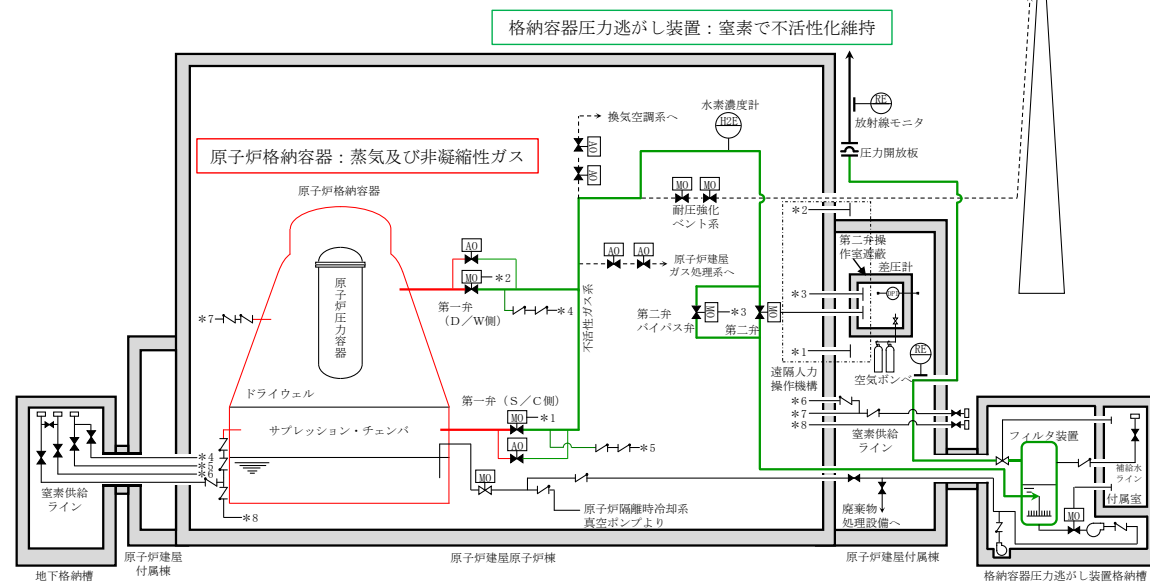
第9表 保守的及び現実的な評価結果

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

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（窒素パージ）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）。可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で水素濃度を測定、監視するため、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、格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、水素の滞留やドレン溜まりが出来ないようなルート構成としている。具体的には、出来るだけローポイント・ハイポイントが出来ないルート構成とし、原則として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く、枝管長さ l / 枝管内径 d が不燃限界長さ（$1' / d$）の判定値以内であることから、水素が不燃限界濃度を超過して蓄積しないと判断する。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るため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるバイパス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く、枝管長さ l / 枝管内径 d が不燃限界長さ（$1' / d$）の判定値以内であることから、水素が不燃限界濃度を超過して蓄積しないと判断する。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</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>するガイドライン（第3版）」の考え方を準用して評価設計している。上向き枝管に相当する銀ゼオライト容器のマンホール部については、容器に保温施工を行うことにより、放熱により蒸気が凝縮し水素が蓄積することを防止し、また閉止端までの長さが短いことから、マンホール部頂部までガスが循環し、換気可能と評価している。</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、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、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、格納容器内の雰囲気は、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、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、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、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</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

する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

①ベント弁「開」運用

ベント弁開運用の場合は、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。したがって、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い、水素爆発は発生しない。

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操作してベント停止する可能性があるが、その際は、ベント弁閉（ベント停止）前までに格納容器内に可搬式窒素供給装置により窒素を供給することで、格納容器内の窒素置換を行うとともに、水素の排出経路である格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを行うことができるため、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（ベント停止後）

ベント弁閉後、格納容器フィルタベント系では、スクラビング水の放射線分解により水素と酸素が発生するとともに、放射性物質の崩壊熱による蒸気が発生する。スクラビング水が飽和状態にある場合は、蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に達することはないが、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を考慮し、可搬式窒素供給装置による窒素パージを行うことにより、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、ベント実施までに可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による測定の準備を実施する。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

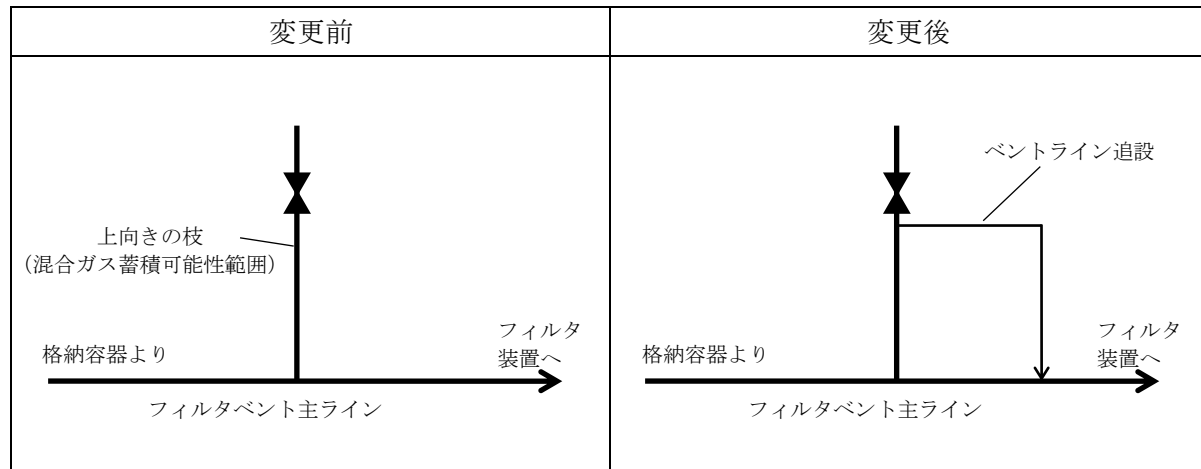
系統内に水素は持ち込まれるが、蒸気発生量が非常に大きいためベントガス中の水素濃度は低く、ベントガス流速が大きいことから、水素が系統内で滞留することはないため、水素濃度監視は不要である。

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>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>格納容器過圧・過温破損シーケンス（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）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、系統内の水素爆発を防止するために行う可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度により水素濃度を測定し、監視する。</p> <p>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"> 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（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるMAAP解析結果より、約1.3 m³/h[normal]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)= 1.3 %</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（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における蒸気発生量は、事故発生30日後においても [] 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（ベント停止後）</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窒素供給量、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。 [] 放射線吸収割合は [] とする。 窒素供給量は100 m³/h[normal]とする。 <p>蒸気発生量=[崩壊熱(MW)]×1000/([飽和蒸気比エンタルピ]-[飽和水比エンタル</p>	

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)

$$\begin{aligned}
 & \text{ピ}) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 & = 0.37 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\
 & = 734.58 \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \\
 \text{水素発生量} & = [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G} \\
 & \text{値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収} \\
 & \text{割合}] \\
 & = 0.37 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times \\
 & 3600 \times \boxed{} \\
 & = \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \\
 \text{水素濃度} & = \text{水素発生量} / (\text{窒素供給量} + \text{蒸気発生量} + \text{水素発生量}) = \boxed{}
 \end{aligned}$$

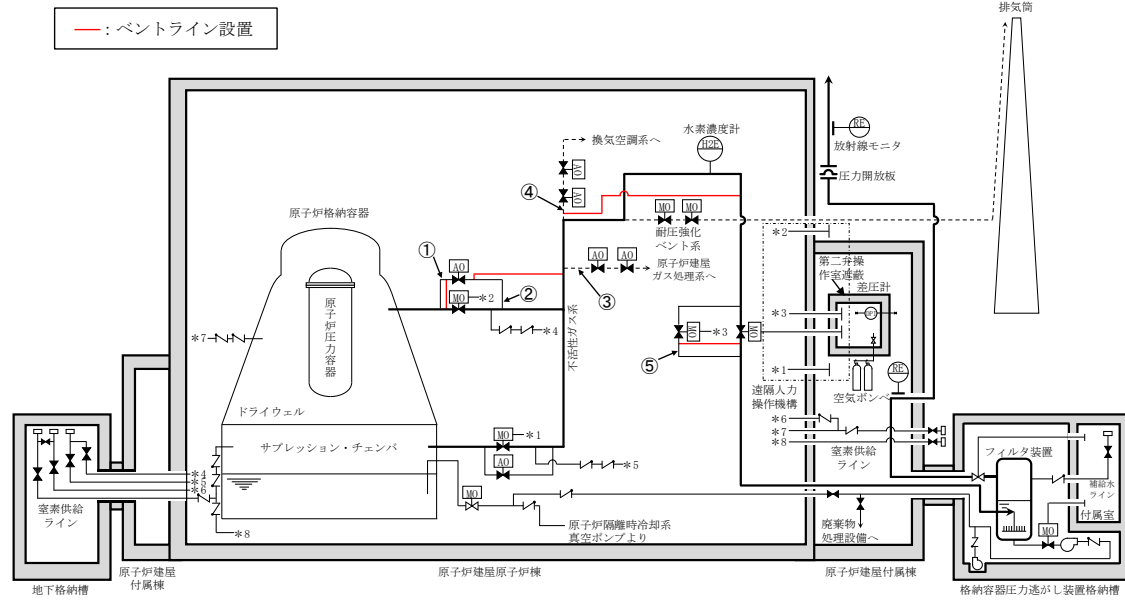
また、スクラビング水が未飽和となる場合のフィルタ装置において発生する水素濃度については、スクラバ容器内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と窒素供給量の割合から求める。

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・水の放射線分解に寄与する熱量は、保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定する。
- ・ $\boxed{}$
- ・放射線吸収割合は $\boxed{}$ とする。
- ・窒素供給量は 100 m³/h[normal] とする。

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

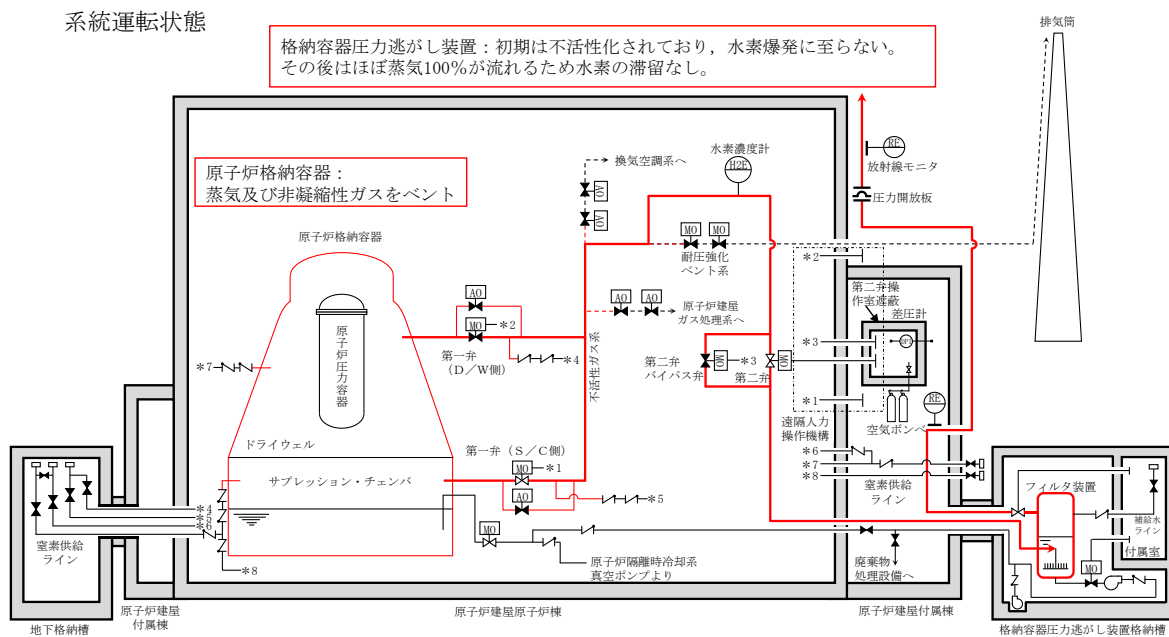
ここでは保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定しているが、格納容器過圧・過温破損シーケンス (冷却材喪失 (大破断 L O C A) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失) におけるスクラバ容器内発熱量の約 8.9 × 10⁻³ kW を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。



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）

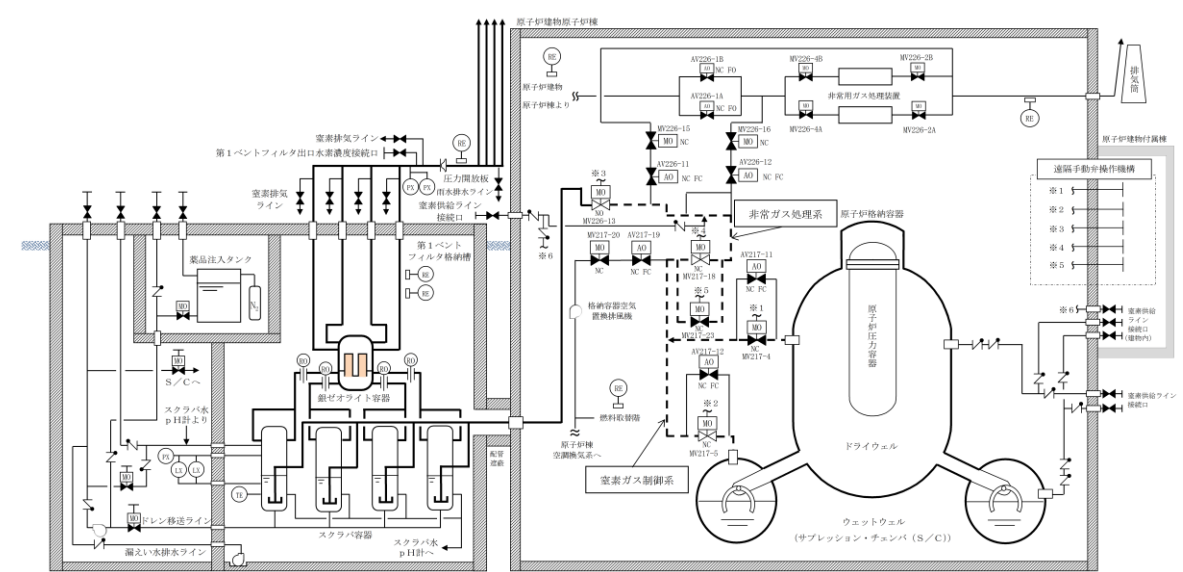
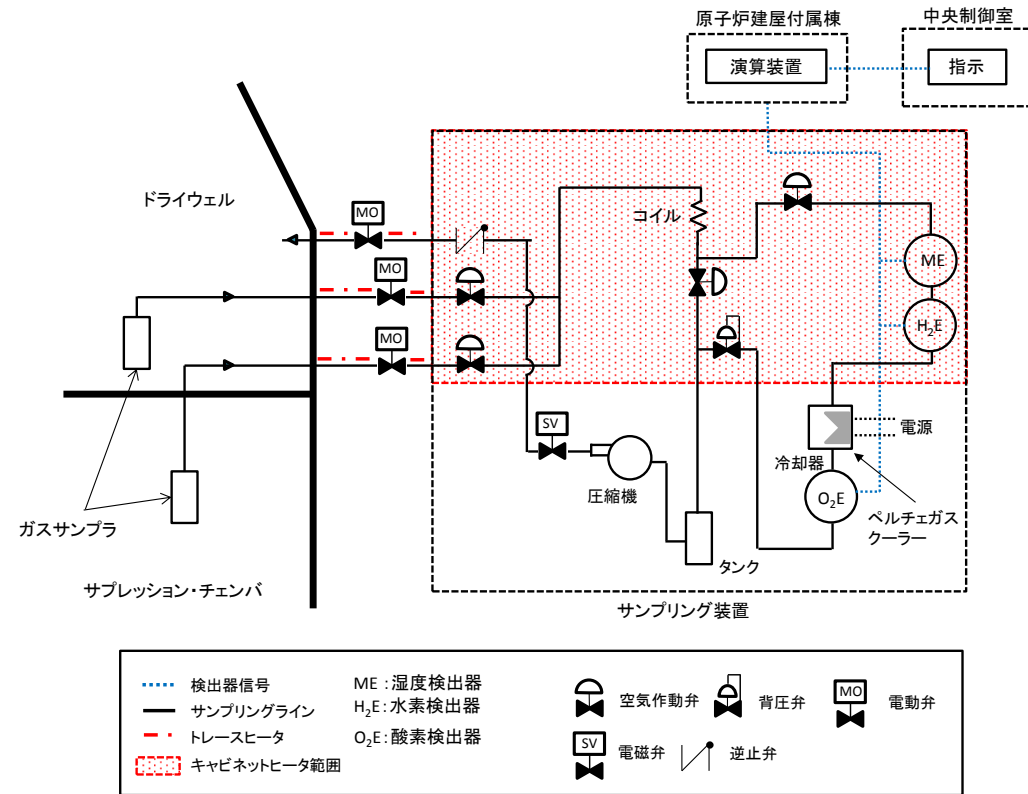


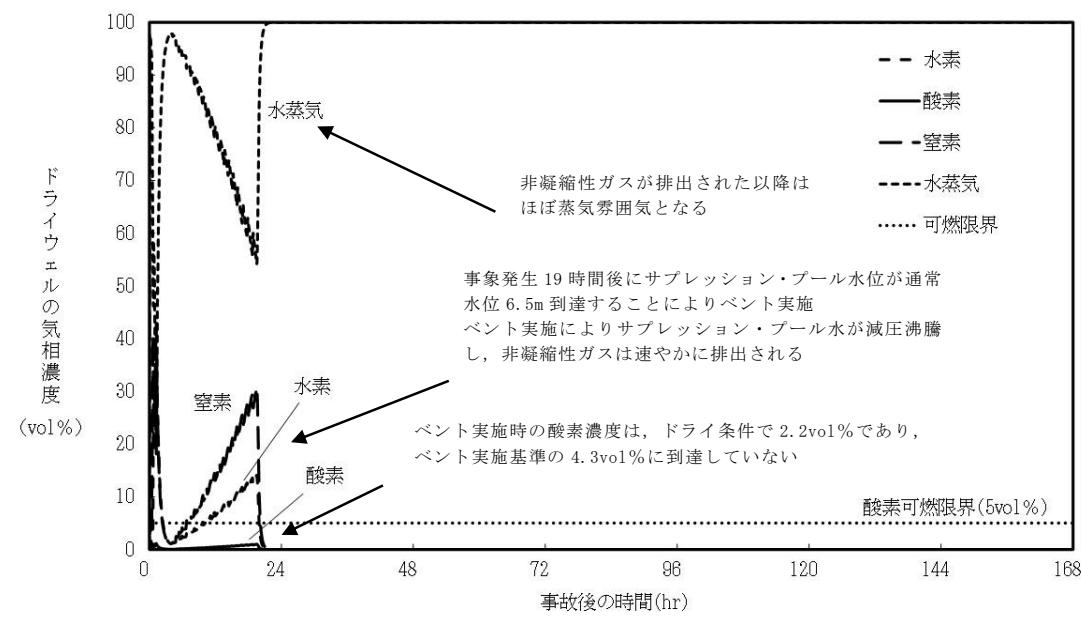
図1 格納容器フィルタベント系 系統概略図



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）

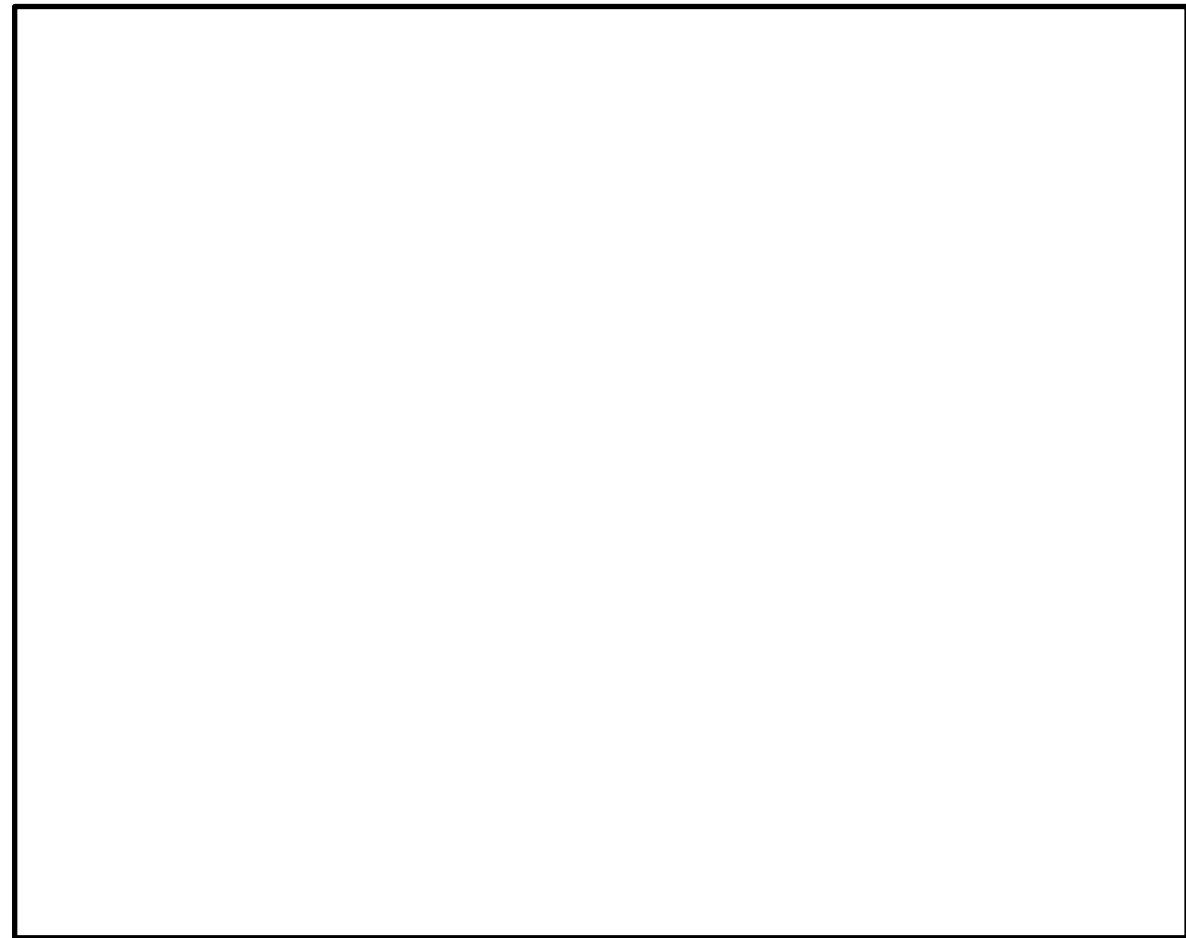
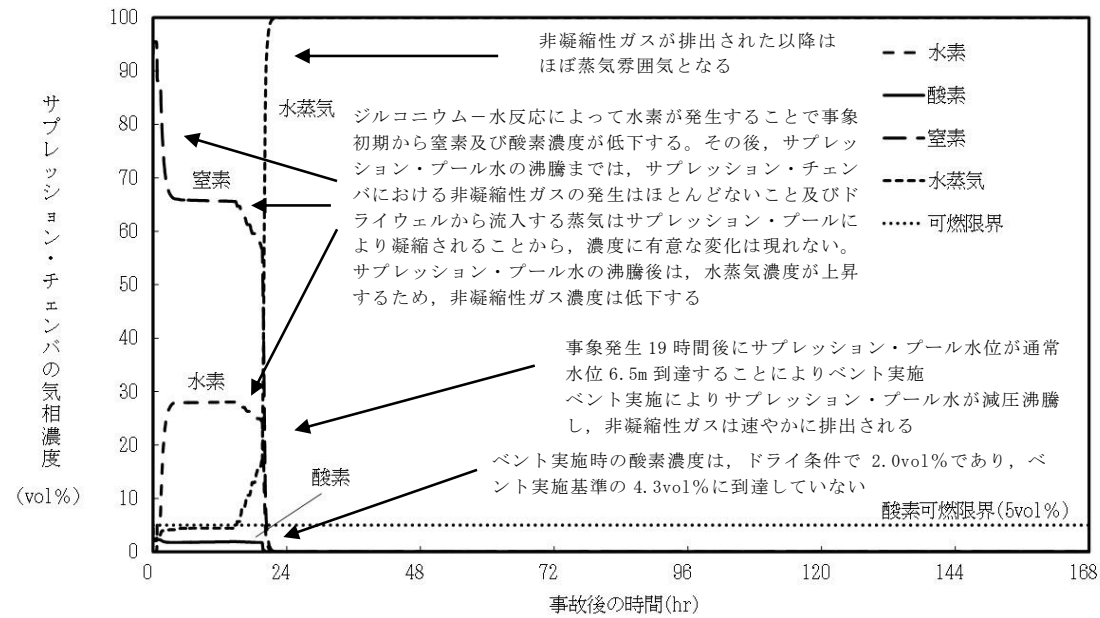


図2-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図



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、系統のパージを継続することで、水素爆発を防止する。

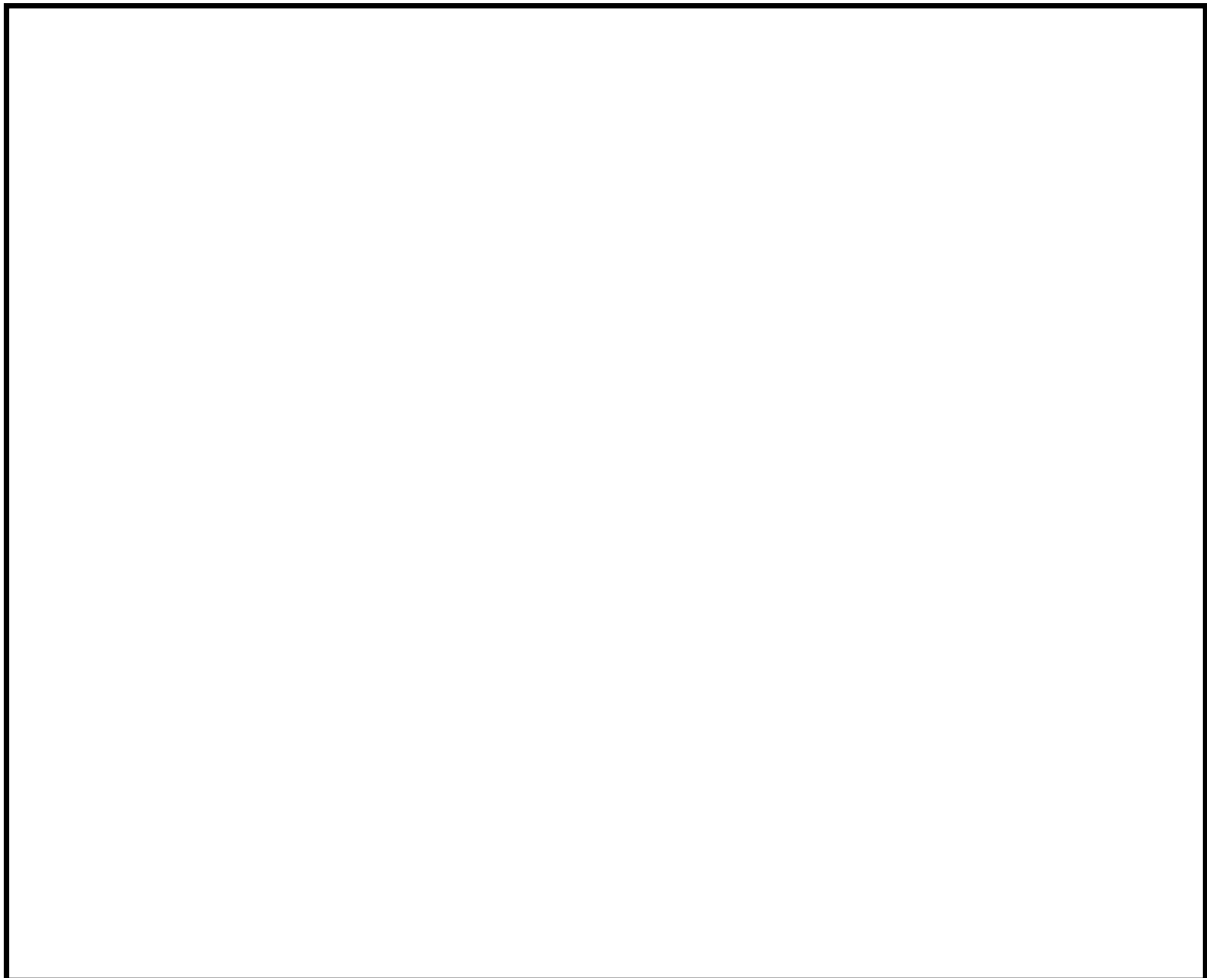


図2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

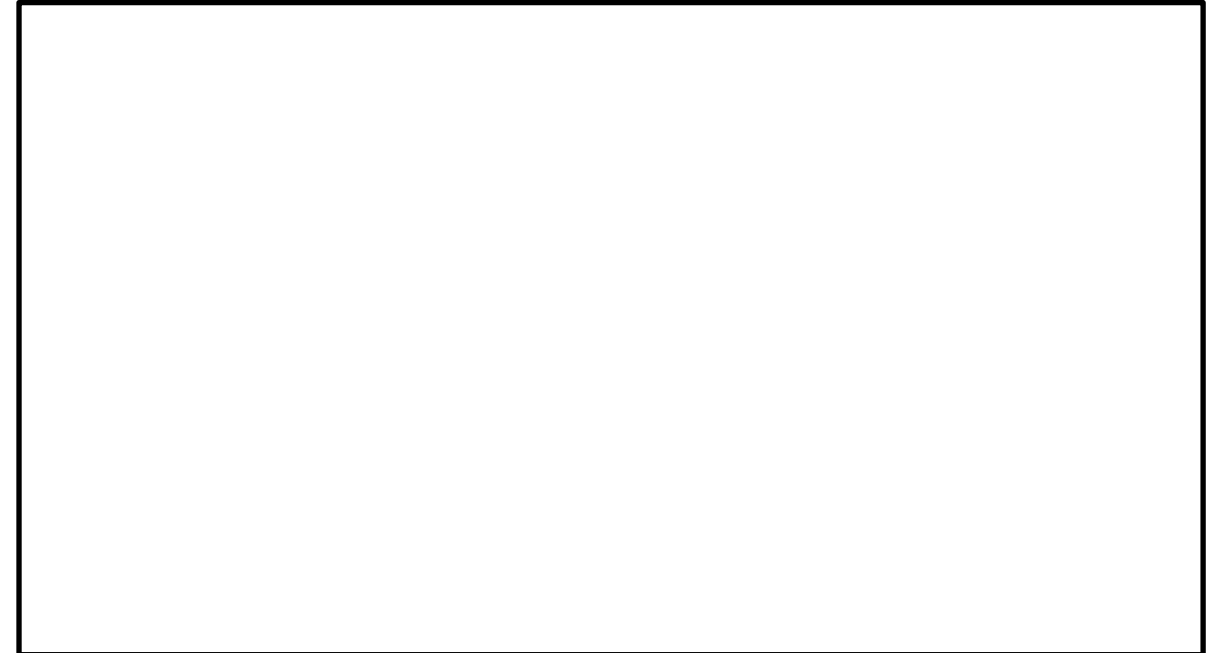


図2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

(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シ停止後において、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%未満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。

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

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

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

(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満に維持するため、空気の流入による影響はない。

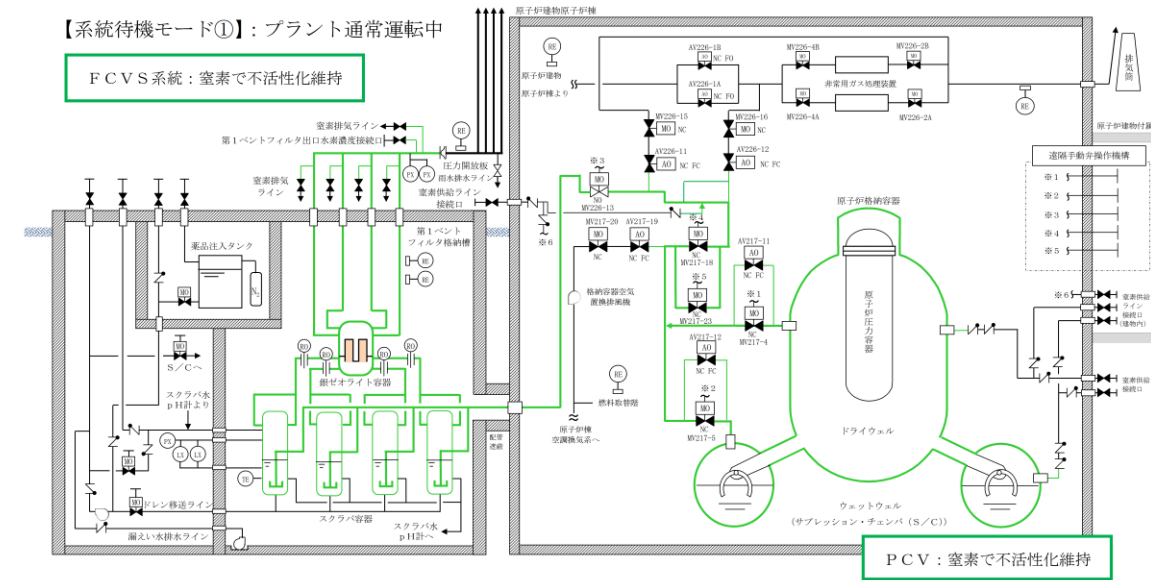


図3 格納容器フィルタベント系(系統待機モード①)水素爆発防止対策

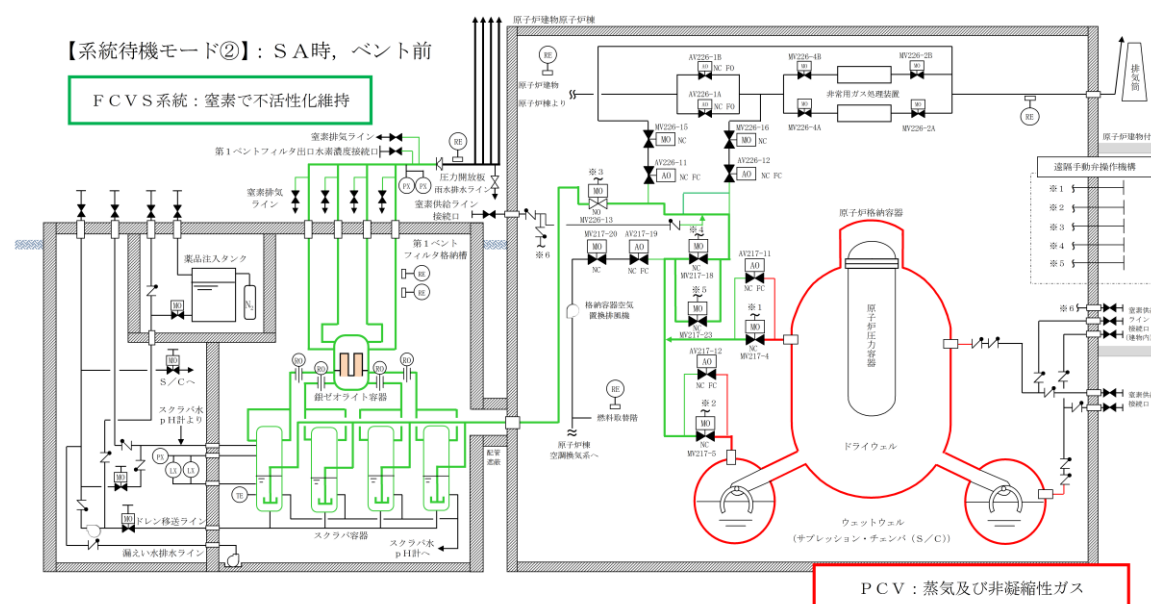
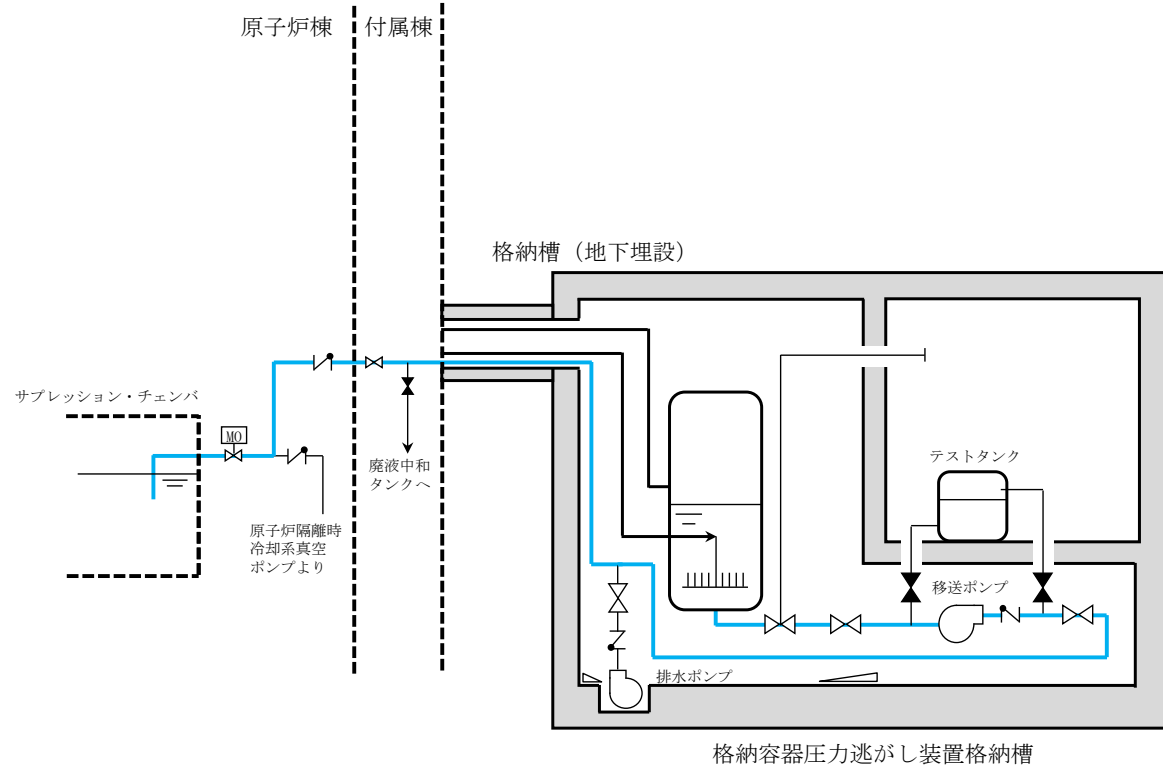


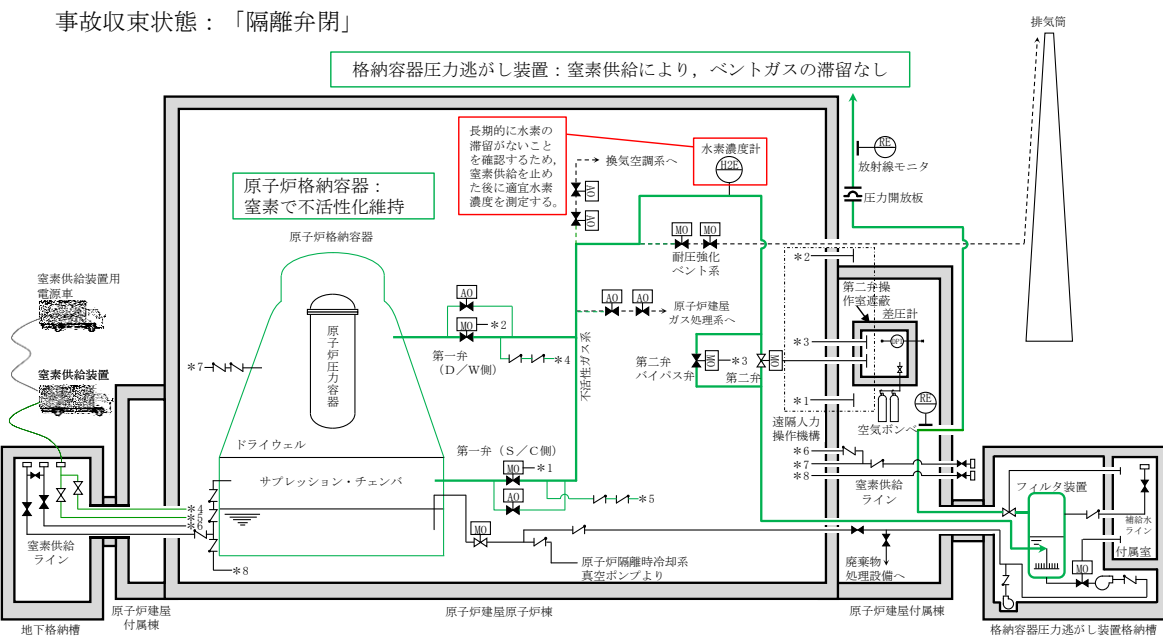
図4 格納容器フィルタベント系(系統待機モード②)水素爆発防止対策



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)

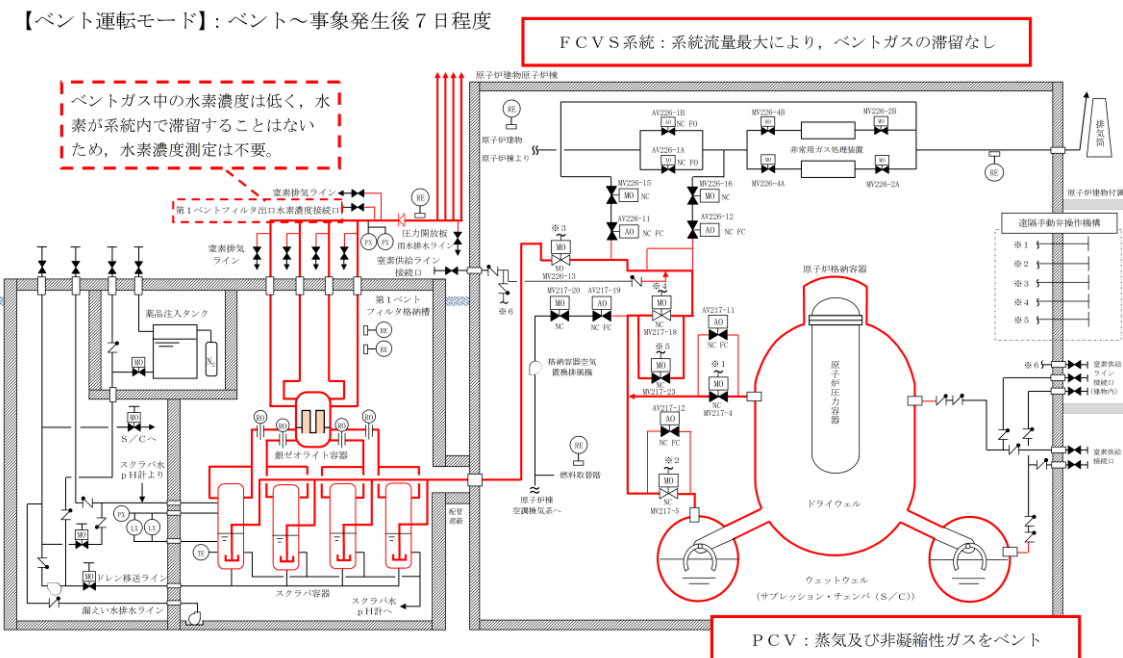


図5 格納容器フィルタベント系 (ベント運転モード) 水素爆発防止対策

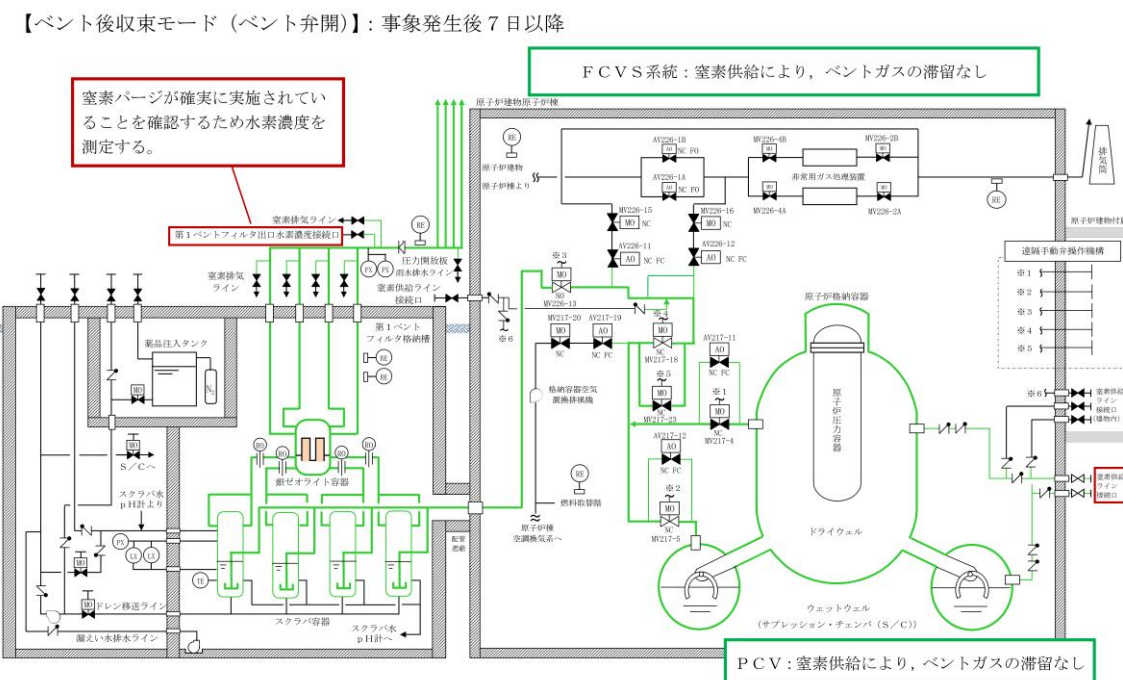
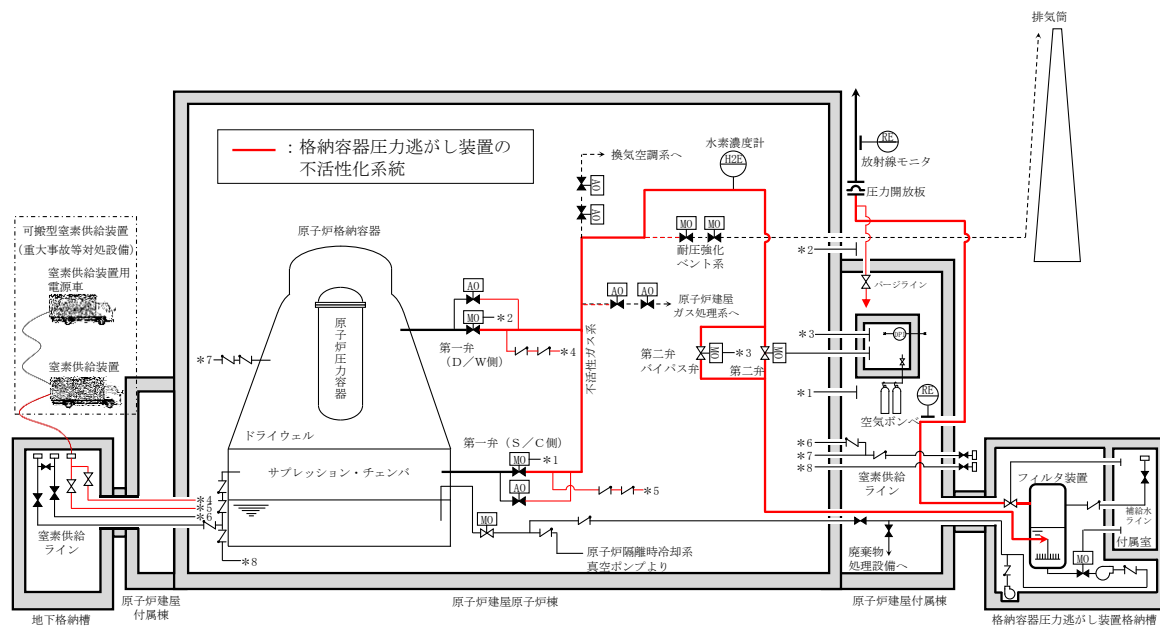


図6 格納容器フィルタベント系 (ベント後収束モード①) 水素爆発防止対策

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

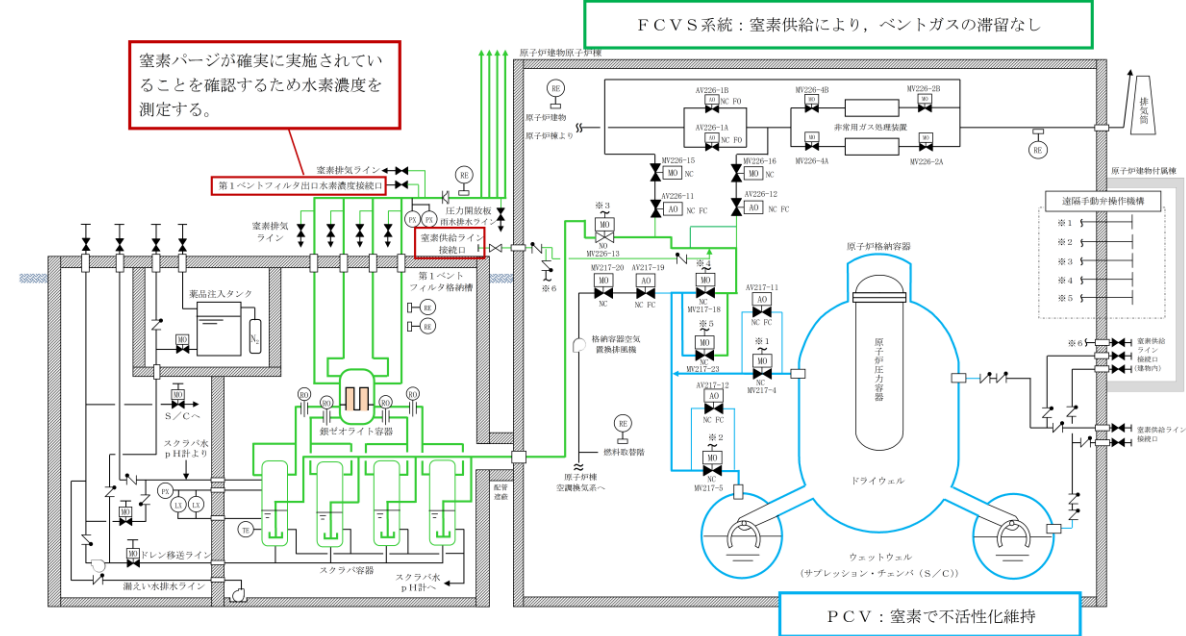


図7 格納容器フィルタベント系(ベント後収束モード②)水素爆発防止対策

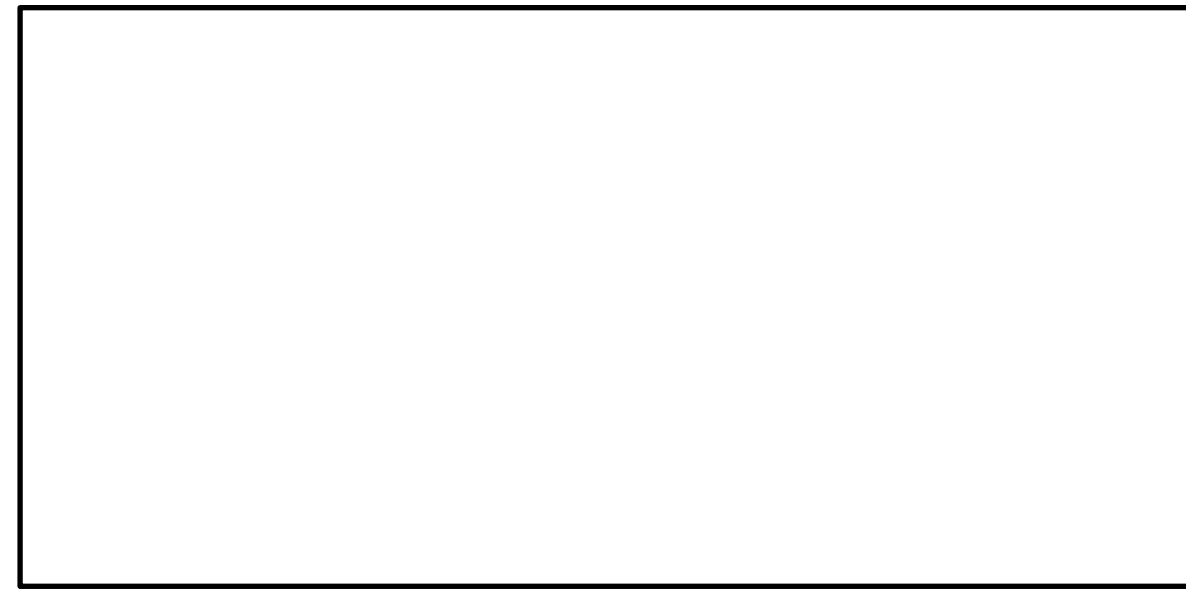


図8 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおけるベント時の蒸気流量

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)

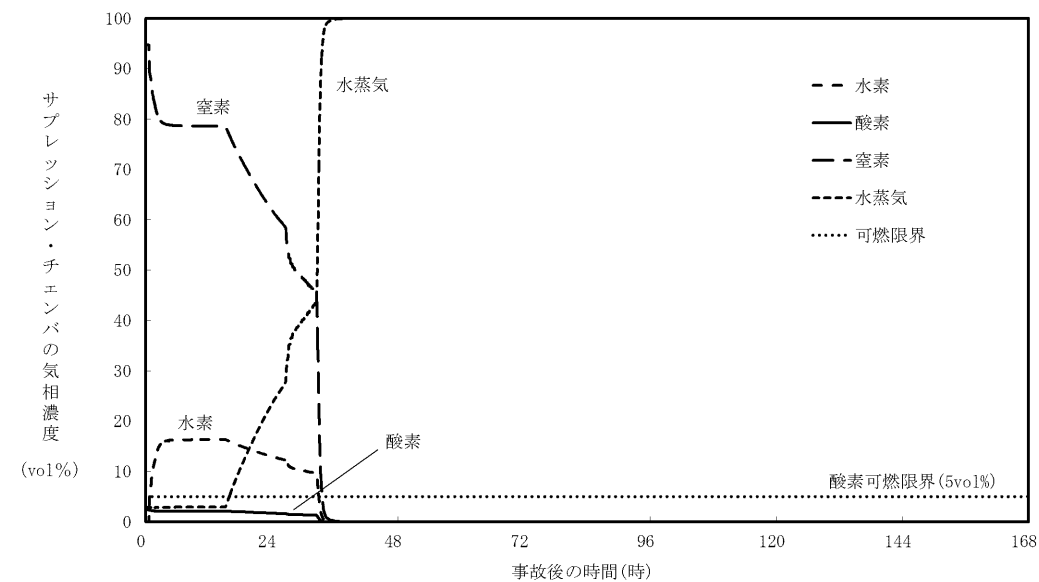
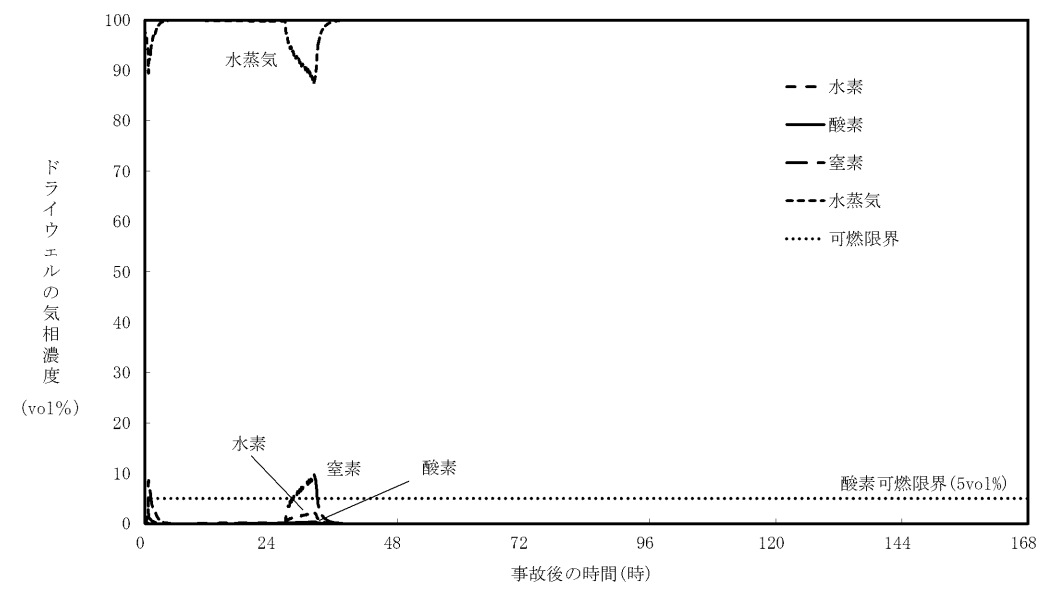


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化(ウェット条件)

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 1006 1713" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="314 1734 1104 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>	

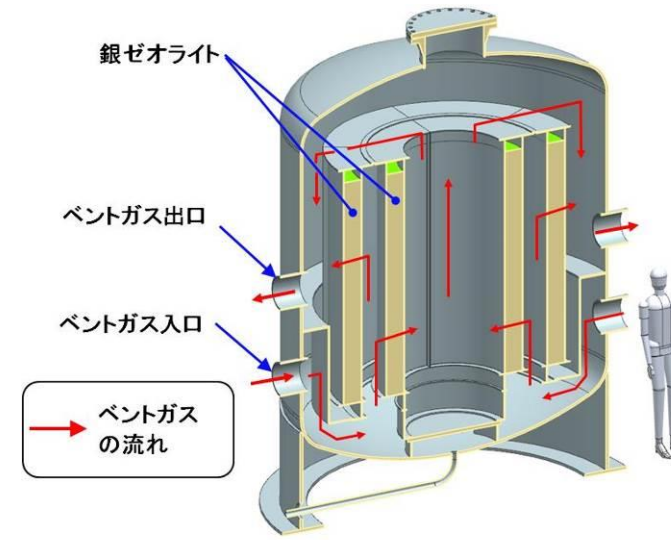


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

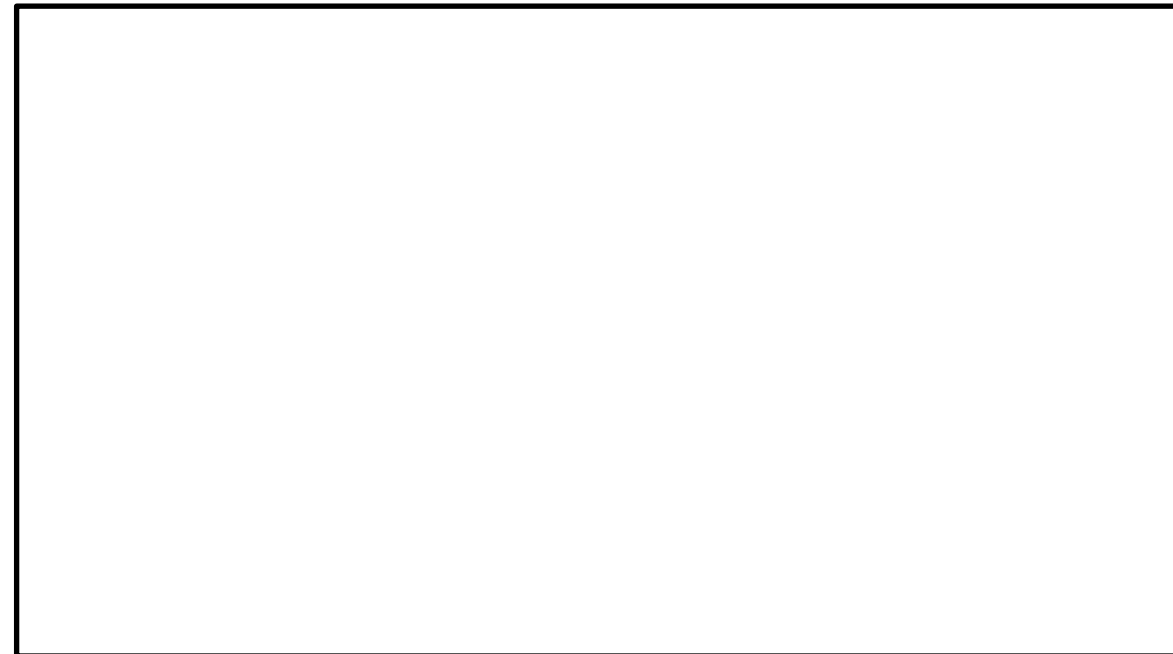


図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント運転中)

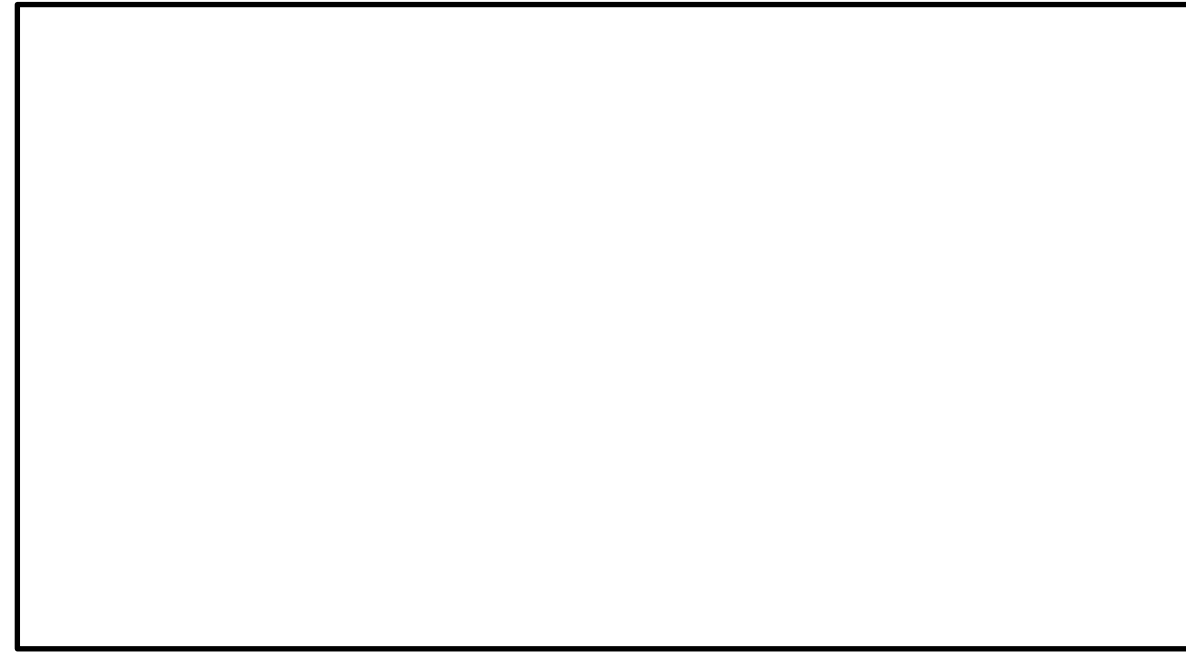


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント後長期)

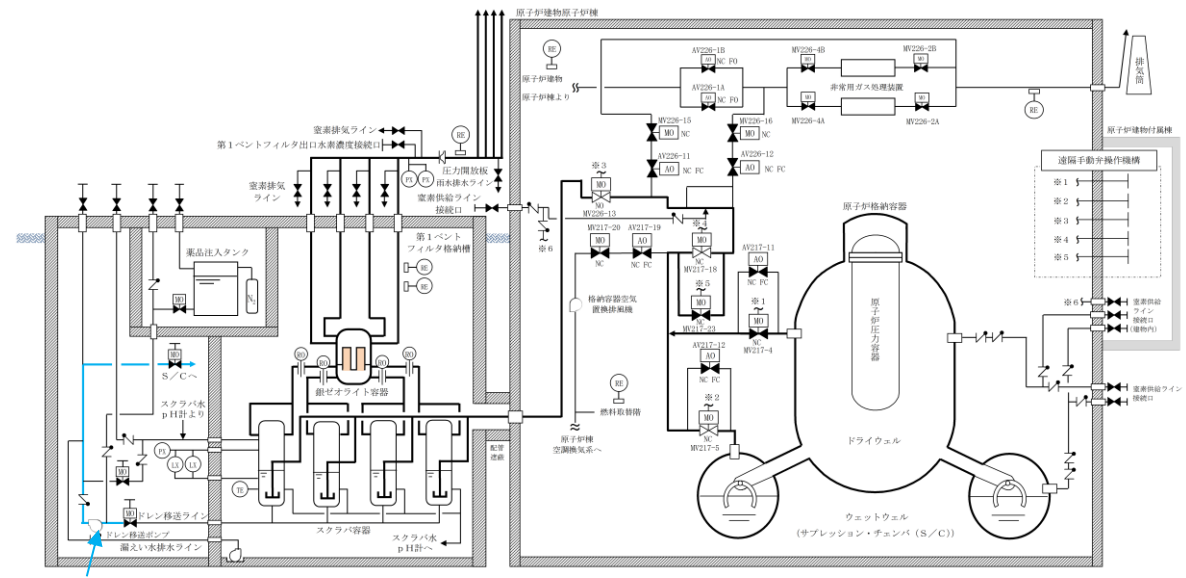
(参考2) シビアアクシデント時に発生する可燃性ガスについて

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、溶融炉心・コンクリート相互作用による一酸化炭素の発生が想定されるため、一酸化炭素の影響について確認する。

有効性評価の溶融炉心・コンクリート相互作用における一酸化炭素発生量は、圧力容器ペDESTAL (以下、「ペDESTAL」という。)内の壁面コンクリートが約4cm侵食されることで約1kg [] 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すべ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" style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>ドレン移送ラインの配管容積</td> <td style="text-align: right;">約 0.6m³</td> </tr> <tr> <td>酸素量 (酸素濃度 21%で算出)</td> <td style="text-align: right;">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 style="text-align: right;">約 3,190m³</td> </tr> </table> <p style="text-align: right; margin-right: 40px;">(サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m を考慮)</p> <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> $\begin{aligned} \text{(酸素濃度上昇分)} &= \text{(排水後酸素濃度)} - \text{(排水前酸素濃度)} \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\% \end{aligned}$ <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 0.01%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	
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							



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

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4) 格納容器フィルタベント系の水素爆発防止対策について</p> <p>1. 設備面の対策について</p> <p>格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を窒素ガスで置換した状態で待機させ、ベント実施後においても可搬式窒素供給装置により窒素パージを行うことが可能な設計とする。また、排出経路の枝管のうち可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管に可搬型設備(車両)である第1ベントフィルタ出口水素濃度を設置する。</p> <div data-bbox="1302 695 2415 1146" style="border: 1px solid black; height: 215px; width: 375px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図</p> <p>2. 可搬式窒素供給装置の運用について</p> <p>可搬式窒素供給装置の運用は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ベント実施中は、格納容器から多量の蒸気が排出されるためベントガス中の水素濃度は低く、ベントガス流速が大きいことから、水素が系統内で滞留することはないため、水素爆発は発生しない。 ・ 可搬式窒素供給装置は、ベント停止前までに起動し、格納容器に窒素を供給することにより格納容器内の窒素置換を行うとともに、水素の排出経路である格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを連続的に実施する。 ・ ベント停止にあたって格納容器への窒素供給を停止するが、ベント停止後すみやかに格納容器フィルタベント系に窒素を供給することにより系統内の窒素パージを実施する。 <p>なお、可搬式窒素供給装置は接続口に接続したまま起動状態を維持でき、弁操作のみで窒素供給先を格納容器側から格納容器フィルタベント系側に切り替えることが可能であり、また可搬式窒素供給装置への燃料補給中であっても窒素パージを連続して実施可能である。</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>・ 可搬式窒素供給装置による窒素パージは、スクラビング水の格納容器 (S/C) への移送を完了するまで継続する。</p>																	
<p>上記運用を踏まえ、排出経路のハイポイントにおける水素の排出状況をベントガス流速及び窒素パージ流速を用いて評価した結果、表1で示すとおり、「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)」で示されている水素を排出可能な流速である1mm/s以上であり、各ハイポイントにおいて水素は滞留せず、放出端から排出されることを確認した。</p>																	
<p style="text-align: center;">表1 系統内のハイポイントにおけるガス流速</p>																	
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 60%;">ハイポイント</th> <th style="width: 20%;">ベントガス流速*¹ (mm/s)</th> <th style="width: 20%;">窒素パージ流速*² (mm/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 非常用ガス処理系との隔離弁 (AV216-12) までの配管に設置されたバイパスライン</td> <td style="text-align: center;">約 19500</td> <td style="text-align: center;">約 450</td> </tr> <tr> <td>② ベント弁第3弁 (MV226-13) 下流配管</td> <td style="text-align: center;">約 16800</td> <td style="text-align: center;">約 400</td> </tr> <tr> <td>③ 銀ゼオライト容器入口配管 (全4箇所)</td> <td style="text-align: center;">約 4200</td> <td style="text-align: center;">約 100</td> </tr> <tr> <td>④ フィルタ装置出口配管 (全2箇所)</td> <td style="text-align: center;">約 4200</td> <td style="text-align: center;">約 100</td> </tr> </tbody> </table>			ハイポイント	ベントガス流速* ¹ (mm/s)	窒素パージ流速* ² (mm/s)	① 非常用ガス処理系との隔離弁 (AV216-12) までの配管に設置されたバイパスライン	約 19500	約 450	② ベント弁第3弁 (MV226-13) 下流配管	約 16800	約 400	③ 銀ゼオライト容器入口配管 (全4箇所)	約 4200	約 100	④ フィルタ装置出口配管 (全2箇所)	約 4200	約 100
ハイポイント	ベントガス流速* ¹ (mm/s)	窒素パージ流速* ² (mm/s)															
① 非常用ガス処理系との隔離弁 (AV216-12) までの配管に設置されたバイパスライン	約 19500	約 450															
② ベント弁第3弁 (MV226-13) 下流配管	約 16800	約 400															
③ 銀ゼオライト容器入口配管 (全4箇所)	約 4200	約 100															
④ フィルタ装置出口配管 (全2箇所)	約 4200	約 100															
<p>※1 有効性評価のうち、格納容器過圧・過温破損(冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)における約100日後の蒸気流量による評価</p>																	
<p>※2 可搬式窒素供給装置の窒素パージ流量100m³/hによる評価</p>																	
<p>【可搬式窒素供給装置の接続口について】</p>																	
<p>可搬式窒素供給装置は、格納容器フィルタベント系又は残留熱代替除去系により格納容器の減圧及び除熱を行う場合に使用し、格納容器(D/W, S/C)及び格納容器フィルタベント系への窒素供給ラインを独立して設置することとしているが、原子炉建物附属棟内にそれぞれのラインの接続口【図中①】を追加で設置することにより、窒素供給の信頼性向上を図る。</p>																	
<p>原子炉建物附属棟内の接続口【図中①】については、原子炉建物南側の接続口【図中②】が使用できない場合に使用する。</p>																	

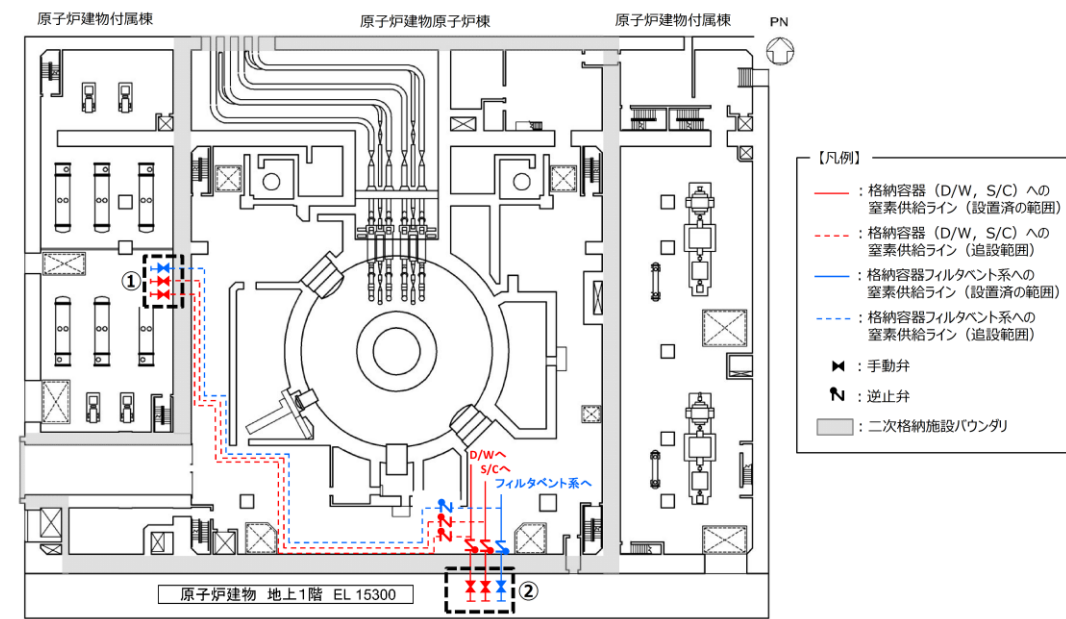


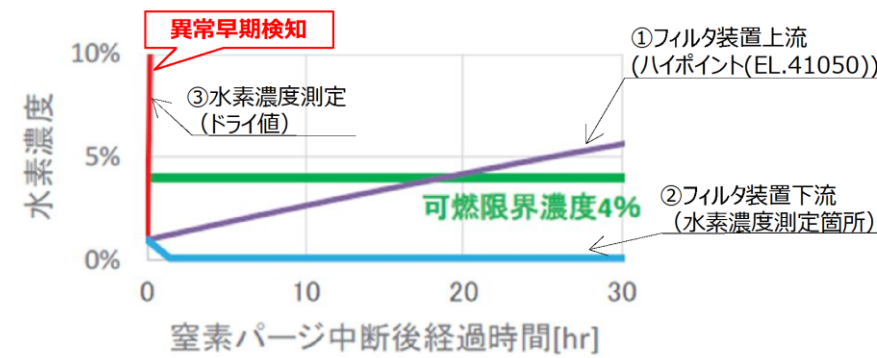
図2 窒素供給ラインの追設範囲

3. 第1ベントフィルタ出口水素濃度の設計について

可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、格納容器フィルタベント系の排出経路での水素爆発を防止するために行う窒素パージが確実に実施されていることを確認する目的で水素濃度を測定、監視するために設置する。

ベント実施中は水素が格納容器フィルタベント系統内で滞留することはないため、格納容器への窒素供給を実施するベント停止前のタイミングで測定を開始する。なお、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度は、ベント実施までに測定の準備を実施する。

ベント停止後にスクラバ容器内で発生した水素は窒素パージによりフィルタ装置下流側に連続排出されること、及び意図せず窒素パージが中断した場合の水素濃度推移（図3）を踏まえるとフィルタ装置下流側のドライ値の計測により、窒素パージ状況の異常の早期検知が期待できるため、図4に示すフィルタ装置下流側に水素濃度測定箇所を設け排出経路での水素蓄積徴候を監視する設計とする。



- ①フィルタ装置上流 (ハイポイント(EL.41050))
閉塞配管で流れはなく窒素充填配管に水素が徐々に蓄積する。蒸気は配管経路で全量凝縮しドライ状態と想定され、可燃限界濃度到達は約18時間後。
- ②フィルタ装置下流 (水素濃度測定箇所)
大気開放のため窒素は排出されるが、スクラバ容器内で発生するガスにより流れが生じ水素は蓄積しない。スクラバ容器内は水素より蒸気の発生量が大きく、発生するガスはウェット状態であり可燃限界濃度に達しない。
- ③水素濃度測定 (ドライ値)
スクラバ容器内で発生するガスから蒸気を除くとほぼ水素と酸素のみであり、窒素が供給されない窒素パージ中断後は測定結果が顕著に上昇する。

図3 窒素パージ中断後の水素濃度推移 (事故7日後想定)



図4 第1ベントフィルタ出口水素濃度の測定箇所

<窒素パージ中断時の水素・酸素濃度に関する評価>

ベント停止後は格納容器フィルタベント系の系統内の窒素パージを連続的に実施することとしているが、仮に意図せず窒素パージが中断した場合は、スクラバ容器のスクラビング水中に蓄積された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素・酸素がフィルタ装置上流側及び下流側に流入するため、フィルタ装置上流側及び下流側における水素・酸素濃度について評価を行った。

評価条件は、水素・酸素分子の生成量が大きいケースとして有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）において事故7日（168時間）後に窒素パージが中断すると仮定し、スクラビング水は沸騰状態、



スクラビング水中における水素・酸素の生成速度を図5に示す。

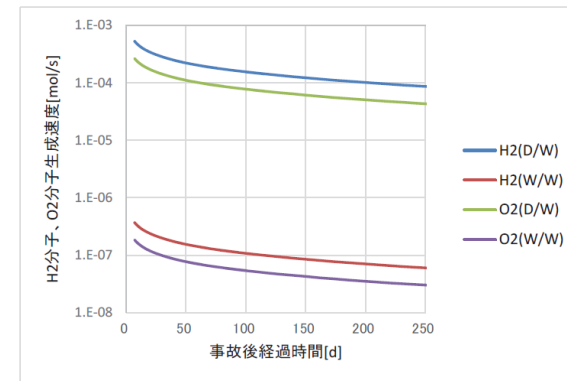


図5 スクラビング水中における水素・酸素分子の生成速度

上記をもとに、スクラビング水中における水素・酸素分子の生成速度が大きいD/Wベント（スクラバ容器に移行する粒子状放射性物質の総崩壊熱量：約13kW）の場合を想定した。

(1) フィルタ装置上流側

窒素パージ中断時にフィルタ装置上流側配管内において、スクラバ容器のスクラビング水の上限水位と同じ高さまでスクラビング水位が形成されると仮定し、フィルタ装置上流側配管内で発生する水素・酸素が滞留しやすいスクラバ容器に近いハイポイント②（ベント弁第3弁（MV226-13）下流配管（EL.41050））における水素・酸素濃度を評価した。

初期の系統内の気体条件として、水素1%、酸素1%が系統内に存在するとし、フィルタ装置上流側では窒素パージ中断時においても窒素が充填されている状態が維持されるため、水素と酸素以外は全て窒素と仮定した。なお、フィルタ装置上流側配管内のスクラビング水から発生する蒸気量は少ないため、スクラバ容器上流側配管において蒸気は全て凝縮すると仮定した。

評価結果を図6に示す。

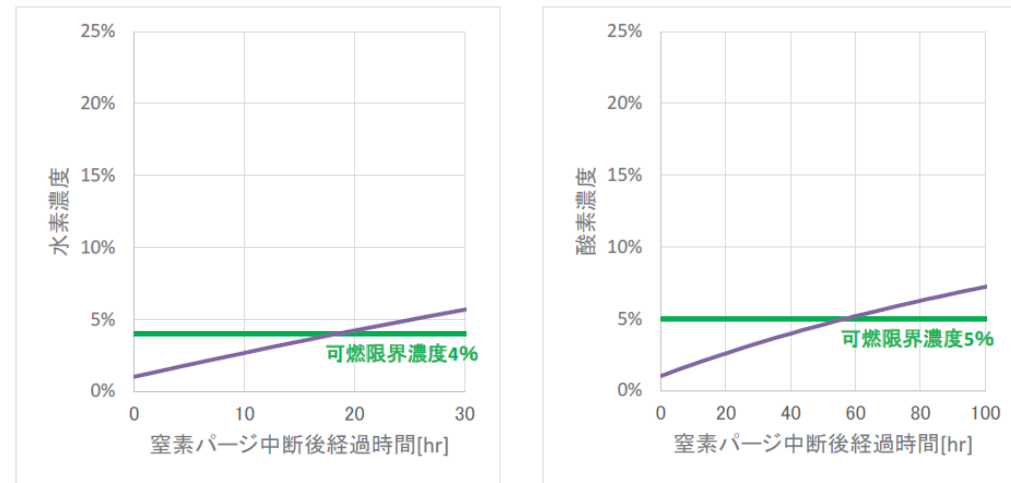


図6 水素・酸素濃度の窒素バージ中断後の時間経過 (D/W ベント時)

評価を行った結果、フィルタ装置上流側では水素濃度は約18時間後に可燃限界に達し、水素・酸素濃度ともに可燃限界に達するのは約57時間後となった。

(2) フィルタ装置下流側

スクラバ容器において発生する水素・酸素濃度は、スクラビング水の放射線分解による水素・酸素発生量と、同時に発生する蒸気発生量の割合から計算する。

$$\begin{aligned} \text{蒸気発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 1000 / ([\text{飽和蒸気比エンタルピ}] - [\text{飽和水比エンタルピ}]) \times 1000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 0.013 \times 1000 / (2675.53 - 418.99) \times 1000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \\ &= 25.81 \text{ (m}^3/\text{h [normal])} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{水素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= 0.013 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times \\ &\quad 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h [normal])} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{酸素発生量} &= [\text{崩壊熱 (MW)}] \times 10^6 \times [\text{G 値}] / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times [\text{放射線吸収割合}] \\ &= 0.013 \times 10^6 \times \boxed{} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times \\ &\quad 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 \times \boxed{} \\ &= \boxed{} \text{ (m}^3/\text{h [normal])} \end{aligned}$$

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

上記の水素濃度は、フィルタ装置下流の水素濃度測定箇所における水素濃度となるが、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度で測定する水素濃度（ドライ値）は、蒸気発生量を除いた割合から計算し、約66%となる。

初期の系統内の気体条件を水素1%とし、フィルタ装置上流側のハイポイント②における水素濃度評価と重ね合わせた結果を図7に示す。

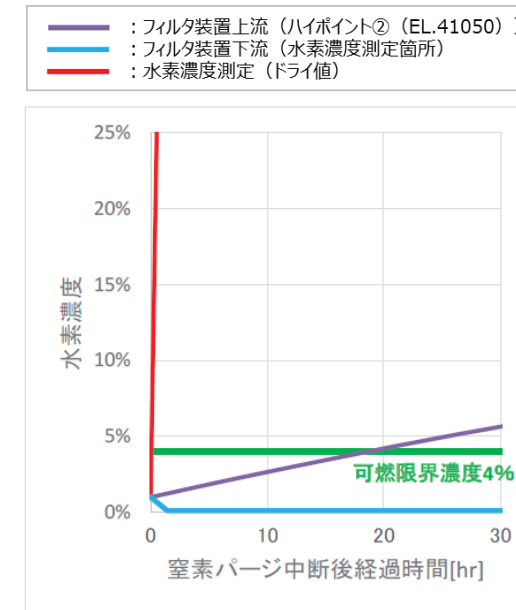


図7 水素濃度の窒素パージ中断後の時間経過

(参考5) 各スクラバ容器における窒素パージ流量のばらつきについて

フィルタ装置入口配管の分岐部から各スクラバ容器入口までの圧力損失と窒素パージ流量を評価した結果、各スクラバ容器を均等に窒素パージできることを確認した。フィルタ装置入口側の圧力損失及び窒素パージ流量を表1、フィルタ装置廻り系統概要図を図1に示す。

表1 フィルタ装置入口側の圧力損失及び窒素パージ流量

	圧力損失 (kPa)	窒素パージ 流量 (m ³ /s)	窒素パージ 流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

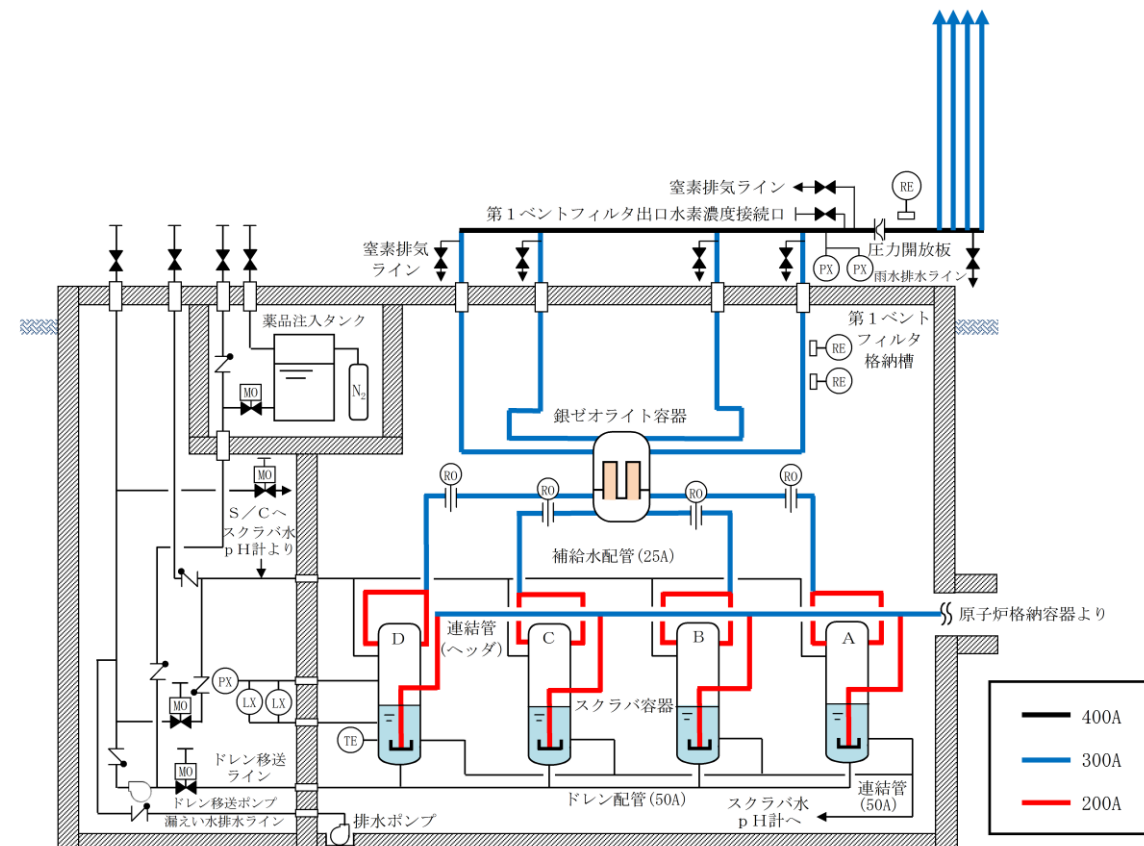
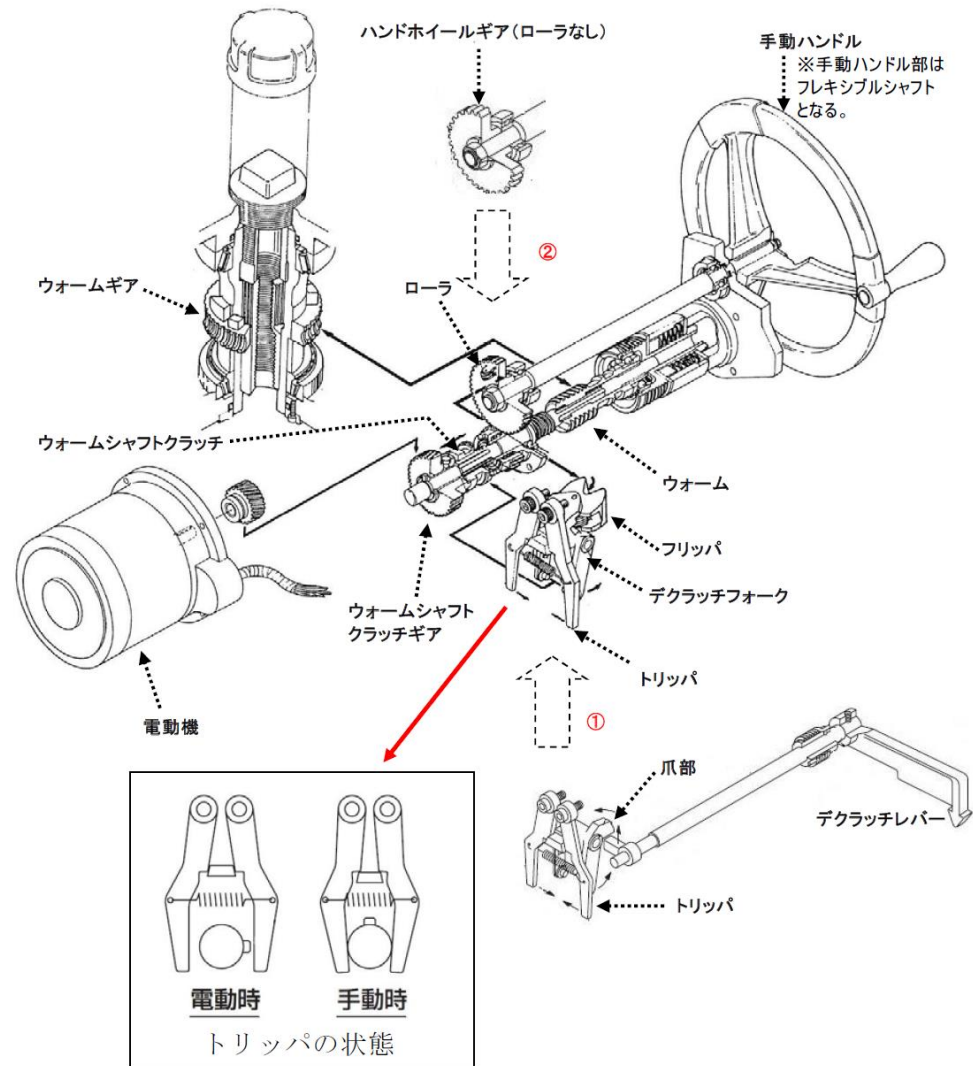


図1 フィルタ装置廻り系統概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙16</p> <p>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>隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。</p> <p>オートデクラッチ機構は、従来、弁駆動部のレバー操作により実施していたクラッチの切替操作を、フレキシブルシャフトを操作することで、自動的に通常電動側にあるクラッチを手動（人力）側に切り替えることを可能とした機構である。</p> <p>また、弁駆動部に動力を伝えるためのウォームシャフト部への動力の伝達は、クラッチ機構を採用しており、電動側又は手動側のウォームシャフト部と切り離されるため、トルク伝達に影響を与えない構造となっている。</p> <p>オートデクラッチ機構付の電動駆動弁の概要を第1図に示す。</p> <p>オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。</p> <p>電動操作時と手動操作時のオートデクラッチ機構の動作の違いについて第2図、第3図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p>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>隔離弁の駆動方式は、電動（電動機による駆動）と遠隔手動（フレキシブルシャフトによる操作）があり、これらの方式の切替えには「オートデクラッチ機構」を採用している。</p> <p><u>フレキシブルシャフトが接続されているベント弁は、通常状態においては電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作によって、モータのトルクが弁棒に伝達され開閉する。</u></p> <p>人力操作の際は、弁設置場所での電動／手動切替え操作が不要なオートデクラッチ機構によりクラッチが手動操作側に切り替わることで手動側のギアがかみ合い、フレキシブルシャフトの回転トルクが弁棒に伝達され開閉する。</p> <p><u>なお、手動操作時に電源が復旧した際は、モータの起動により電動側のギアがかみ合い、中央制御室からの遠隔操作が可能となる。</u></p> <p>オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要を図1、電動操作、手動操作及び切替え時の弁駆動部の状態を図2～5に示す。</p> <p>オートデクラッチ機構は、ウォームシャフトクラッチが保持される位置により、弁へのトルクの伝わり方が変動する。</p>	

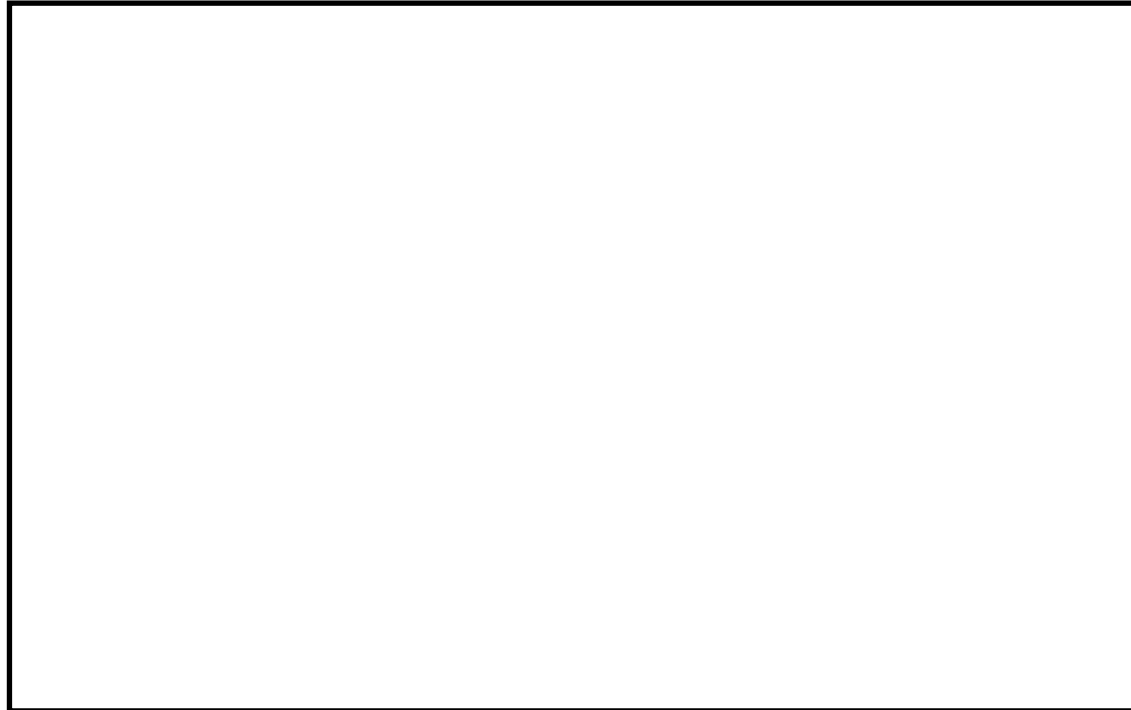
・設備の相違

図1 オートデクラッチ機構付き電気作動弁の概要



<注記>
 ①標準型では、ウォームシャフトクラッチ切替用のデクラッチレバーが本体機構に付くが、オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力を受けるフリッパとなる。
 ②オートデクラッチ機能付きでは、手動ハンドルの動力はハンドホイールギアを介してデクラッチフォークに伝えるため、ハンドホイールギアにローラが取り付けられている。

第1図 オートデクラッチ機構の概要図



第2図 弁駆動部の詳細図 (電動駆動時 (通常状態))

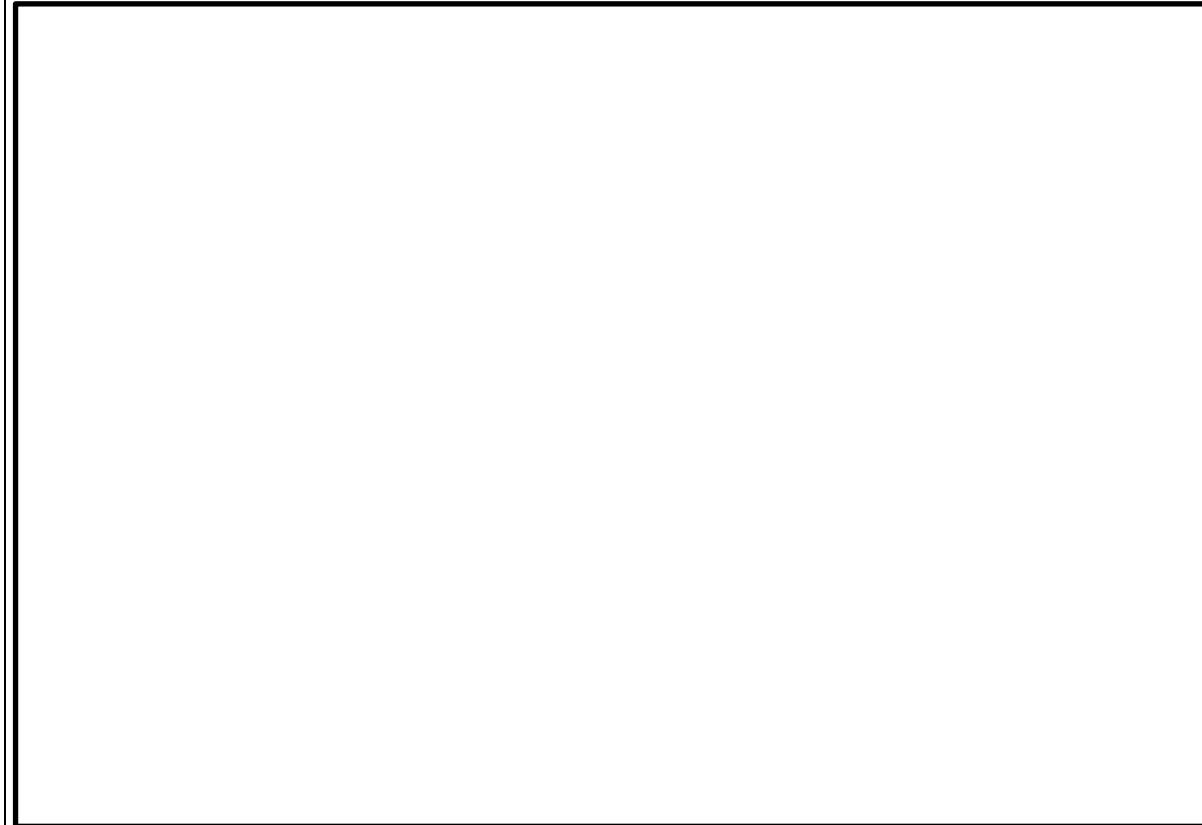
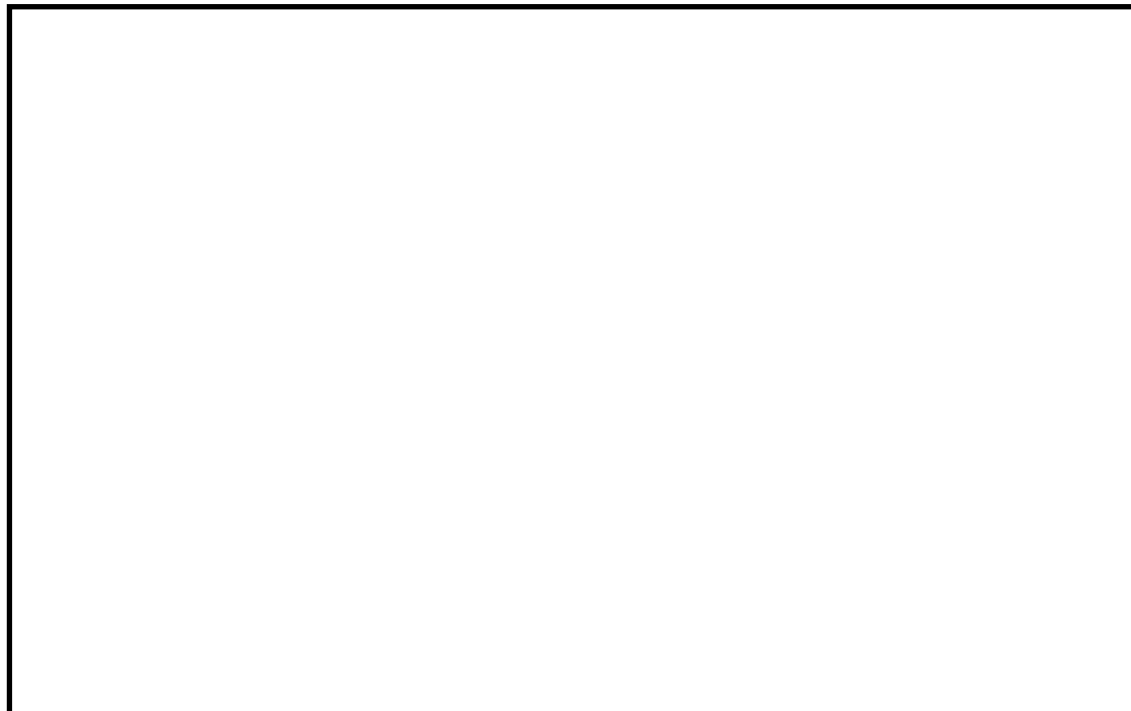


図2 弁駆動部の状態 (電動操作時 (通常状態))



第3図 弁駆動部の詳細図 (手動操作時)

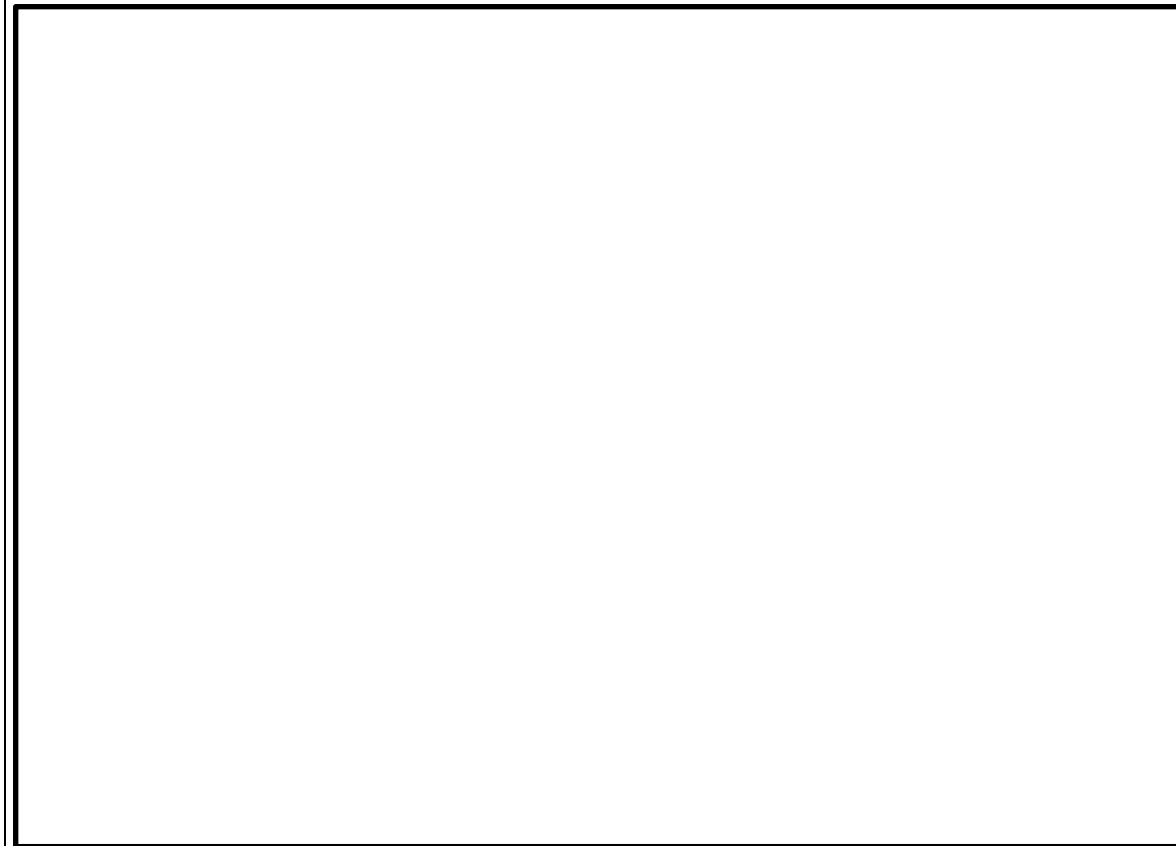


図3 弁駆動部の状態 (通常状態から手動操作位置への切替え (オートデクラッチ))

(参考) オートデクラッチ機構の操作概要

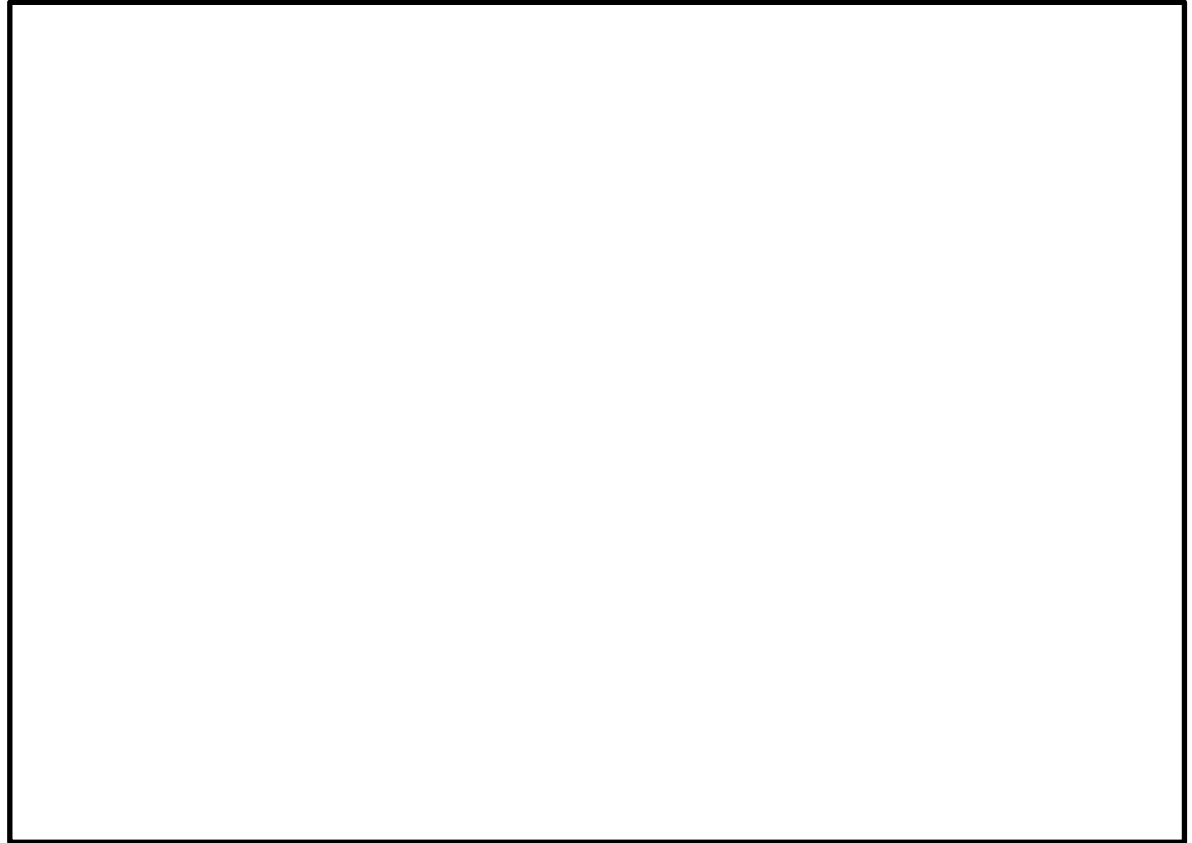
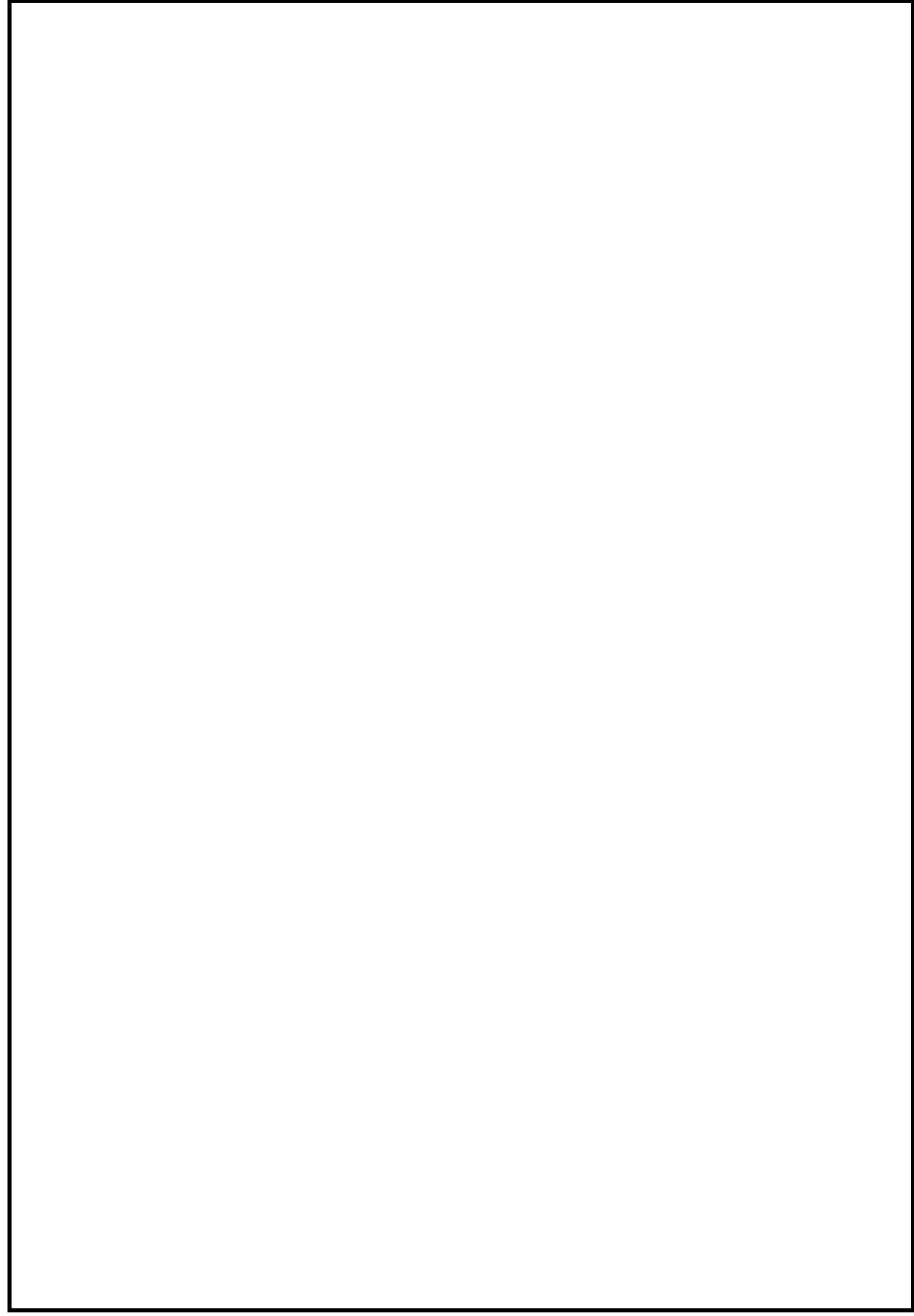


図4 弁駆動部の状態 (手動操作時)

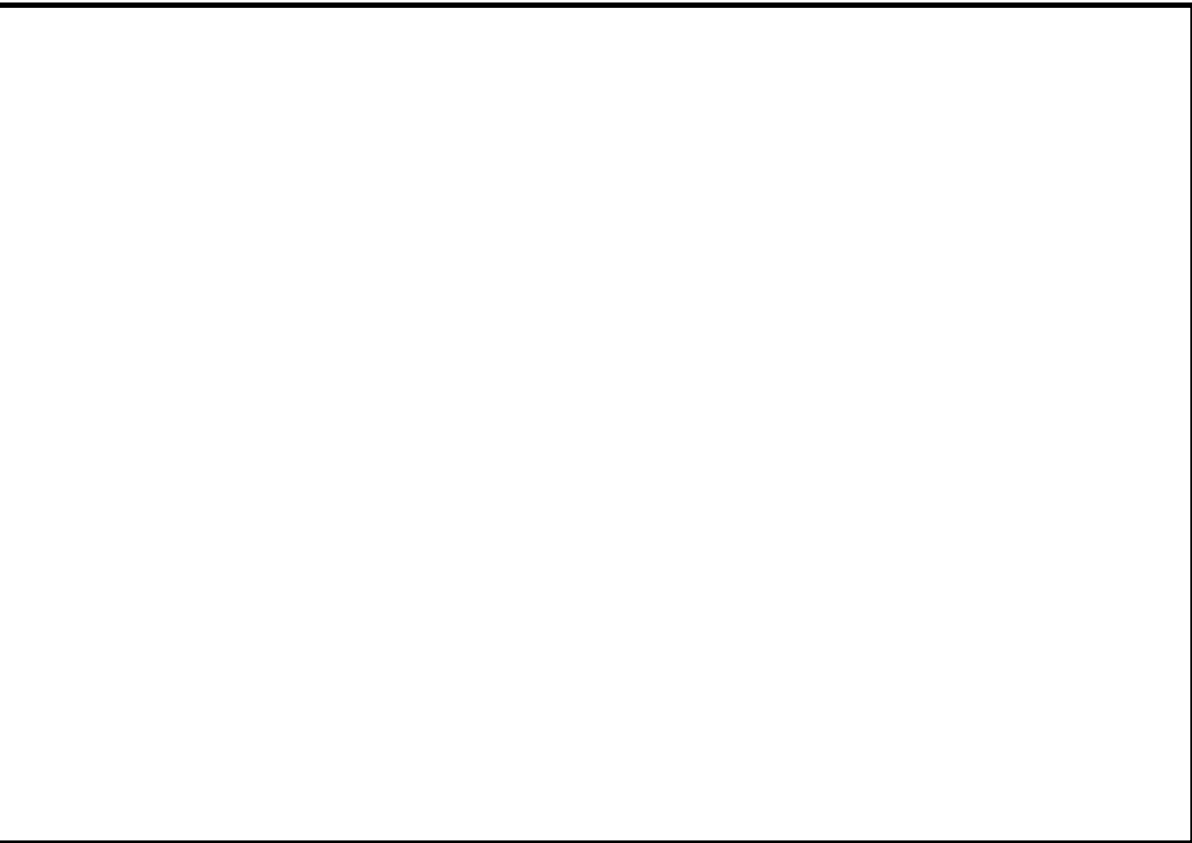

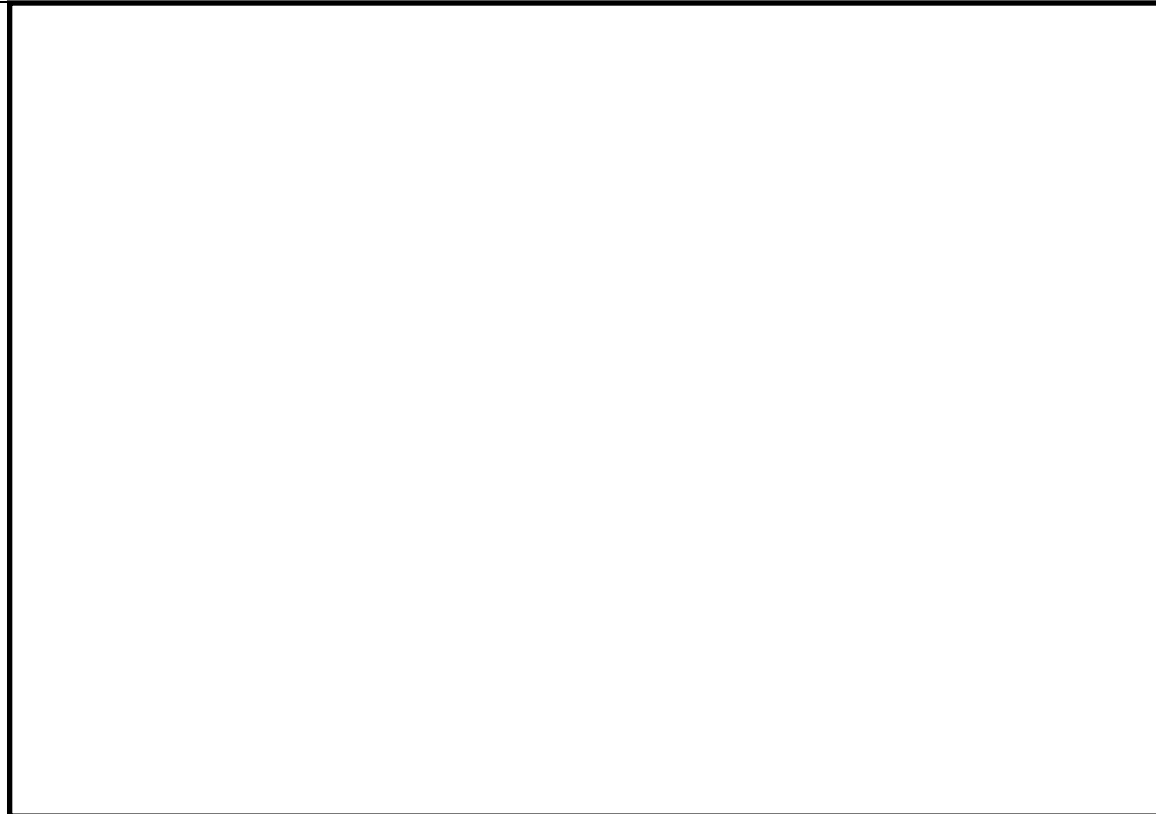


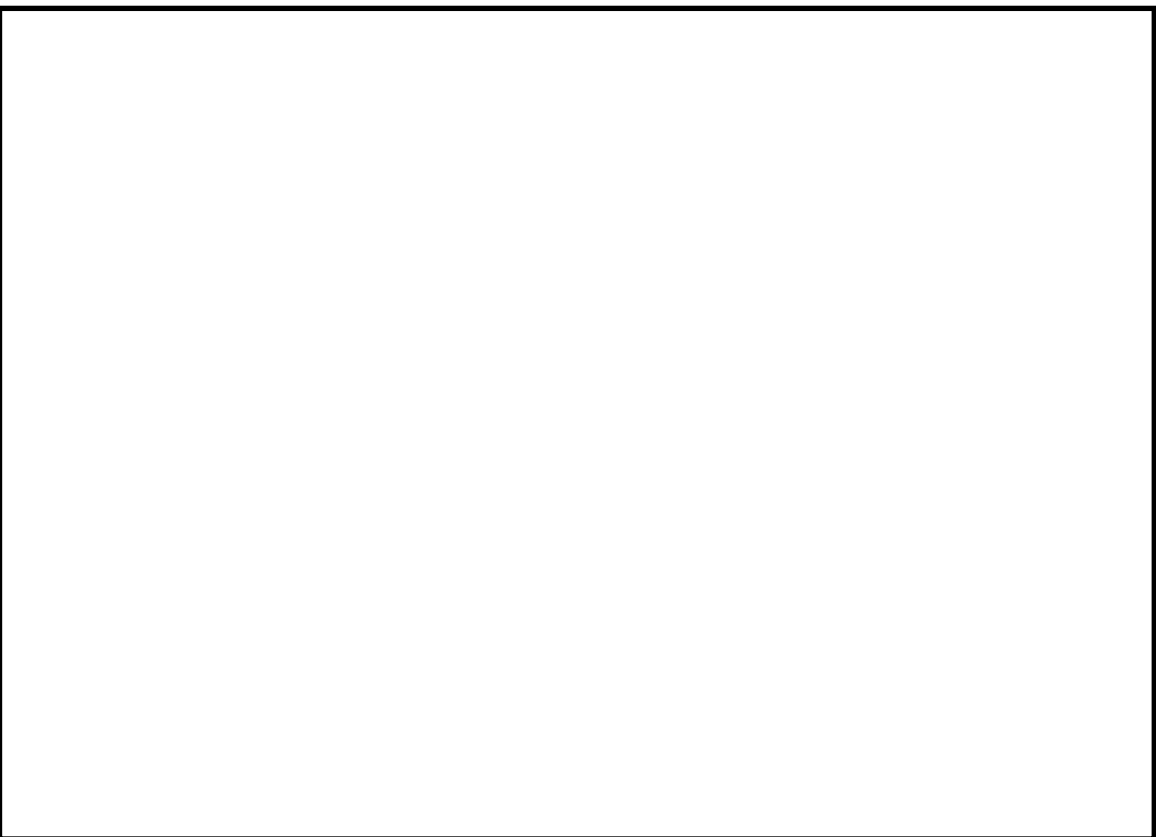
図5 弁駆動部の状態 (手動操作位置から電動操作位置への自動復帰)

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

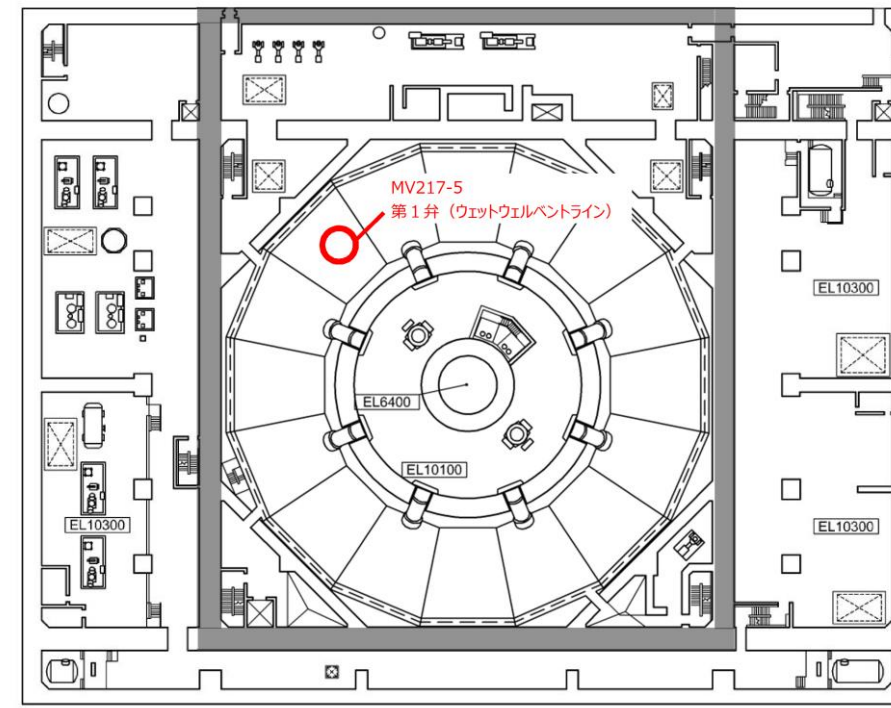
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙48</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について</u></p> <p>格納容器フィルタベント設備の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図に示す。</p> <p><u>ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図1～図4に示す。</p>	<p>・設備の相違 被ばく評価結果の相違により、第二弁操作室が不要なため記載不要</p>



第1図 隔離弁の操作場所 (1/3)

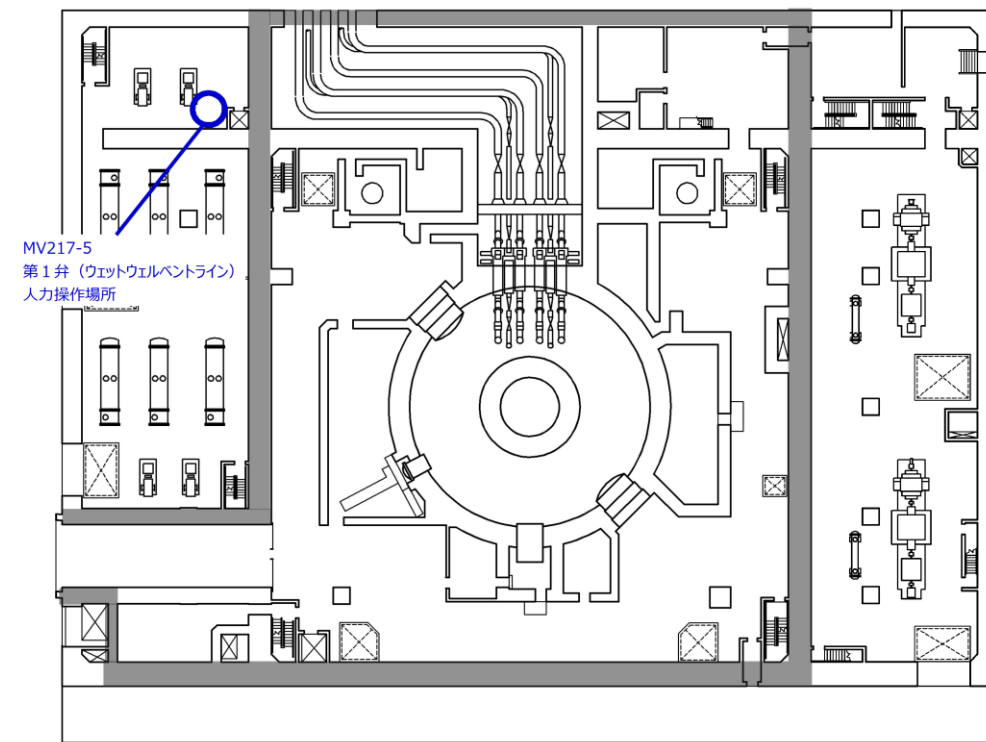


第1図 隔離弁の操作場所 (2/3)



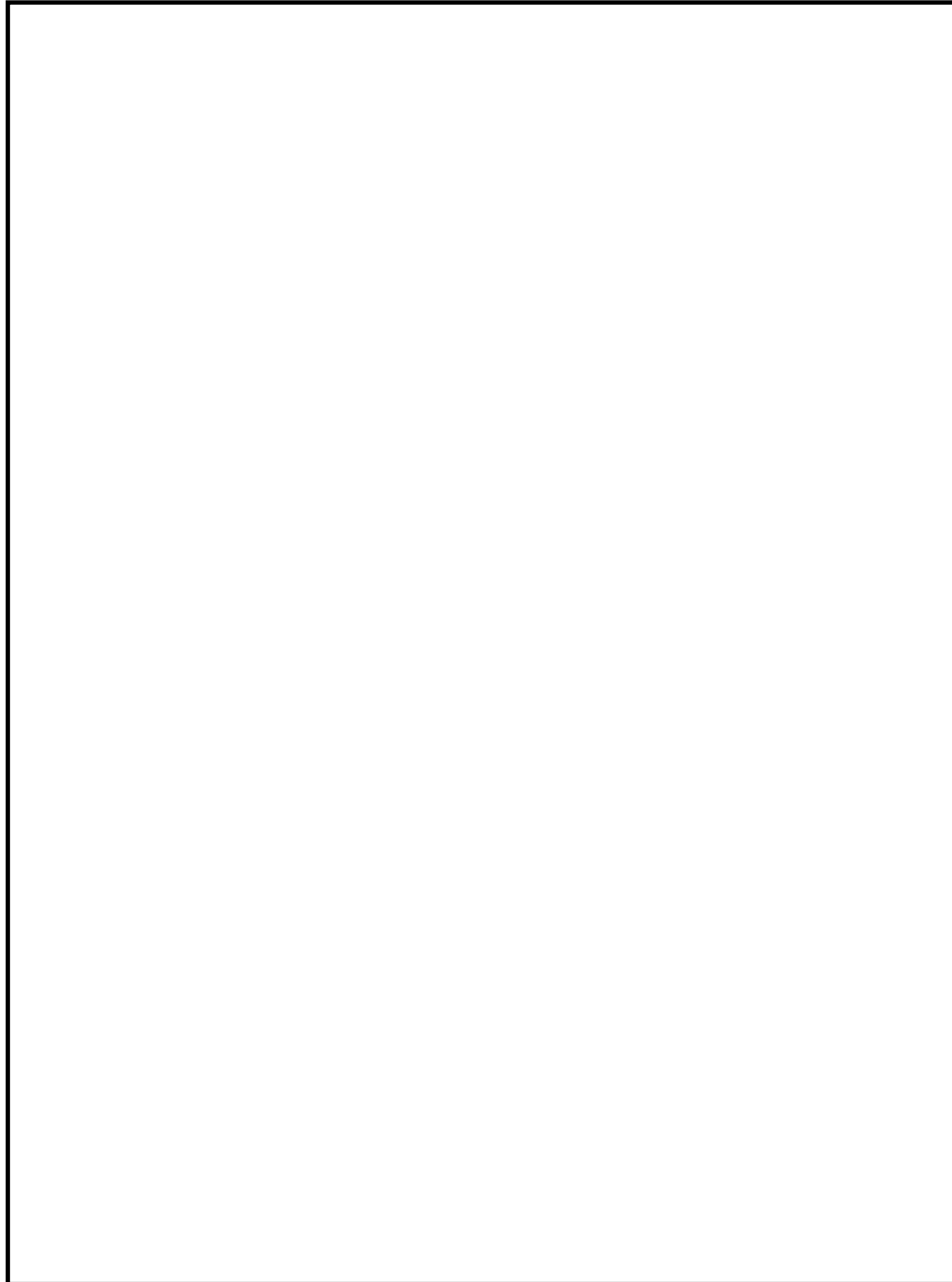
R/B B1FL (EL8800)

図1 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)



R/B 1FL (EL15300)

図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)



第1図 隔離弁の操作場所 (3/3)

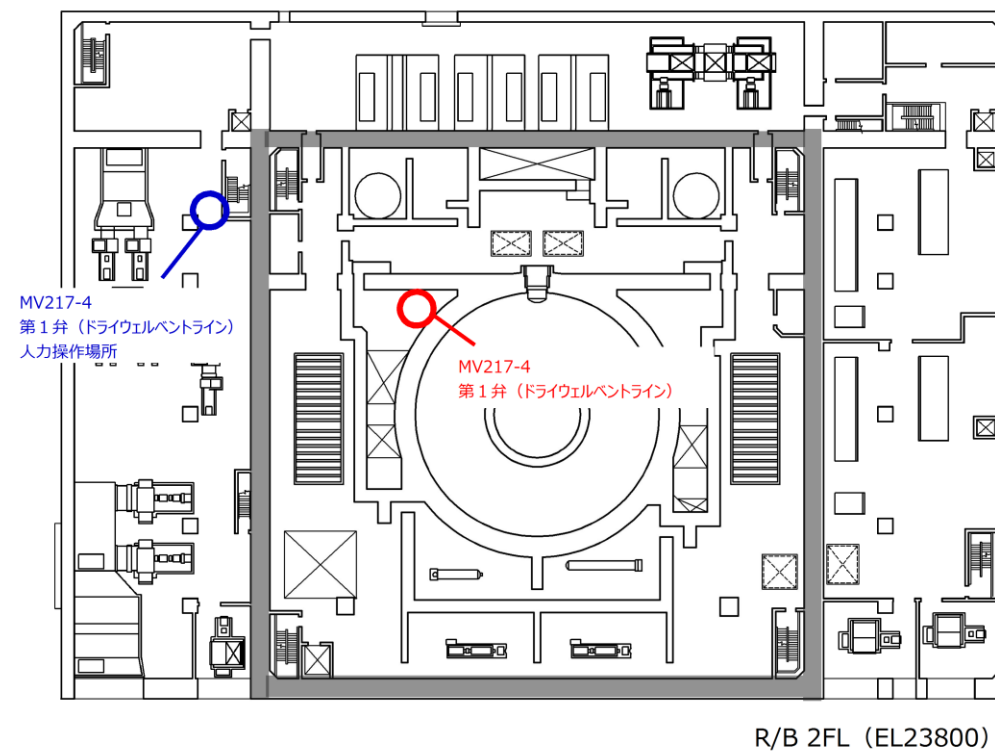


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

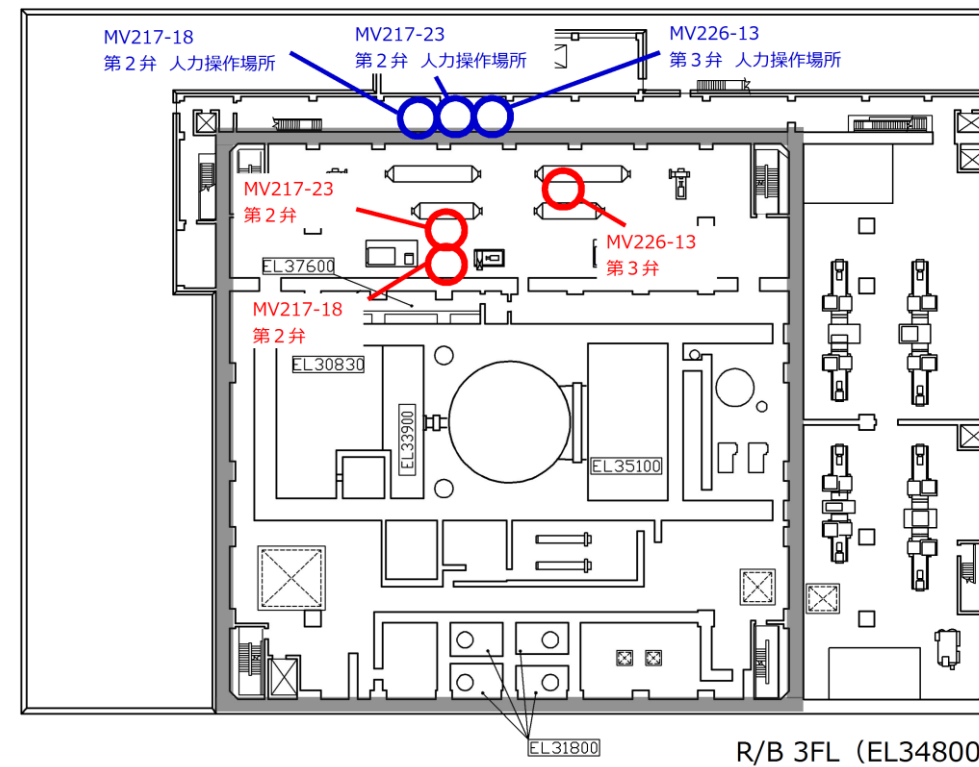


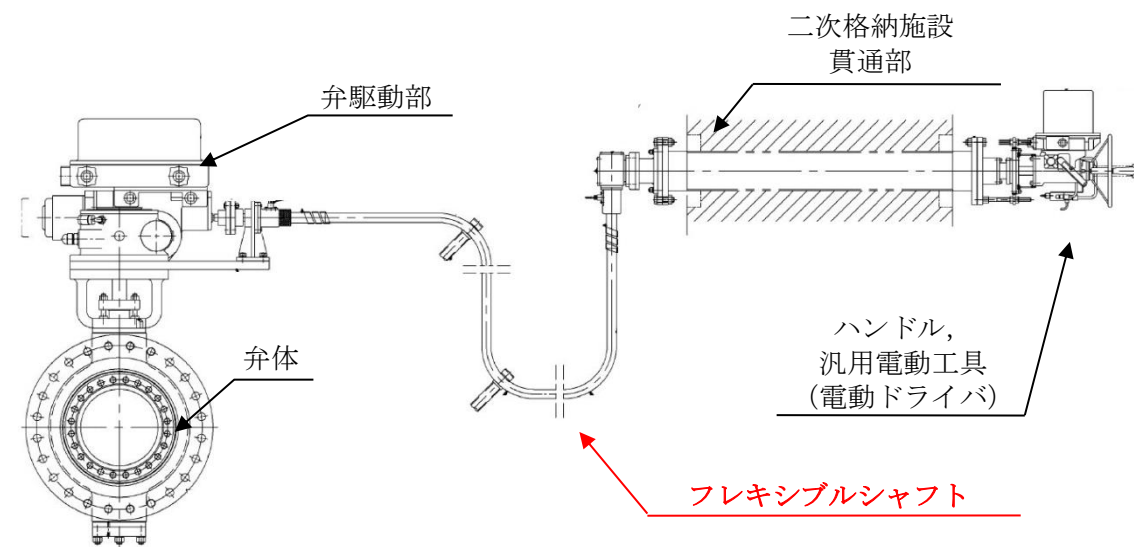
図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

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

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

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



第2図 遠隔人力操作機構の模式図

第1表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (S/C側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2,940 回	約 2,940 回	約 1,989 回

(1) 遠隔手動弁操作機構

a. 概要

ベント弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟(二次格納施設外)まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成としている。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクを伝達可能な構造とし、操作に必要なトルクは、容易に回転できるよう設計している。また、原子炉建物付属棟(二次格納施設外)の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。遠隔手動弁操作機構の模式図を図5に示す。ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構の仕様について表1に示す。



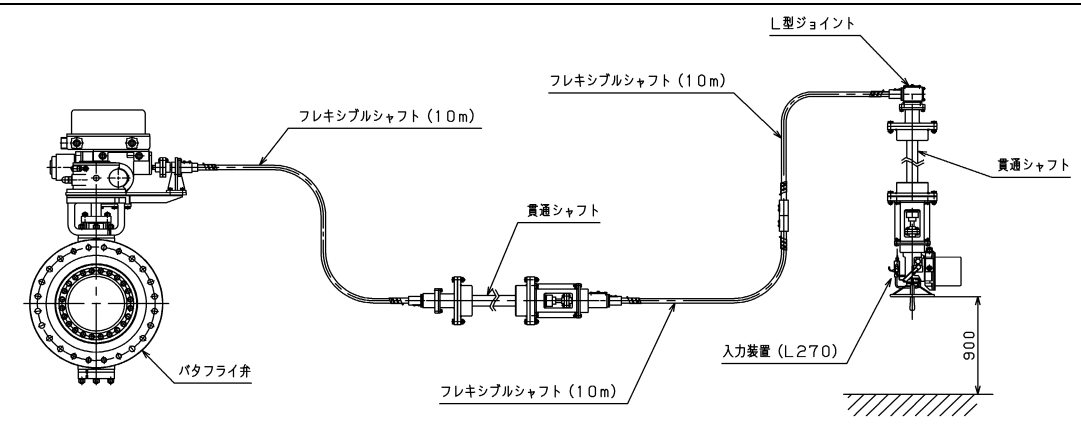
図5 遠隔手動弁操作機構の模式図

表1 ベントに必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構の仕様

弁名称 (呼び径)	第一弁 (W/W側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約 23m	約 27m	約 22, 23m
ハンドル 回転数	約 4,000 回	約 4,000 回	約 700 回

・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) 遠隔人力操作機構のモックアップ試験</p> <p>フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を500Aのバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第3図に示す。</p> <p>モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力2Pdに相当する圧力(620kPa [gage])がかかった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、弁の操作要員は3名で約82回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第2表に示す。</p> <p>試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第3表に示す。</p> <p>なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、A0弁の遠隔手動操作をすることはない。</p>	<p>b. モックアップ試験</p> <p>遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験装置にはベント弁と同構造の500Aのバタフライ弁を用いており、フレキシブルシャフトの長さは約33m、曲げ箇所は11箇所としてベント弁の遠隔手動弁操作機構の条件を可能な限り模擬した。</p> <p>モックアップ試験は、格納容器圧力2Pd(853kPa[gage])の差圧をかけて実施した。また、燃料破損後のベント操作を想定し、セルフエアセット、タングステンベスト及びタイベック等を着用し、操作員2名が交替しながら弁操作を実施した。</p> <p>モックアップ試験概略を図6、モックアップ試験結果を表2に示す。</p> <p>モックアップ弁より呼び径が大きい第1弁(MV217-4,5:600A)は操作トルクを同等とするため、開又は閉操作に約4000回転必要となるが、モックアップ試験結果に余裕を見て操作速度を80回/分以上とした場合でも、1時間半以内で開又は閉操作可能であると評価できる。</p> <p>なお、島根2号炉ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、A0弁の遠隔手動操作をすることはない。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p>



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

第3図 モックアップ試験の概要 (1/2)

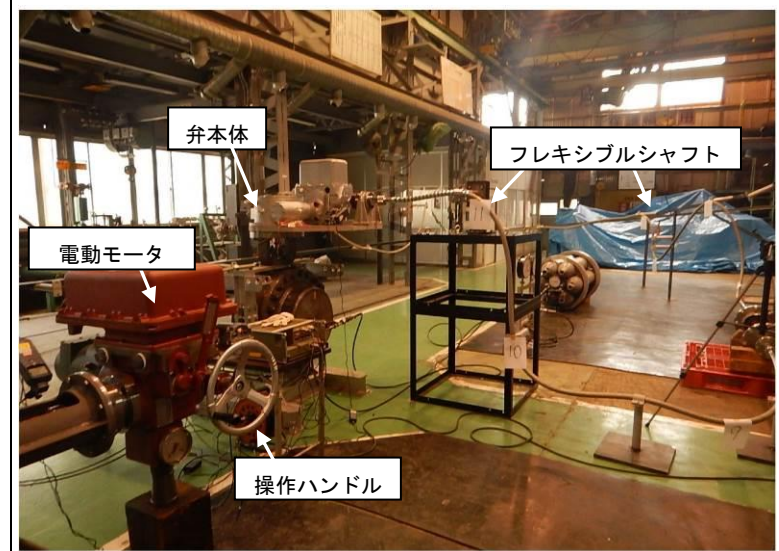
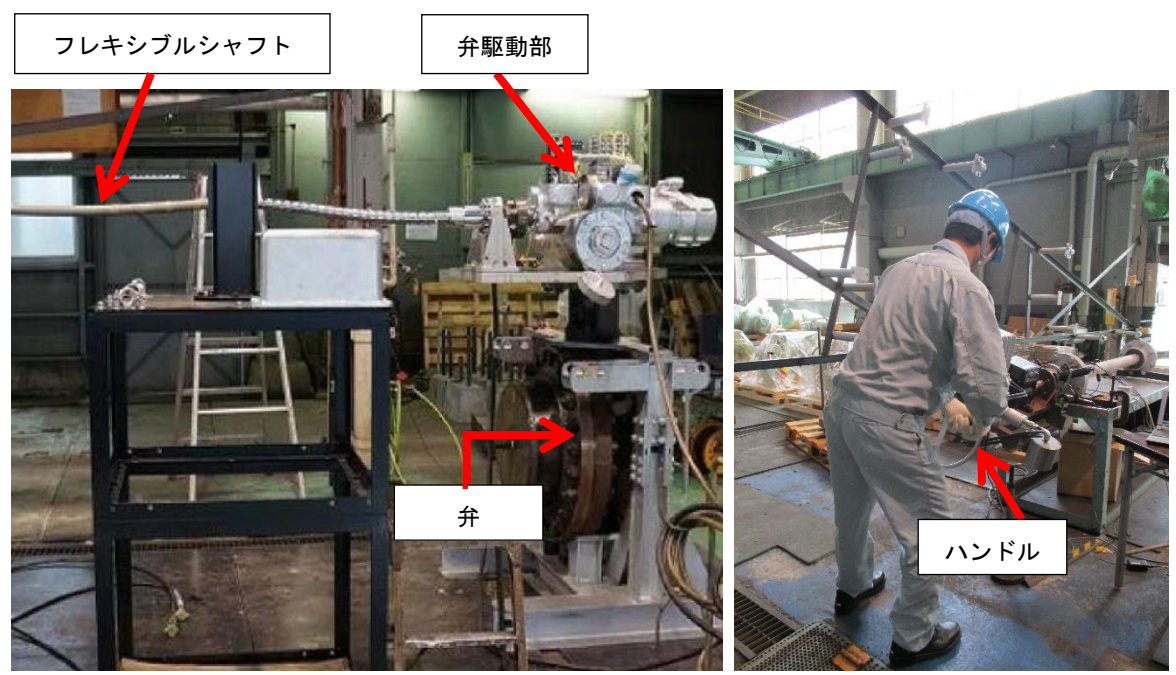


図6 モックアップ試験概略



第3図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第2表 モックアップ試験結果

表2 モックアップ試験結果

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

操作時間	操作速度 (平均)	備考
約 29 分	約 100 回/分	<ul style="list-style-type: none"> ・弁呼び径 500A ・弁前後の差圧 2 P d で実施 ・2名が交替で実施 ・操作トルクは約 10 N・m (差圧 2 P d 時は約 20 N・m)

第3表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

・資料構成の相違
島根2号炉は、「b. モックアップ試験」に記載

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>(3) 汎用電動工具による操作性向上</p> <p><u>遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10分程度に短縮可能である。</u></p> <p>なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。</p> <p>(4) <u>第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧</u></p> <p>第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。</p> <p>第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等時の室内の温度を高めめの 50℃、隣接区画を外気的设计最低温度 -12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり、以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。</p> $\Delta P = \{ (-12.7^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度} [\text{kg}/\text{m}^3]) \} \times \text{天井高さ} [\text{m}]$ $= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}]$ $= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2]$ $\approx 10.4 [\text{Pa}]$ <p>したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。</p> <p>(5) <u>第二弁操作室</u></p> <p>第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ボンベユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操作室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。</p> <p>中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に</p> <p>①収容人数</p> <p>第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より 3 名であることから、第二弁操作室には 3 名を収容できる設計とする。</p>	<p><u>また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。</u></p> <p>なお、過回転による遠隔手動弁操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>2号炉は、被ばく評価上人力操作場所の正圧化が不要</p> <p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、被ばく評価上人力操作場所の正圧化が不要</p>

②設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

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

③遮蔽設備

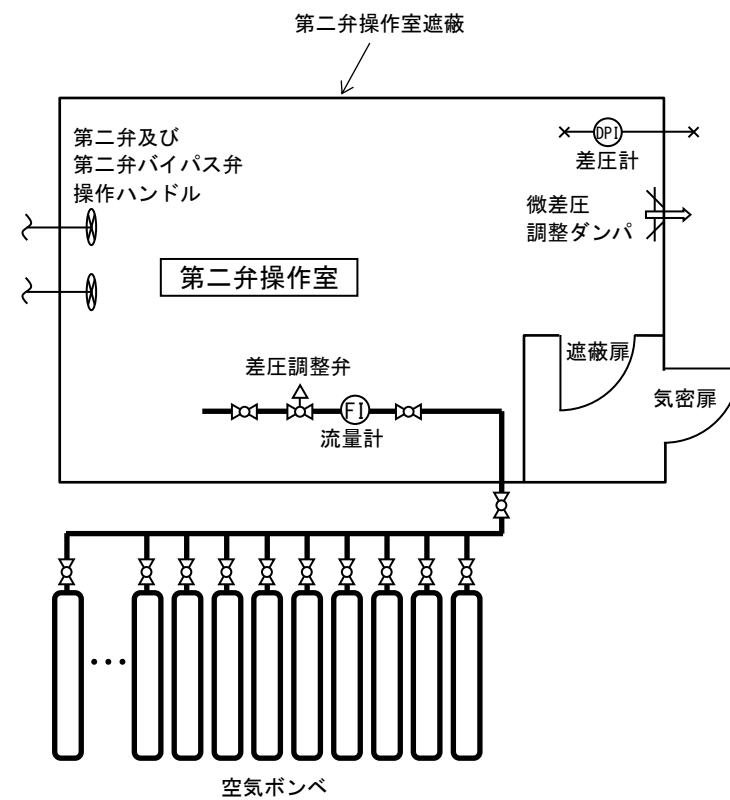
第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント中に滞在可能なように鉄筋コンクリート40cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120cmとし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。(別紙17)

なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

④第二弁操作室空気ポンベユニット

a. 系統構成

第二弁操作室空気ポンベユニットの概要図を第4図に示す。空気ポンベユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第4図 第二弁操作室空気ポンベユニット概要図

b. 必要空気量

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : n=3 (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : C=0.5% (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度 : C₀=0.0336%
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量 : M

作業 (時間)	呼吸により排出する二酸化炭素量 : M (m ³ /h/人)	空気調和・衛生工学便覧の作業程度区分
弁操作 (1時間) ※1	0.074	重作業
待機 (4時間)	0.022	極軽作業

※1 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

- ・ 必要換気量 : $Q = M \times n / (C - C_0)$
 弁操作時 $Q_1 = 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h}$
 待機時 $Q_2 = 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$
- ・ 必要空気量 : $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$
 $= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$
 $= 104.4 \text{ m}^3$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

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

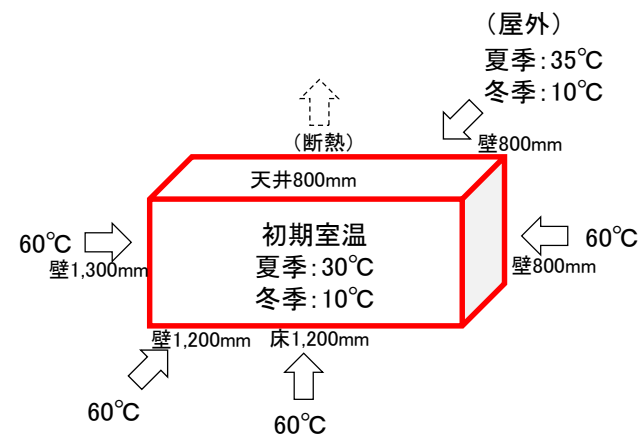
作業 (時間)	酸素消費量 : c (m ³ /h/人)	呼吸量 (L/min)	空気調和・衛生工学便覧の作業区分
弁操作 (1時間) ※2	0.273	100	歩行(300m/min)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

※2 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

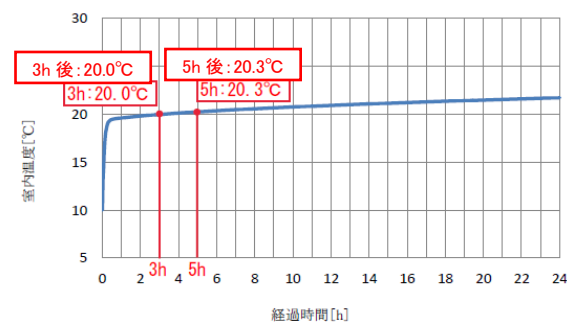
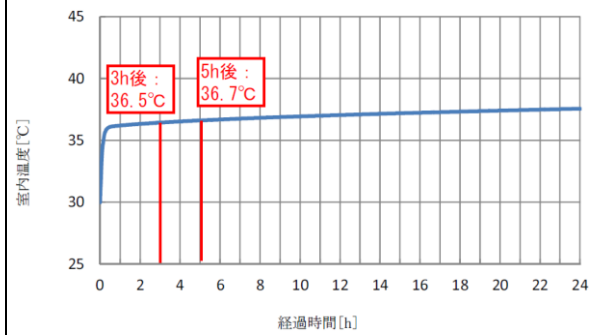
- ・ 必要換気量 : $Q = c \times n / (a - b)$
 弁操作時 $Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h}$
 待機時 $Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 3.36 \text{ m}^3 / \text{h}$

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>・必要空気量：$V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$ $=42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$ $=55.44\text{m}^3$</p> <p>(c)必要ポンペ本数 (a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて5時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の104.4m^3とする。 空気ポンペの仕様は以下のとおり。 ・容量: 46.7L/本 ・初期充填圧力: 14.7MPa [gage] したがって, 1気圧でのポンペの空気量は約6.8m^3/本であるが, 残圧及び使用温度補正を考慮し, 空気供給量は5.5m^3/本とすると, 空気ポンペの必要本数は下記の計算により19本となる。 $104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19$本</p> <p>⑤通信設備 第二弁操作室には, 中央制御室と通信するための携行型有線通話装置(図5)を設ける。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div data-bbox="359 1098 724 1371" style="text-align: center;">  <p>通話装置</p> </div> <div data-bbox="839 1104 1047 1381" style="text-align: center;">  <p>通話装置差込口</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">第5図 携行型有線通話装置</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>(参考) 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について</u></p> <p>重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。</p> <p>第二弁操作室内は、空気ボンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。</p> <p>さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。</p> <p>この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約28mSv、ドライウェルベントの場合で42mSvと評価している。(別紙17)</p> <p>また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季：約37℃(外気温+2℃)、冬季：約20℃(外気温+10℃)と評価した。(第6図)</p>		<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、原子炉建物付属棟で操作するため、該当資料なし</p>



- 初期室温は夏季: 30°C, 冬季: 10°Cとし, 外気温は夏季: 35°C, 冬季: 10°Cとする。
- 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を 60°Cとする。
(保温材の効果により 60°Cとなる)
- 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は, 保守的に断熱とする。



室温は, 格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で 60°Cと保守的に設定しても 3時間~5時間後で夏季: 約 37 °C (外気温+2°C), 冬季: 約 20°C (外気温+10°C)と評価。

第 6 図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

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浸入し、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(約384kPa [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
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。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(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浸入し、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

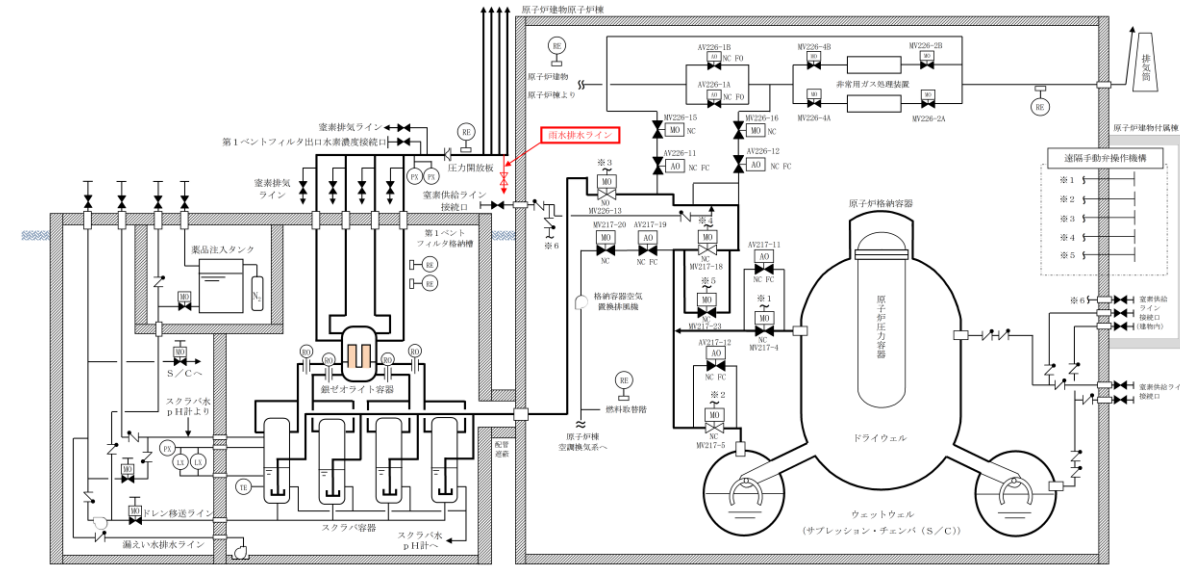


図1 雨水排水ライン系統図

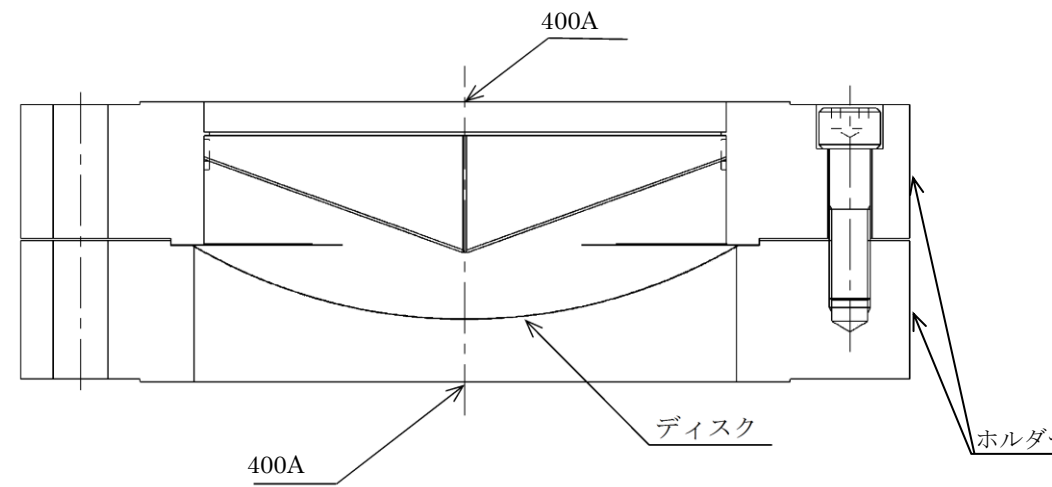


図2 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらないよう、プラント通常運転中は開運用とする。そのため、雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

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、格納容器に移送することが可能である。

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

(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

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22</p> <p>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>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう代替格納容器スプレイを停止する必要がある。</p> <p>原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・チェンバに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第1図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウェル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。</p>	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p>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>格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり、外部水源からの注水量に関しては、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mをベント実施判断基準としている。</p> <p>格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりであり、対策の概要を図1に示す。</p> <p>① 格納容器雰囲気を冷却するために、格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行うことにより、格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage]の1.5倍である 640kPa[gage]以下に制御する。</p> <p>② サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止する。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する。ベント開始後は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を継続する。</p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、Mark-1改型原子炉格納容器のため容積が異なる（以下、別紙6においては①の相違）</p> <p>・設備の相違</p> <p>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</p> <p>・記載方針の相違</p>

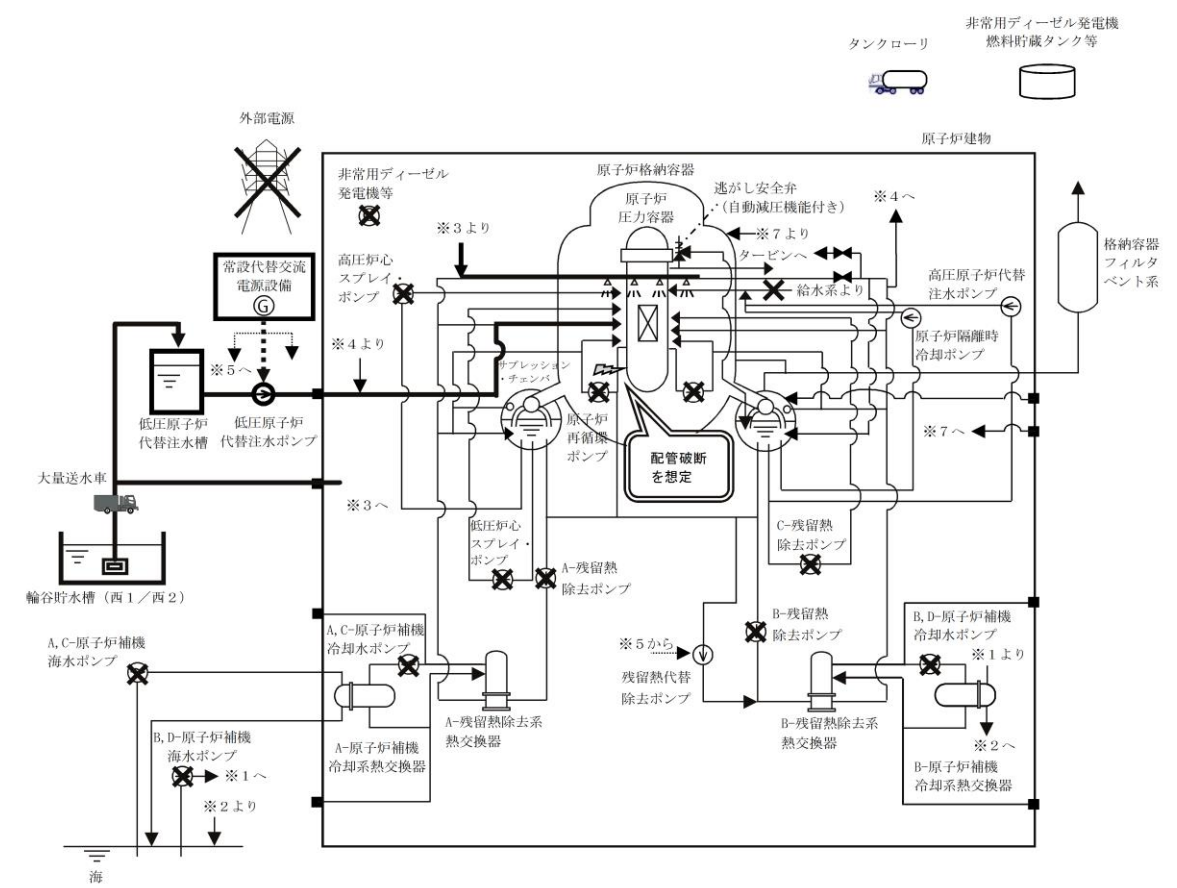


図1 重大事故等対策概要図

・資料構成の相違

外部水源からの格納容器への注水の挙動を図2～4に示す。

通常運転時、サプレッション・プール水位は真空破壊装置より下の通常水位を維持している。

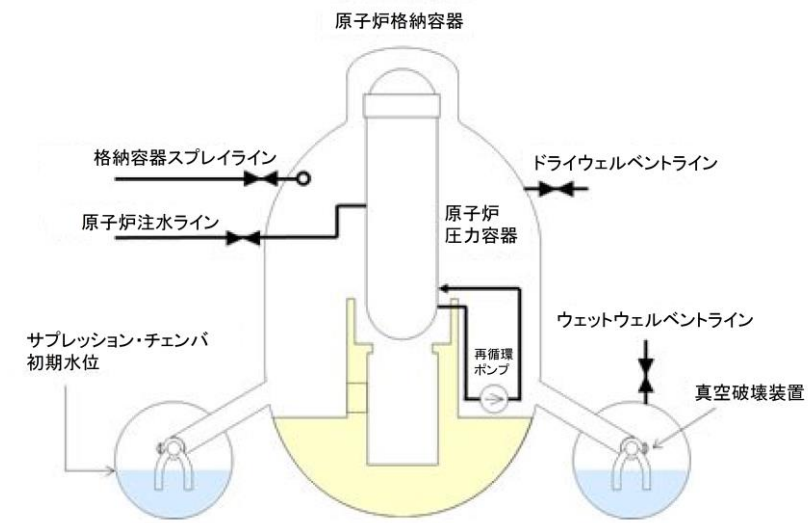


図2 通常運転時の蓄水状態

事象発生後、格納容器への外部水源からの注水（原子炉への注水等）を継続すると、ベント管を通じてドライウェルからサプレッション・チェンバに流入し、サプレッション・プール水位が上昇する。

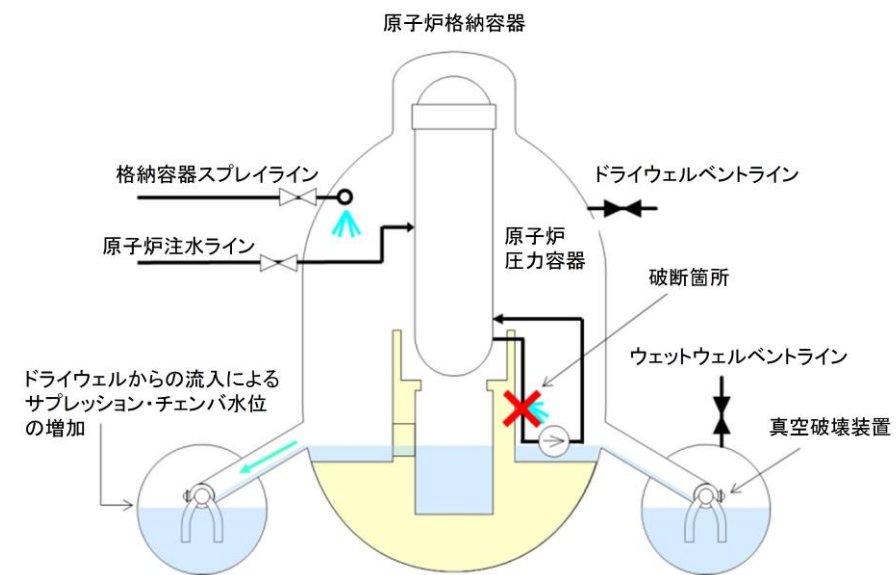


図3 外部水源からの注水開始時の蓄水状態

・資料構成の相違

・資料構成の相違

・資料構成の相違

サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施するため、ベント後のサプレッション・プール水位はベントライン下端に対して余裕がある。

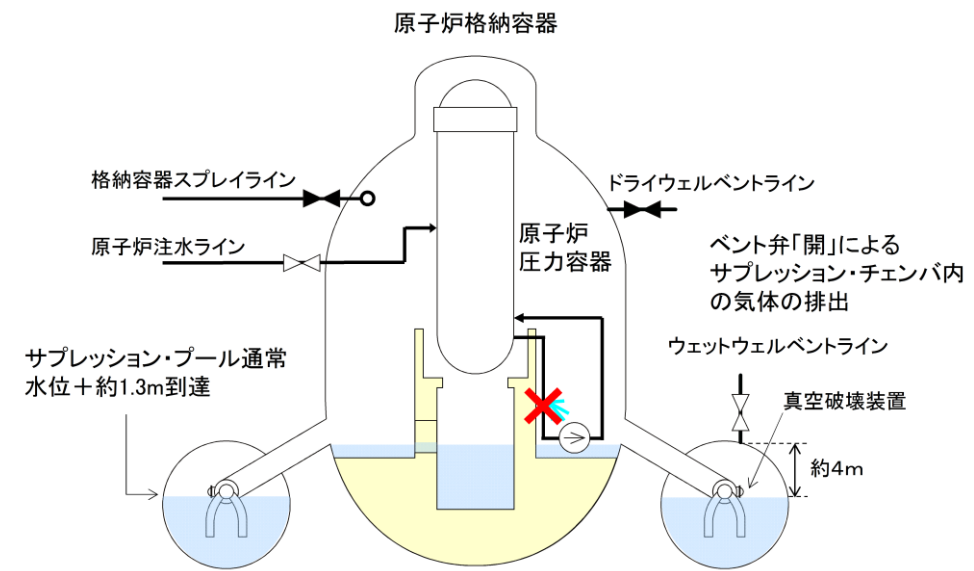


図4 ベント後の状態

・資料構成の相違

(参考) ウェットウェルベントにおける考慮事項について

1. 格納容器内に蓄水する水源について

ウェットウェルベントの実施判断のうちサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m については、中央制御室によりサプレッション・プール水位を監視し、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合にベントを開始する運用としているため、外部水源からの注水以外に原子炉圧力容器等からの漏えいがある場合でも、ウェットウェルベントラインが水没することはない。

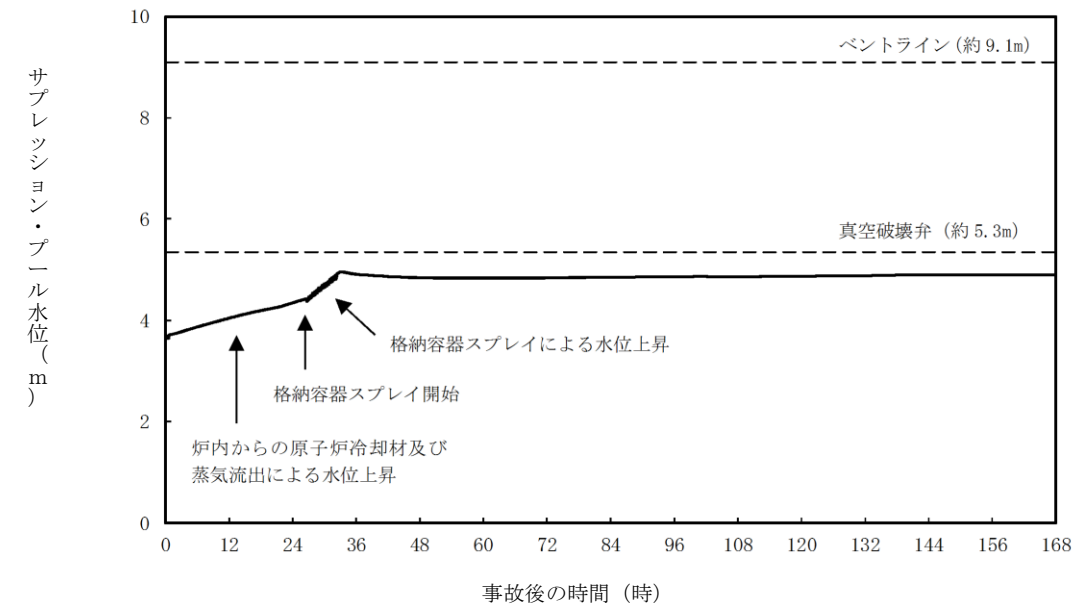
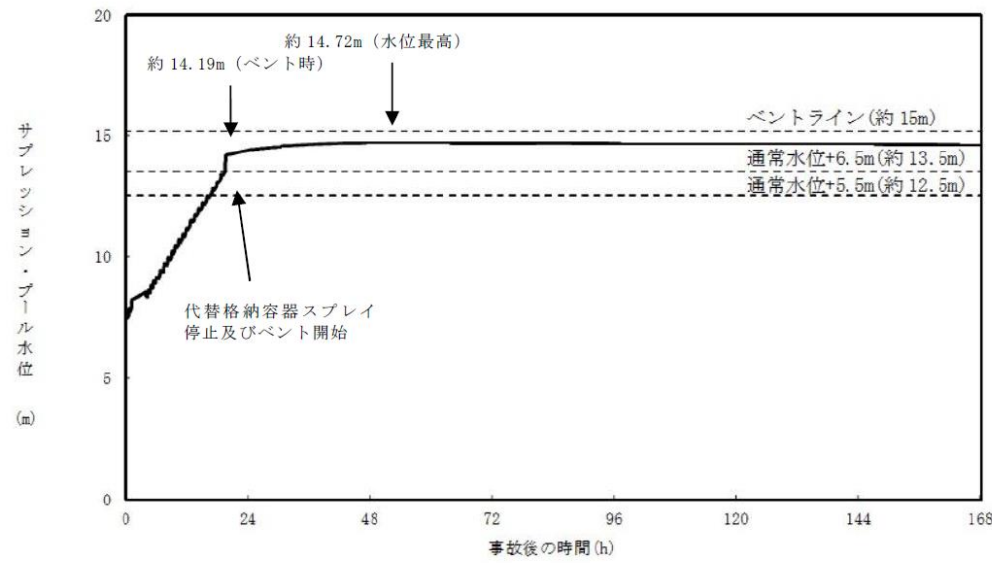
有効性評価のうち、格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）における外部注水量の内訳を表1に示す。外部注水量は格納容器代替スプレイ（約 321m³）の他、原子炉注水（約 999m³）及び配管破断に伴う原子炉からの漏水（約 167m³）がある。

なお、制御棒駆動水圧系アキュムレータ（約 2.5m³）及びほう酸水注入系（約 20m³）の水量については流入量が小さく、サプレッション・プール水位の上昇に与える影響は小さいため、ほぼ変化はない。（図1）

表1 格納容器への注水量（格納容器過圧・過温破損モード）

注水元	注水量
格納容器代替スプレイ	約 321 m ³
原子炉注水	約 999 m ³
原子炉からの漏水	約 167 m ³

・資料構成の相違



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）
におけるサブプレッション・プール水位の挙動

図1 サプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

格納容器圧力逃し装置によるサブプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・チェンバに流入することで、サブプレッション・プール水位が最大約 14.72m まで上昇するものの、ベントライン下端高さである約 15.17m に対して余裕がある（第2図）。

2. ベント実施時のサブプレッション・プール水減圧沸騰の影響について

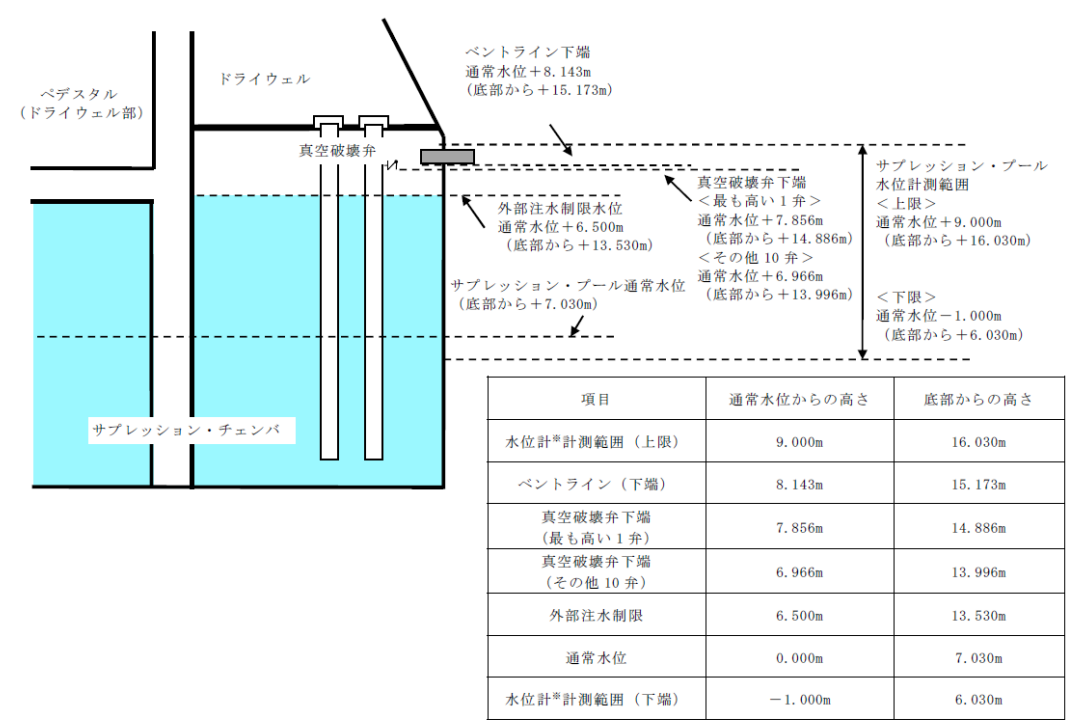
サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、図1に示すとおり、ベント時のサブプレッション・プール水位は約 4.9m であり、ベントライン下端（約 9.1m）に対して余裕がある。

また、ベント管に設置されている真空破壊弁（第3図）11弁のうち10弁については、下端高さが約 13.99m であることから、この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが、最も高い位置に設置されている残り1弁の真空破壊弁下端高さは約 14.88m であるため、水没しない。なお、真空破壊弁設置の目的はドライウェルの負圧防止であるが、ベント実施時にはドライウェルが負圧に至る状況にないため、真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。

・設備の相違
①の相違
・解析結果の相違
東二と島根で設備及び評価条件が異なる

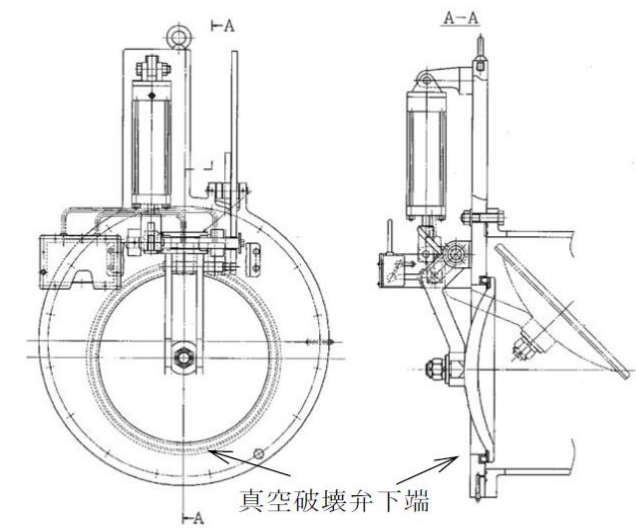
・評価結果の相違
島根2号炉は、真空破壊弁が水没しない

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>また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時(サプレッション・プール水位:約14.19m)について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約0.85mとなり、サプレッション・プール水位は約15.04mに到達するが、ベントライン下端高さである約15.17mに対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。</p> <p>また、最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約14.88mであることから、一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが、減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに、真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが、サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され、再度真空破壊弁が露出することとなることから、減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。</p> <p>なお、以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約15.04mより低くなると考えられる。</p>	<p>このとき、サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサプレッション・プール水位は、約4.9mに対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約9.1mであるため、エントレインメントは回避できると考えられる。</p> <p>なお、現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。</p> <p>また、サプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる ・設備の相違 ベントライン下端高さが異なる ・評価結果の相違 島根2号炉は、真空破壊弁が水没しない ・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる ・記載方針の相違



※重大事故等対処設備として設置するもの

第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第3図 真空破壊弁概略図

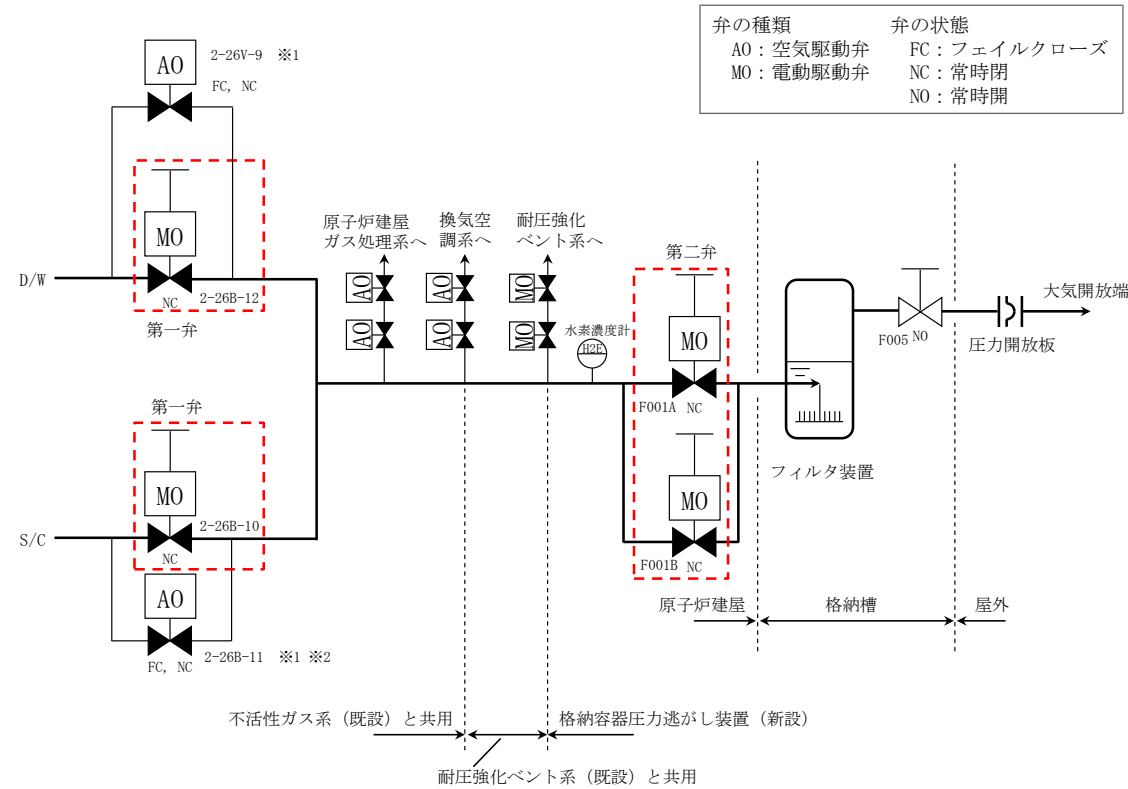
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>＜サブプレッション・プール水位上昇評価＞</p> <p><u>減圧沸騰時のボイド率からサブプレッション・プール水位の上昇分を求める。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率αは、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。</u></p> $\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$ <p><u>j_g: サブプレッション・プール表面での見かけの蒸気速度 (3.3×10^{-3} [m/s])</u></p> <p><u>V_g: ドリフト速度 (0.225 [m/s])</u></p> <p><u>C_0: 分布定数 (1.0)</u></p> <p><u>よって、平均ボイド率αを求めると、約0.014となる。</u></p> <p><u>以上より、減圧沸騰によりサブプレッション・プール水は約1.4%体積膨張する。減圧沸騰による水位上昇量は、ベント実施時のサブプレッション・プール水位約4.9mに対して、0.1m未満となる。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第1図に示す。



※1 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50A) の弁であり、格納容器圧力逃がし装置の経路としては十分ではない。

※2 2-26V-11 は、現在バタフライ弁であるが、高温時における弁のシール性向上のためグローブ弁に交換する。

第1図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

1.2 設計の意図

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

(1) 主ラインの取り出し及び構成

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

主ライン・弁の構成について

1. 格納容器フィルタベント系の弁選定の考え方について

1.1 格納容器フィルタベント系のベント弁の構成

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成図を図1、各ベント弁の主な仕様について表1に示す。ベント弁 (MV217-4, 5, 18, 23, MV226-13) は、常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は可搬型代替交流電源設備 (高圧発電機車) から電源供給することにより、中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また、駆動源喪失時においても事故後の環境 (温度、放射線等) を考慮し、原子炉建物付属棟 (二次格納施設外) から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。

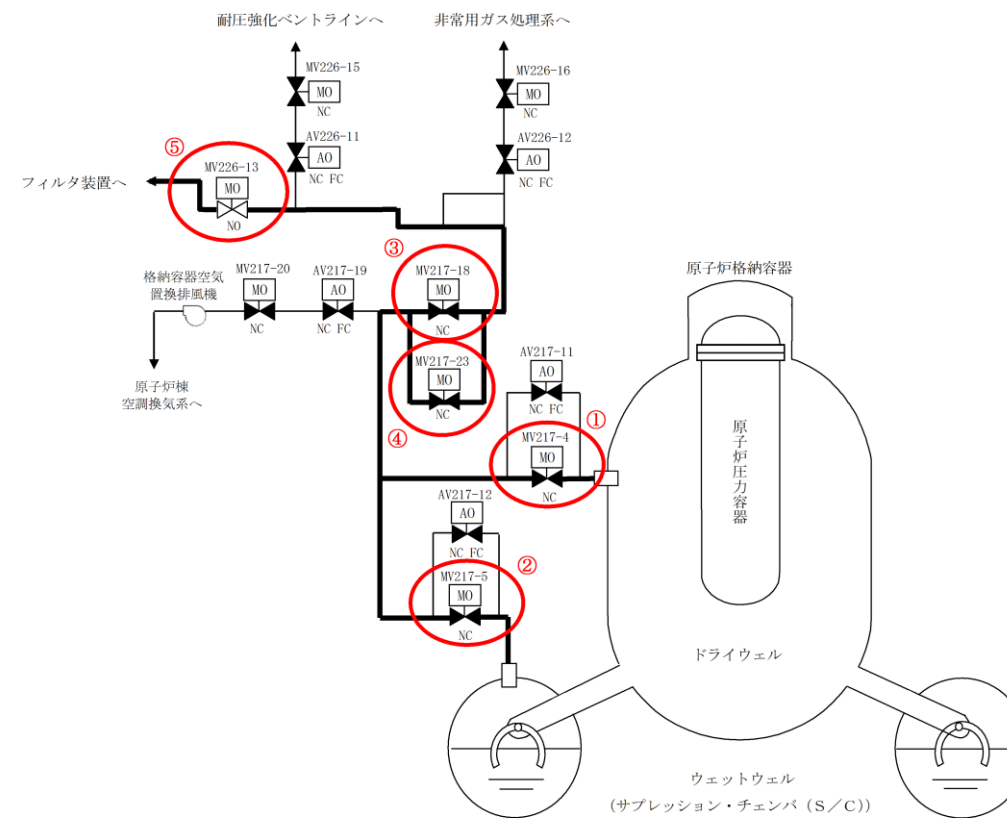


図1 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

・設備の相違
島根2号炉の他系統との隔離弁は、全てフェイルクローズのための電動駆動弁の2個構成

・設備の相違
島根2号炉は、ベント停止後に放射性物質の再揮発温度に達しないことを確認しているため、フィルタ装置出口弁を設置しない

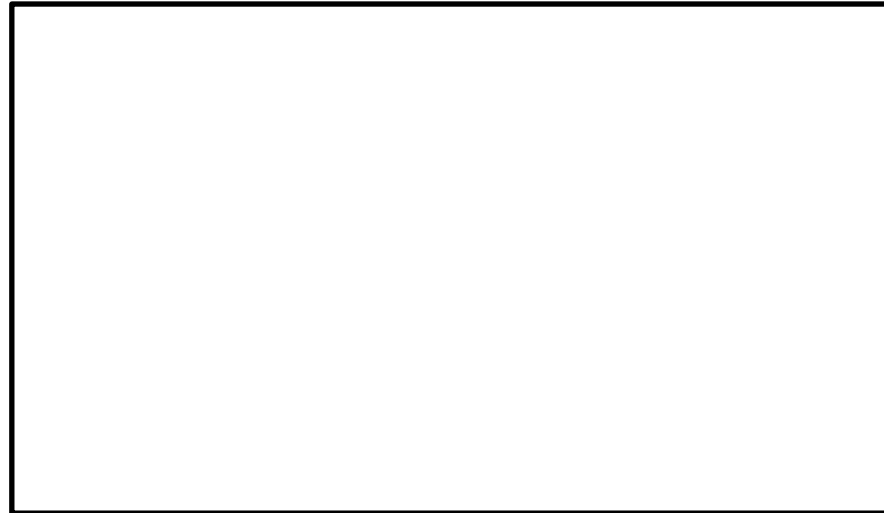
・設備の相違
島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。

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

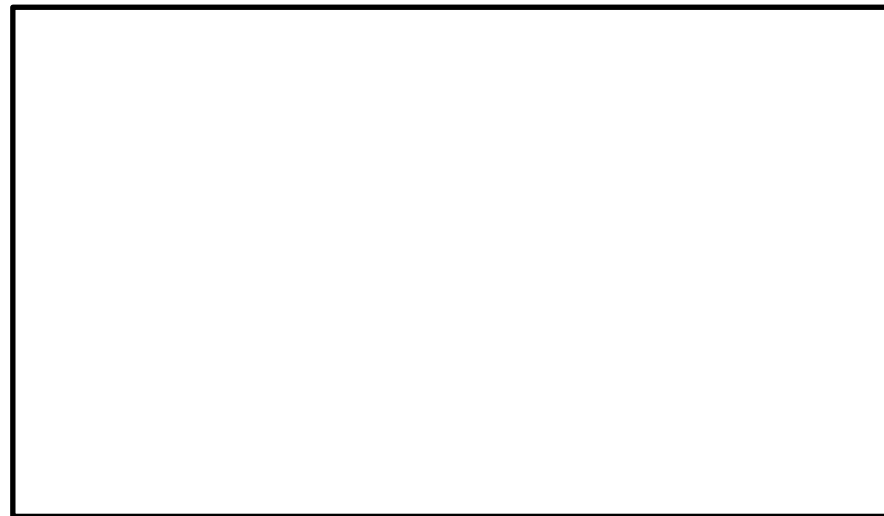
・ベント弁 (第1弁及び第2弁) の並列2重化及び操作機構

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>具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。</p> <p>主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3.参照）。</p> <p>(2) 格納容器隔離弁</p> <p>格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。</p> <p>(3) フィルタ装置出口弁</p> <p>フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。</p>	表1 各ベント弁の主な仕様						<p>の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保</p> <p>・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>																																																							
<p>1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置、他からの悪影響）</p> <p>ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S/C側第一弁、D/W側第一弁及び第二弁）の設置位置は、弁の設置スペース、人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。</p> <p>また、事故後の環境条件を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、主ラインの隔離弁は、電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔人力操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。</p> <p>なお、遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし、さらに、必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し、作業員の被ばく低減に配慮している。</p> <p>遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量、高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため、これらの耐性を確認した。</p> <p>(1) 耐放射線性について</p> <p>フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は、有効性評価で確認している19時間ベントで約19kGy/7日と評価している。これに対し、配管と同エリアにある機器の積算線量は36kGy/7日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち、フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム）及び摺動部に使用される潤滑油は、長期的には放射線による劣化が考えられる。</p> <p>ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。</p> <p>また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。</p> <p>(2) 耐熱性について</p>	<table border="1"> <tr> <td>弁番号</td> <td>MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン</td> <td>MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン</td> <td>MV217-18 (第2弁)</td> <td>MV217-23 (第2弁)</td> <td>MV226-13 (第3弁)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置場所</td> <td>原子炉建物 原子炉棟 2階</td> <td>原子炉建物 原子炉棟 地下1階</td> <td>原子炉建物 原子炉棟 3階</td> <td>原子炉建物 原子炉棟 3階</td> <td>原子炉建物 原子炉棟 3階</td> <td></td> </tr> <tr> <td>口径</td> <td>600A</td> <td>600A</td> <td>400A</td> <td>400A</td> <td>300A</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td colspan="6">バタフライ弁</td> </tr> <tr> <td>駆動方式</td> <td colspan="6">電動駆動及び遠隔手動弁操作機構</td> </tr> <tr> <td>開閉状態</td> <td colspan="5">通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)</td> <td>通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)</td> </tr> <tr> <td>操作場 所</td> <td>電源 あり</td> <td colspan="5">中央制御室</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源 なし</td> <td>原子炉建物 付属棟2階</td> <td>原子炉建物 付属棟1階</td> <td>原子炉建物 付属棟3階</td> <td>原子炉建物 付属棟3階</td> <td>原子炉建物 付属棟3階</td> </tr> </table>							弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)		設置場所	原子炉建物 原子炉棟 2階	原子炉建物 原子炉棟 地下1階	原子炉建物 原子炉棟 3階	原子炉建物 原子炉棟 3階	原子炉建物 原子炉棟 3階		口径	600A	600A	400A	400A	300A		型式	バタフライ弁						駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構						開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)					通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)	操作場 所	電源 あり	中央制御室						電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階
弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)																																																									
設置場所	原子炉建物 原子炉棟 2階	原子炉建物 原子炉棟 地下1階	原子炉建物 原子炉棟 3階	原子炉建物 原子炉棟 3階	原子炉建物 原子炉棟 3階																																																									
口径	600A	600A	400A	400A	300A																																																									
型式	バタフライ弁																																																													
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構																																																													
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)					通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)																																																								
操作場 所	電源 あり	中央制御室																																																												
	電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階																																																								
1.2 設計の意図																																																														
<p>格納容器フィルタベント系のベント弁は、第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18/23）及び第3弁（MV226-13）で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能で設計としている。</p> <p>格納容器フィルタベント系の第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18）については窒素ガス制御系の既設の格納容器隔離弁であり、DBAでは閉方向に限定可能であることから空気作動弁としていたが、SA時（ベント時）に人力による開閉操作を行うことを考慮して電動駆動弁に設計変更した。さらに、第2弁（MV217-23）は、第1弁と同様に弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。</p> <p>また、第3弁（MV226-13）については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開（NO）となるように確実な管理をする。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態及び選定理由について表2に示す。</p>																																																														
表2 ベント弁の選定理由																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>弁名称</th> <th>駆動方式</th> <th>弁の状態</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① ②</td> <td>第1弁 MV217-4 MV217-5</td> <td rowspan="3">電動 駆動</td> <td rowspan="2">NC FAI</td> <td>・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。</td> </tr> <tr> <td>③ ④</td> <td>第2弁 MV217-18 MV217-23</td> <td>・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>第3弁 MV226-13</td> <td>NO FAI</td> <td>・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。</td> </tr> </tbody> </table>								番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由	① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。	③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。	⑤	第3弁 MV226-13	NO FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																						
番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由																																																										
① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																																										
③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23			・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																																										
⑤	第3弁 MV226-13		NO FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																																										
NC：通常時閉																																																														

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>ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を170時程度(別紙30)と評価しているが、周囲の温度が60℃程度になるように保温を施工する設計としている。</p> <p>フレキシブルシャフト被覆(シリコンゴム)の耐熱温度は200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。</p> <p>よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。</p> <p>遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造を第2図に、主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第3図～第5図に示す。</p> <div data-bbox="201 651 1225 1008" style="border: 1px solid black; height: 170px; width: 345px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第2図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造</p> <div data-bbox="302 1066 1124 1579" style="border: 1px solid black; height: 244px; width: 277px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第3図 第一弁(S/C側)配置図</p>	<p>NO：通常時開 FAI：駆動源喪失時状態維持</p> <p>格納容器フィルタベント系のベント弁は新設した弁であり、ベント弁(第3弁)は通常運転中より全開運用としており、ベントを実施する際は、ベント弁(第1弁及び第2弁)を全開とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の設計流量(9.8kg/s(格納容器圧力427kPa[gage]において))は、これらのベント弁を全開とすることを前提としていることから、ベント弁(第1弁及び第2弁)を全開とすることを手順に定めている。また、有効性評価解析においてもベント弁を全開することを条件として解析を実施している。</p> <p>1.3 弁の設置位置の妥当性</p> <p>ベント弁は原子炉建物原子炉棟内に設置されており、事故後の環境(温度、放射線等)を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、電源がある場合は中央制御室から操作できる。燃料破損後は弁設置エリアは高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔手動弁操作機構の操作場所を現場へのアクセス及び作業環境を考慮して原子炉建物付属棟(二次格納施設外)としていることから、駆動源喪失時においても人力による開閉操作は可能である。ベント弁の設置位置を図2～5に示す。</p> <div data-bbox="1567 1171 2205 1705" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置(その1)</p>	



第4図 第一弁 (D/W側) 及び第二弁配置図



第5図 第二弁配置図

1.4 開の確実性, 隔離の確実性

(1) 開の確実性

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

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

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

以上のように, 操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。

(2) 隔離の確実性

a. ベント実施前

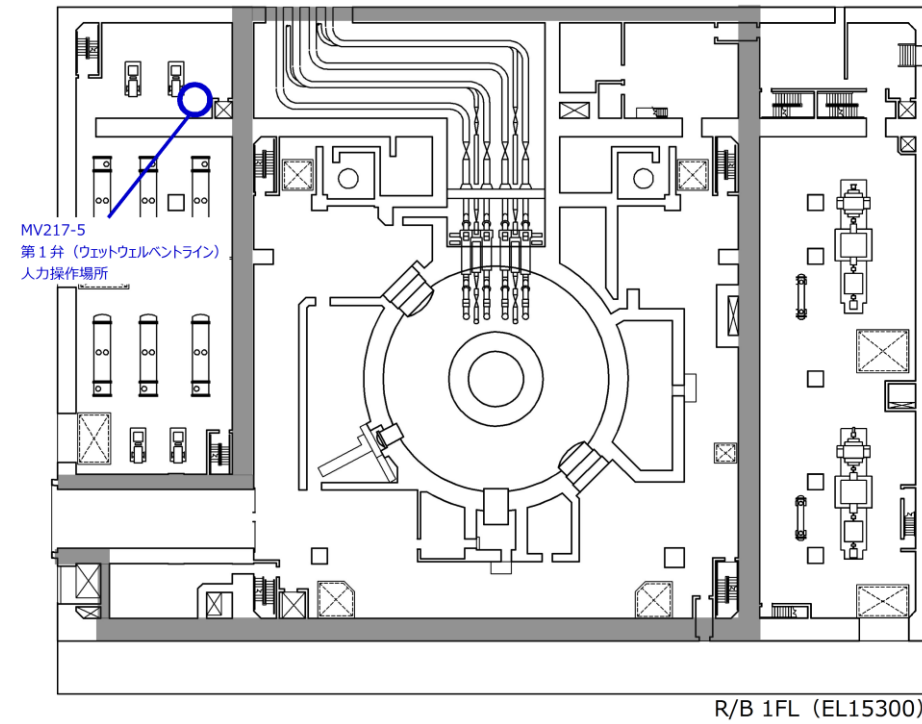


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)

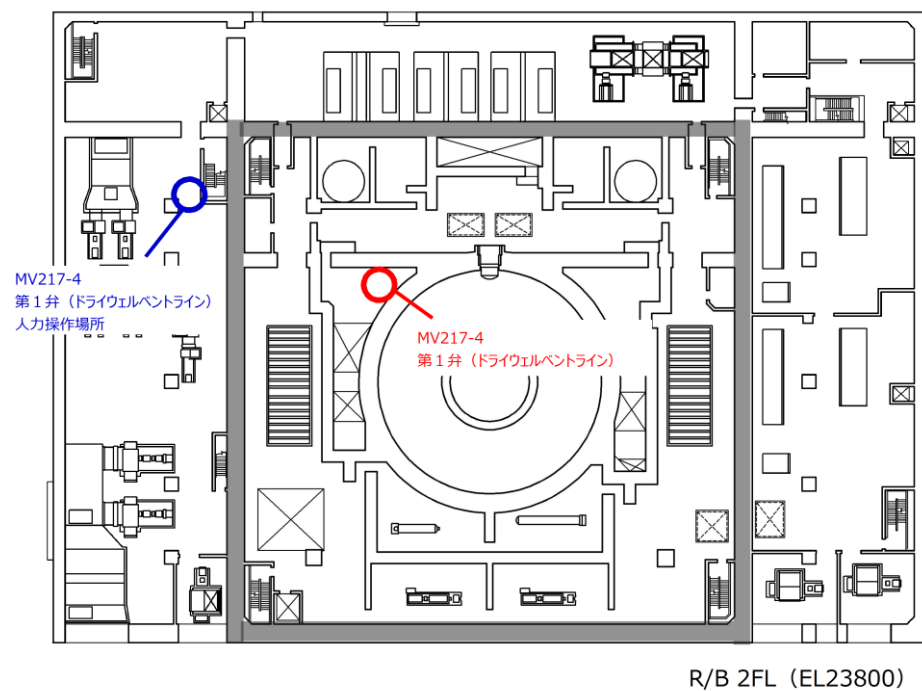


図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

ベント実施前は、格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

b. ベント実施後

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

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

フィルタ装置と大気の隔離について，放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し，捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に，フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし，フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は，ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう，地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け，遠隔人力操作機構を設置することで，フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

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

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

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

第1表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

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

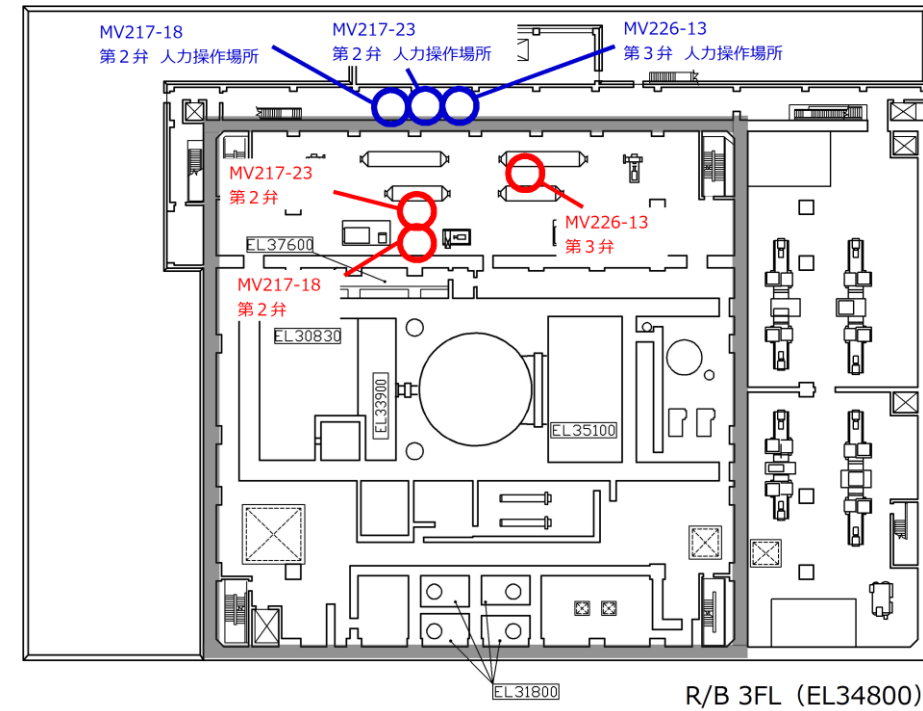


図5 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その4）

1.4 諸外国の弁構成

格納容器フィルタベント系を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を図6に示す。V1 と V20 は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/W のラインにはバイパスラインが設置されており，V2, V3 は通常時「開」となっている。また，V21, V23 についても通常時「開」となっている。そのため，操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても，格納容器圧力が既定の値まで上昇し，V1 と V20 の圧力開放板が開放すれば，D/W のバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第2表に示す。

第2表 主ラインの弁の仕様

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005
型式	バタフライ弁			
口径	600A	600A	450A	600A
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動
遠隔人力 操作機構	有			
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)
フェイルクロ ーズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内 (フィルタ装置設置 エリア)
操作場所	通常時	中央制御室		
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟3階 (二次格納 施設外)

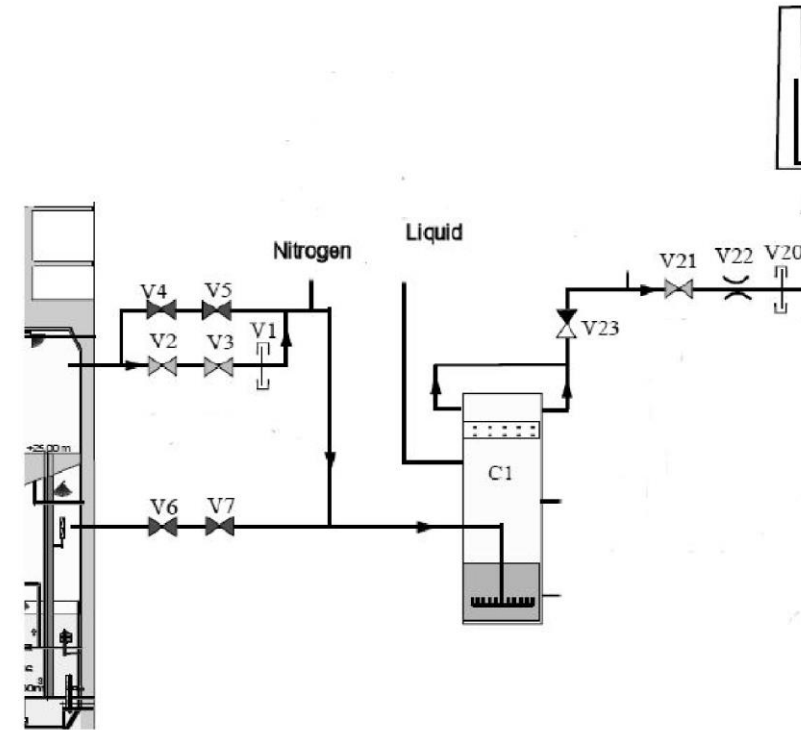


図6 格納容器フィルタベント系概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図7に示す。格納容器フィルタベント系は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

2.3 設計の意図

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

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開 (NO) とする。

なお、第一弁 (S/C側, D/W側) に並列して設置されているバイパス弁 (2-26V-9, 2-26B-11) は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操

作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ (FC) 機能をつける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉 (NC) 運用としている。

3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第3表に、系統概略図を第6図に示す。

第3表 他系統隔離弁 (格納容器隔離弁) の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
	個数	2		2		2
番号 (第5図 中の表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	追設	SB2-3	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動			電動駆動		
口径	600A			300A		
弁の状態	常時閉 (NC) ※1		常時開 (NO)	常時閉 (NC)		
フェイル クローズ (FC) 機能	有			無 (フェイルアズイズ)		

※1 通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。

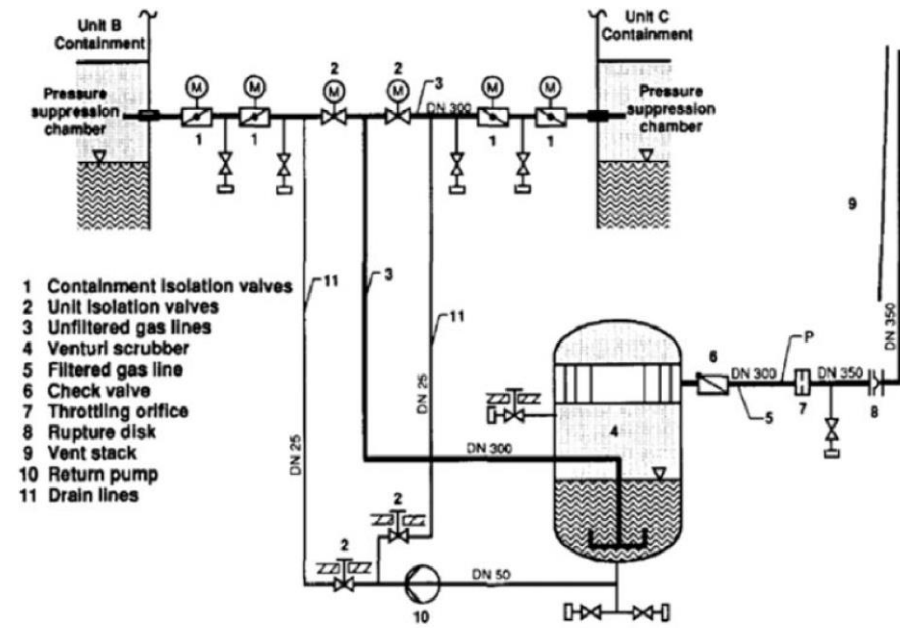


図7 格納容器フィルタベント系概略系統図 (ドイツ)

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図8に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。

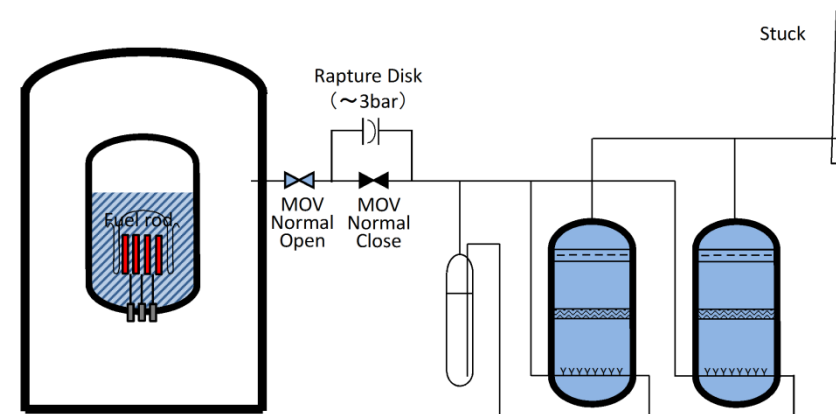
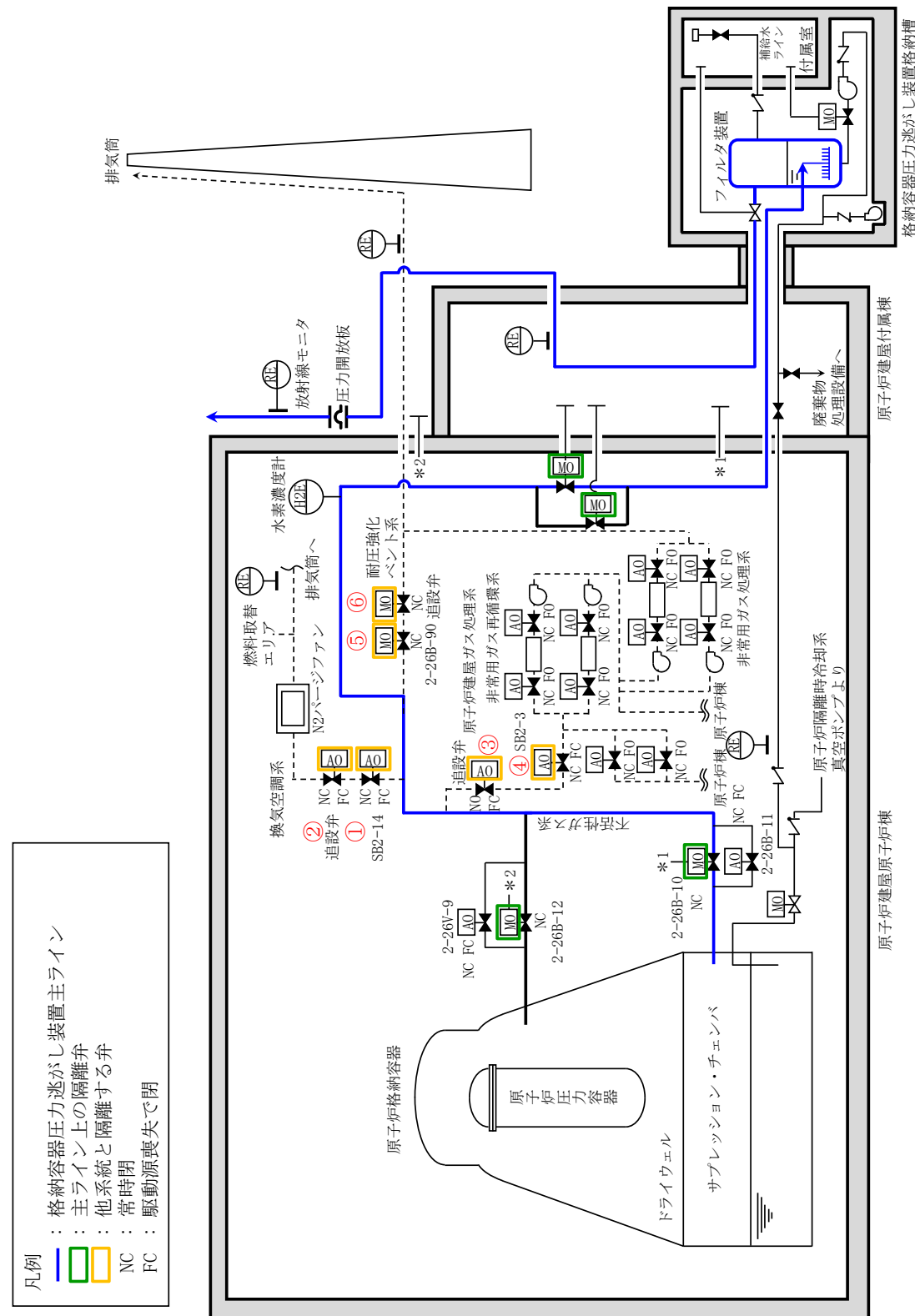


図8 格納容器フィルタベント系概略系統図 (スイス)

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2014)7, "OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting", 02-Jul-2014.



第6図 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統概要図

2. 他系統との隔離について
 2.1 格納容器フィルタベント系から他系統への隔離弁
 格納容器フィルタベント系に接続している他系統の概略構成図を図9に、他系統との隔離弁の仕様を表3に示す。
 格納容器フィルタベント系は、既設の窒素ガス制御系から分岐し、格納容器内のガスをフィルタ装置に導く系統としており、格納容器からフィルタ装置間の主ライン上に接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがある。これらの主ライン上に接続している他系統は、弁で隔離することにより、他系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

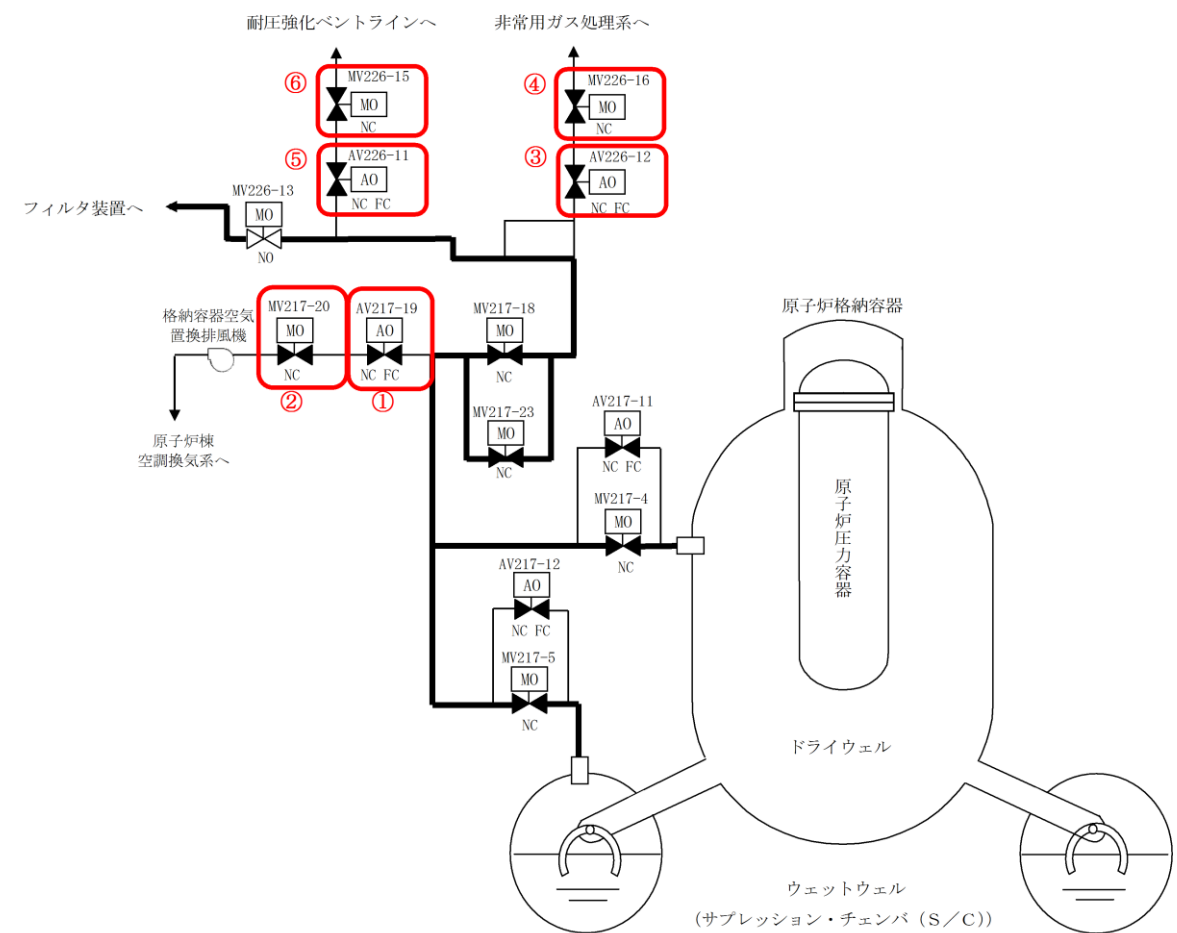


図9 他系統との隔離弁の概略構成図

表3 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	①AV217-19	②MV217-20	③AV226-12	④MV226-16	⑤AV226-11	⑥MV226-15
型式	バタフライ弁					
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

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

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第3表及び第6図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第6図中①SB2-14及び②追設弁の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉止が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ (FC) 機能を有し、SB2-14については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第6図中③追設弁及び④SB2-3の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ (FC) 機能を有し、SB2-3については通常運転時に開弁することはなく、また、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離は、第5図中⑤2-26B-90及び⑥追設弁の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉 (NC) 運用とする。

2.2 格納容器フィルタベント系の他系統への影響

(1) 格納容器フィルタベント系の主ライン構成及び他系統との分岐位置

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成を図10に、ベント弁の選定理由を表4に示す。

ウェットウェル側のベントラインとドライウェル側のベントラインは、それぞれの格納容器側から見て第1弁 (MV217-4/5) 下流で合流し、第2弁 (MV217-18/23) 及び第3弁 (MV226-13) を経由してフィルタ装置に接続する。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインがあり、原子炉棟空調換気系は第1弁と第2弁の間、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインは第2弁と第3弁の間の配管から分岐しており、接続配管には隔離弁を2重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。

また、本隔離弁は、通常時閉 (NC) とするとともに、格納容器フィルタベント系の主ラインから見て第1弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるようフェイル・クローズ (FC) の設計としている。

第2弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整を可能な設計としている。

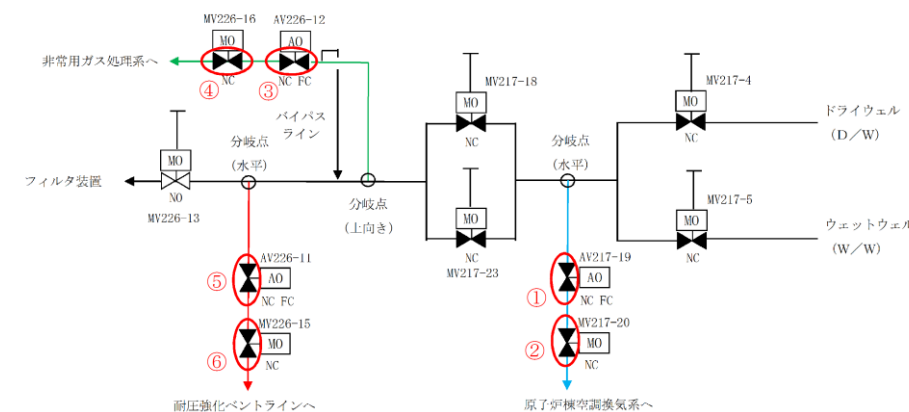


図10 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

表4 ベント弁の選定理由

弁の分類 (番号)	駆動方式	弁の状態	理由
第1隔離弁 (①③⑤)	空気	NC FC	・弁の駆動源喪失時において自動的に隔離できる。
第2隔離弁 (②④⑥)	電動	NC FAI	・他系統との接続状態において流量調整が可能な設計とする。

NC : 通常時閉

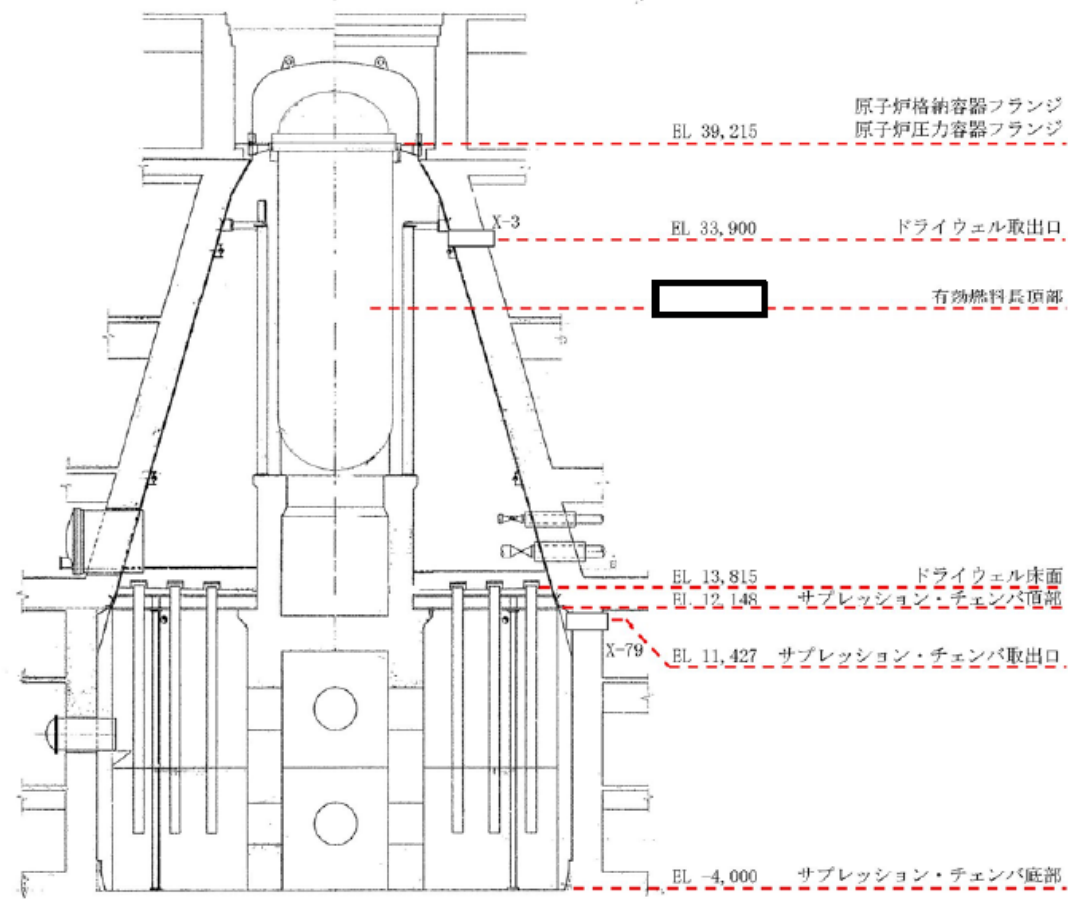
NO : 通常時開

FC : 駆動源喪失時「閉」

FAI : 駆動源喪失時状態維持

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第7図に示す。



第7図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-3)を選定している。

また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-79)を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

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

(2) フィルタベント使用時に他系統との隔離弁が受ける負荷について

他系統との隔離弁の仕様を表5に示す。

フィルタベント操作は、ベント弁の第2弁(MV217-18又はMV217-23)、第1弁(MV217-4又はMV217-5)の順で開操作を行うため、操作の過程(第2弁のみ開状態)で他系統との隔離弁に対して負荷がかかることはない。

ベント時(第1弁開操作後)には、他系統との隔離弁(AV217-19、MV217-20、AV226-11、MV226-15、AV226-12及びMV226-16)に対して最大200℃、853kPa(2Pd)の負荷がかかるが、ベント後は格納容器内の圧力及び温度の低下に伴い、他系統との隔離弁にかかる負荷も低下する。

他系統との隔離弁のうちAV217-19以外の弁は、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃、2Pd環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念がない。また、AV217-19は弁シート部に改良EPDMを使用しており、高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した蒸気加熱漏洩試験により、200℃、2Pd環境下において弁シート部の隔離機能が維持できることを確認している。蒸気加熱漏洩試験条件を表6に示す。

表5 他系統との隔離弁の仕様

弁番号	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
	AV217-19*2	MV217-20*1	AV226-12*1	MV226-16*1	AV226-11*1	MV226-15*1
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動
シート材	改良EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

*1: 新設弁(最高使用圧力: 853kPa, 最高使用温度: 200℃)

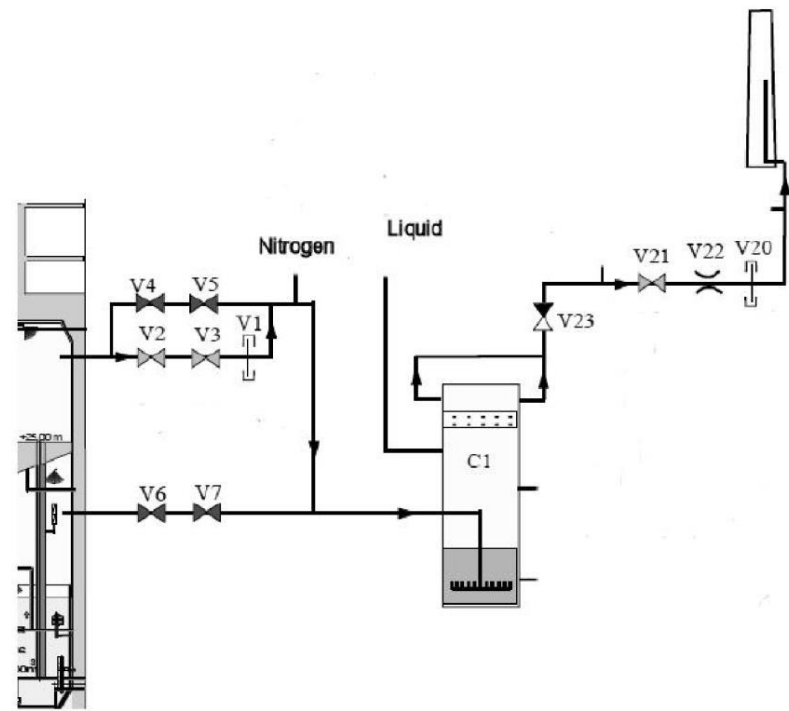
*2: 既設弁の弁シート材を改良EPDMに変更(最高使用圧力: 0.43MPa, 最高使用温度: 171℃)
 圧力クラス(圧力温度基準)は1.03MPa(150LB)であり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40MPaは2Pdを上回ることから、200℃、2Pd環境下において弁耐圧部の健全性が維持できることを確認

表6 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	853kPa以上(2Pd以上)
試験温度	200℃
試験時間	168hr
積算放射線量	300kGy

また、AV217-19については、最高使用温度及び最高使用圧力である200℃、2Pd未満で設計された弁であるため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を評価した。

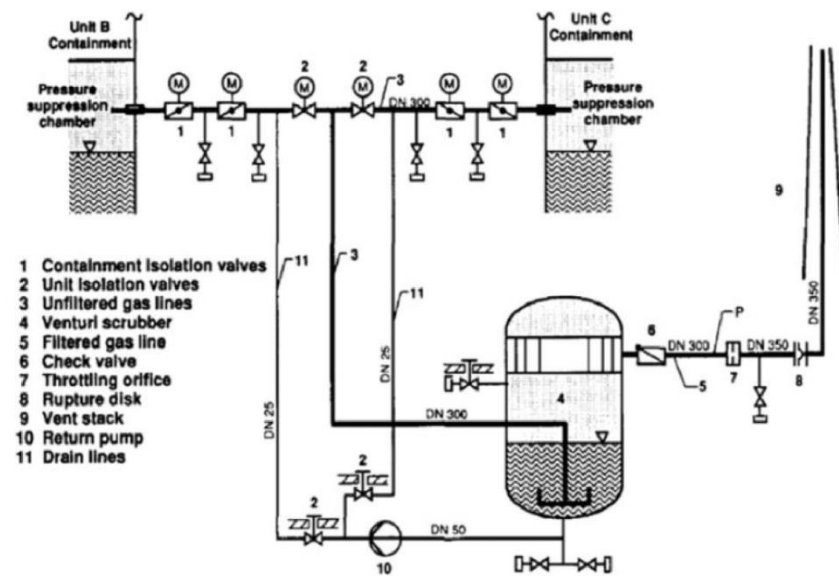
弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。よって、AV217-19弁の耐圧部について、過度な変形(一次応力)に対する



第1図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

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



第2図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (ドイツ)

健全性を確認する。

当該弁の圧力クラス (圧力温度基準) は1.03MPa (150LB) であることから、図11に示すとおり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40MPaは2Pd (0.853MPa)を上回る。これにより、弁耐圧部は200℃、2Pd環境下において健全性が維持される。

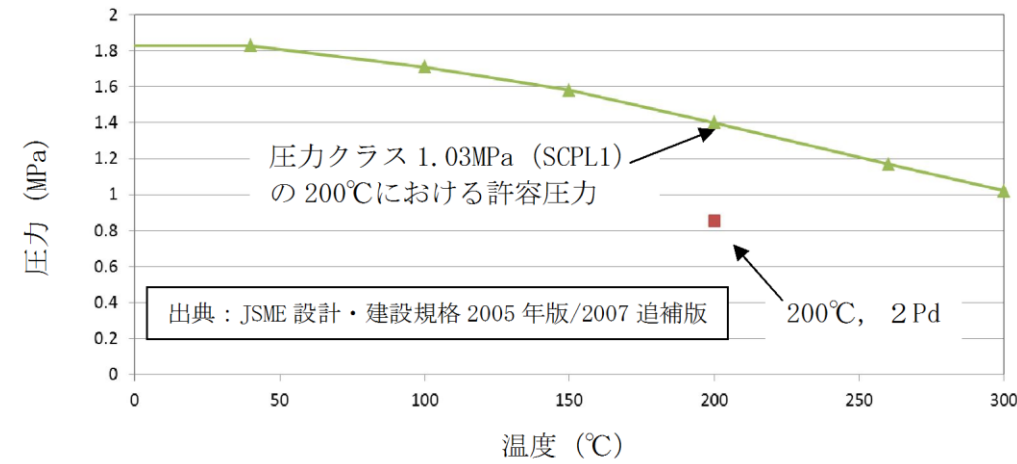


図11 AV217-19 (圧力クラス1.03MPa)の温度-許容圧力

(3) 他系統との隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図を図12に示す。

格納容器フィルタベント系の主ラインから他系統との隔離弁までの配管については、「BWR配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン」に基づき評価設計している。

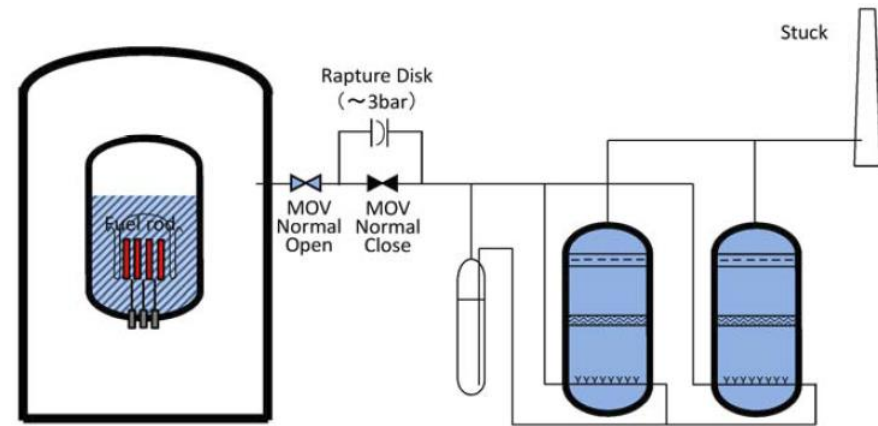
原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) 及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁 (AV226-11) までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短く、枝管長さ1/枝管内径dが不燃限界長さ (1' / d) の判定値以内であることから、水素が不燃限界濃度を超過して蓄積しないと判断する。

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るため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第1弁 (MV217-4) までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短く、枝管長さ1/枝管内径dが不燃限界長さ (1' / d) の判定値以内であることから、水素が不燃限界濃度を超過して蓄積しないと判断する。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。

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、格納容器から2つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すればベントは自動的に開始される。



第3図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (スイス)

<参考図書>

1. NEA/CSNI/R(2014)7, "OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting", 02-Jul-2014.

(参考) 耐圧強化ベント系の駆動源喪失時の現場における弁操作について

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要であるため、以下のとおり、操作の成立性を確認した。

炉心損傷前の耐圧強化ベント系との隔離時の作業員の被ばくは、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質による被ばく及び操作場所付近の耐圧強化ベント系配管、非常用ガス処理系フィルタ等からの直接線による被ばくを考慮する。放出量評価条件、線量評価条件等を第4表～第7表に示す。線量率の評価結果は第8表に示すとおり約7.3mSv/hである。

室温については、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、通常時と同等で夏季でも約30温程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて手動操作が必要な4個の弁の操作時間は作業時間(10分/個)である。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

以上のことから、耐圧強化ベント系の駆動源喪失時にも、現場において弁の操作が可能である。

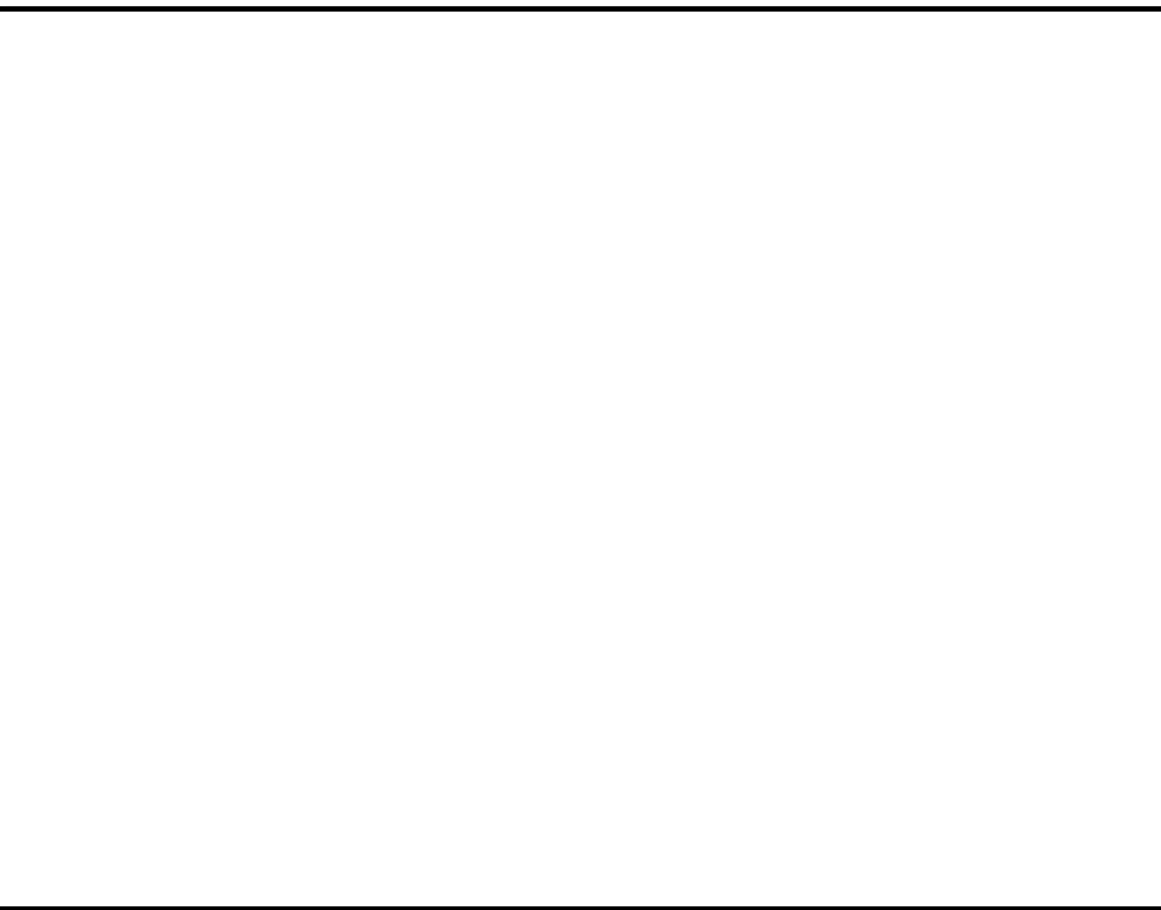
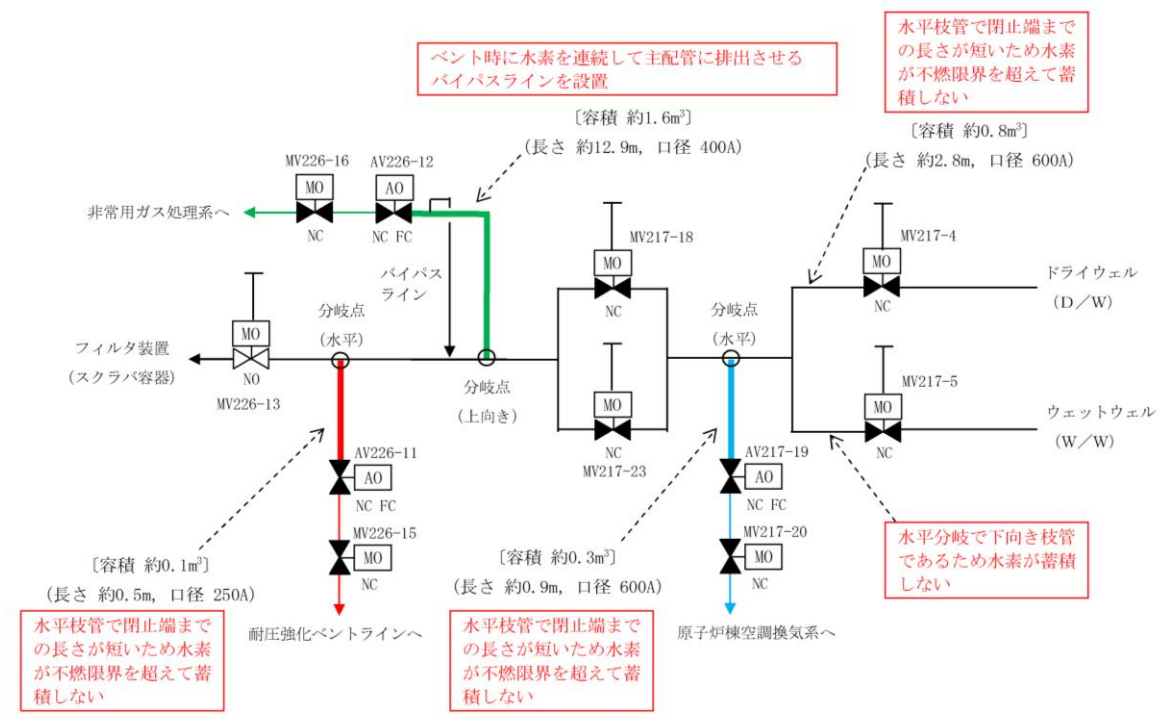


図12 他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

第4表 放出量評価条件

項目	評価条件	備考
原子炉熱出力 (MW)	3,293	東海第二発電所定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 4.61) (3)	I-131 の冷却材中濃度に応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮
追加放出量 (I-131) (Bq)	2.22) (I ¹⁴)	I-131 の追加放出量に応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮, 希ガスについてはよう素の2倍の値
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	1.68 却材浄 ⁴	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	1.79 量 (定 ⁶)	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
追加放出されたよう素の割合 (%)	有機よう素 : 96 無機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
原子炉圧力容器気相部への移行割合 (%)	希ガス : 100 有機よう素 : 10 無機よう素 : 約 8.1	残り 90%の有機よう素は原子炉冷却材中で分解され, 無機よう素と同様の割合で気相に移行する。
スクラビングの除去効果	考慮しない	
耐圧強化ベント開始時間	事象発生 28 時間後	事象発生 28 時間後までの自然減衰を考慮

第5表 換気系の評価条件

項目	評価条件	備考
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 : 90% 再循環率 : 4.8 回/日	非常用ガス処理系等の起動を考慮し保守的に評価
非常用ガス処理系	よう素除去効率 : 97% 換気率 : 1 回/日	
原子炉建屋漏えい	考慮しない	原子炉建屋内の放射性物質による線量率を保守的に評価

(4) 他系統と隔離する弁の運用上の影響について

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 13 に示す。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては, ①原子炉棟空調換気系, ②非常用ガス処理系及び③耐圧強化ベントラインがあり, 接続配管には隔離弁を 2 重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計とし, 当該隔離弁は通常時「閉」とする。

当該隔離弁について, 第 1 隔離弁 (主配管側) は, 駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう, フェイルクローズの設計とするとともに, 第 2 隔離弁は, 代替交流動力電源から受電し, 開閉操作が可能な設計としているため, フィルタベント実施までにベントラインと確実に隔離できることから, フィルタベント実施には影響はない。

以下に, ①から③に示す系統の運用上の影響を示す。

① 原子炉棟空調換気系

原子炉棟空調換気系の当該ラインは, 通常運転中の格納容器圧力調整 (台風等に伴う大気圧低下時) の際に使用することがある。(図 14, 15 参照)

図 15 に示す㊸, ㊹の第 1 隔離弁 (格納容器側) 及び㊺の第 2 隔離弁 (系統側) は, 格納容器隔離弁のため格納容器隔離信号にて自動で全閉する。また, 駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう, フェイルクローズの設計としている。

格納容器圧力調整中は, 図 15 に示す㊸の隔離弁 (MV217-20) は調整開状態であるが, 異常が発生した場合には, 通常時の系統構成に戻すことを手順の基本としているため, 中央制御室より全閉操作を実施する。仮に, 非常用電源が喪失した場合でも, 代替交流動力電源から受電し, 当該弁の閉操作を実施することが可能な設計としている。

したがって, 格納容器隔離弁によりバウンダリが保持されていること, 並びにフィルタベント実施までには時間的余裕があることから, 同時使用することはなく, 切替え操作を含め確実に隔離操作が実施できることから, フィルタベント実施に影響はない。

なお, 原子炉棟空調換気系は, 通常運転時の原子炉建物原子炉棟の換気に使用するが, 2 重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており, フィルタベント実施時には, 事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め, 確実に隔離されていることを確認する。

② 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系の当該ラインは, 運転中には使用しない。

窒素又は空気の漏えいにより, 格納容器圧力が上昇した場合のプラント停止後において, 格納容器圧力を減圧させるために使用する。また, プラント停止後の作業環境確保のために使用する。このため, 格納容器フィルタベント系との同時使用はなく, 切替え操作も実施しない。

なお, 非常用ガス処理系は, 事故時に原子炉建物原子炉棟を負圧に維持するために使用

第6表 建屋内に漏えいした放射性物質による外部被ばく条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p>6.2 : サブマージョンによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)</p> <p>$\times 10^{-14}$</p> <p>$Q_{\gamma}$: 原子炉建屋内の放射性物質濃度 (Bq/m³) (0.5MeV換算値)</p> <p>E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9に對す⁻³/m)</p> <p>R : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p>V_R : 操作場所の空間体積 (m³)</p>	
操作場所の空間体積 (m ³)	2,200m ³	原子炉建屋ガス処理系フィルタ室の空間体積

第7表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0510 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1510 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0510 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5510 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2510 ⁻¹⁰ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
耐圧強化ベント系配管から評価点までの距離	配管表面から30cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタ等から評価点までの距離	非常用ガス再循環系フィルタ : 2.0m 非常用ガス処理系フィルタ : 2.7m	操作場所を考慮して設定

するが、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離され、各々独立して使用すること及びフィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系は相互に影響を与えることはない。

③ 耐圧強化ベントライン

耐圧強化ベントラインは、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、耐圧強化ベントラインは、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインは相互に影響を与えることはない。

<耐圧強化ベントラインの位置付けについて>

島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備)としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは設置許可基準規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用とする。

なお、格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている。

- ・ベント弁(第1弁及び第2弁)の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保
- ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保

第8表 線量率の評価結果

被ばく経路		線量率 (mSv/h)
建屋内の放射性物質による線量率	外部被ばく	約 4.6 ばく射 ⁻²
	内部被ばく	約 4.9 ばく射 ⁰
非常用ガス処理系フィルタ等からの線量率	非常用ガス処理系フィルタ	約 4.3 × 10 ⁻²
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 2.6 ガス再 ⁻¹
配管からの線量率		約 2.1 らの線 ⁰
合計線量率		約 7.3 量率線 ⁰
作業線量 (10分/個)		約 1.2 / (線 ⁰ mSv)

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

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

線量評価条件を第9表に示す。また、評価モデルを第4図に示す。

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

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

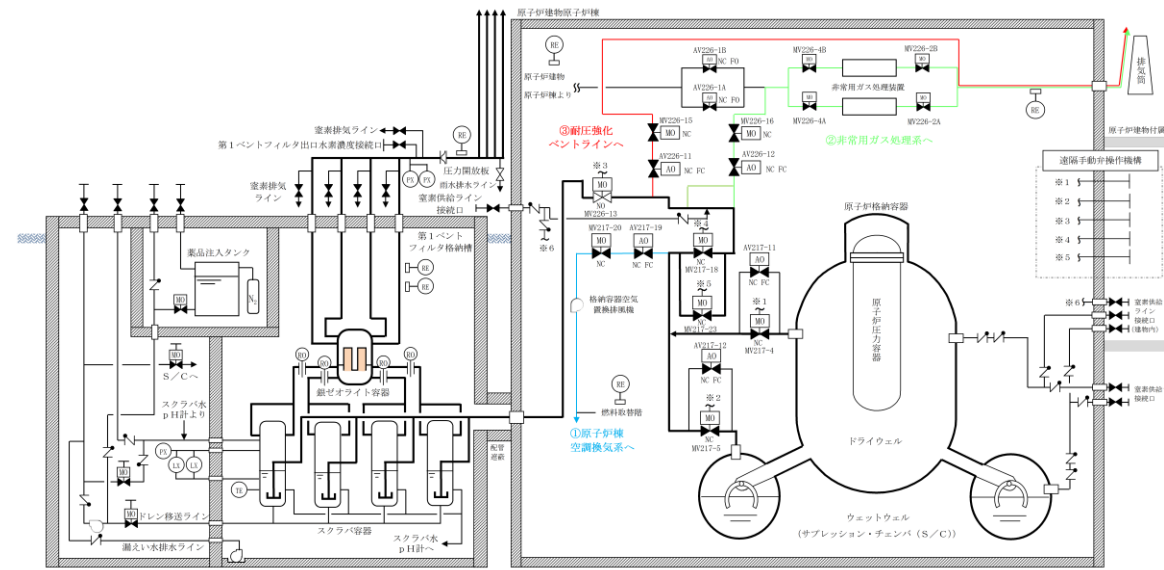


図13 格納容器フィルタベント系 系統概略図

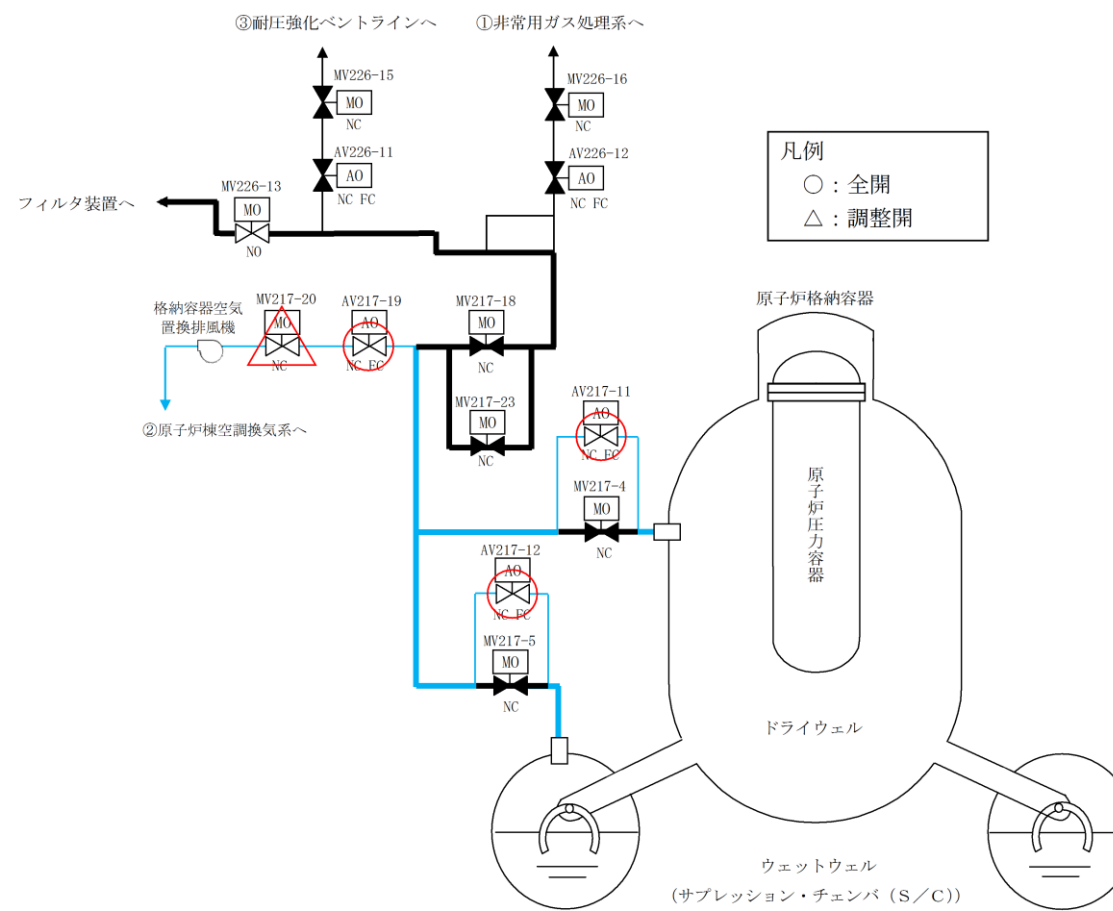


図14 通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

第9表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から19時間ベント（D/Wベント）	サブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の10%の放射性物質（希ガスを除く）が均一に付着	別紙30参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第10表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は100mと設定
評価位置	配管表面から25cm地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。（配管から25cm以上離して敷設する設計）
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第10表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 (cm ⁻³)
0.01	1.508 ネルギ ¹⁵
0.025	2.468 ネルギ ¹⁵
0.0375	5.970510 ¹⁴
0.0575	3.101510 ¹⁴
0.085	1.015510 ¹⁵
0.125	2.659510 ¹⁴
0.225	4.315510 ¹⁵
0.375	2.861510 ¹⁶
0.575	6.549510 ¹⁶
0.85	3.620510 ¹⁶
1.25	8.533510 ¹⁵
1.75	8.737510 ¹⁴
2.25	5.644510 ¹⁴
2.75	1.334510 ¹³
3.5	1.149510 ⁹
5.0	2.541510 ³
7.0	2.924510 ²
9.5	3.366510 ¹

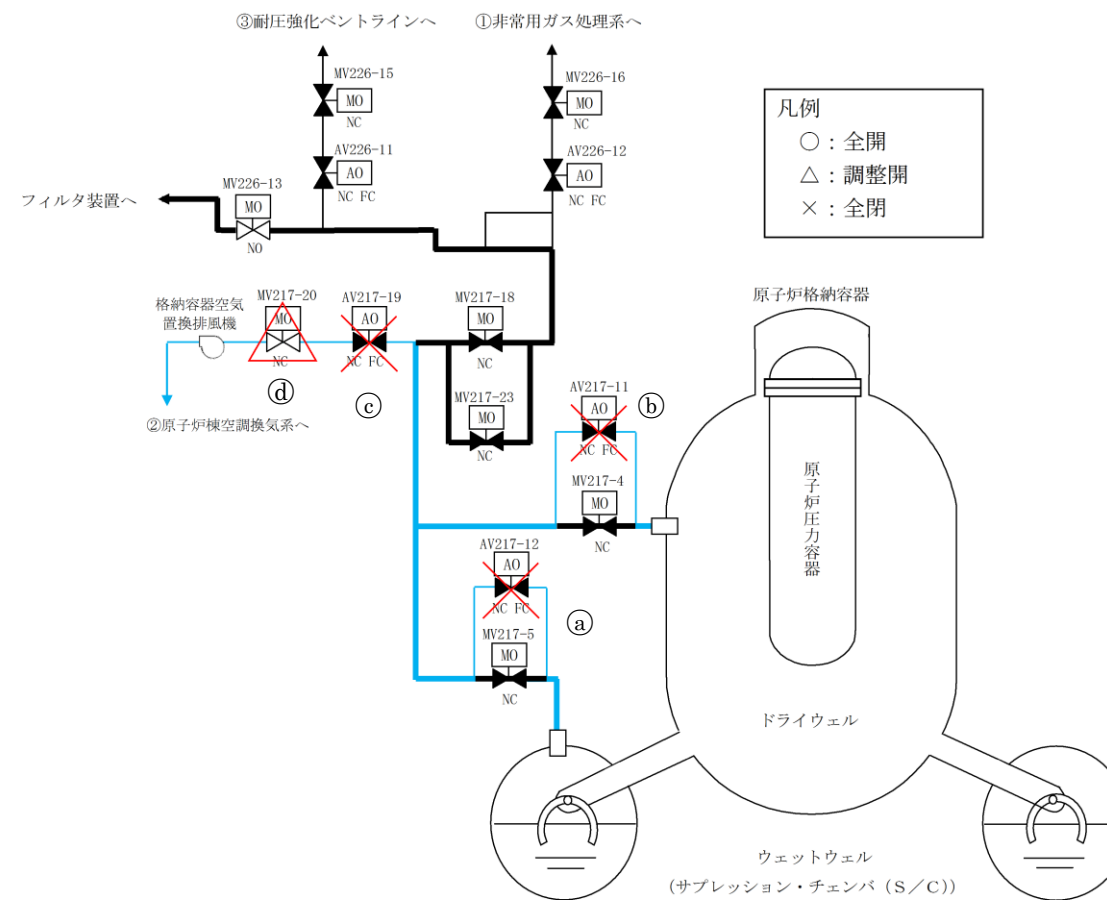


図15 格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の系統構成

3. 格納容器からの取り出し位置について

格納容器からの排気ラインの取り出し位置は、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバのそれぞれに設け、どちらからでも排気が可能な設計としている。格納容器フィルタベント系の系統における格納容器からの取り出し位置（ドライウエル及びウェットウエルベントライン）を図16に示す。

ウェットウエルベントラインについては、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルベントラインについては、燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。



第4図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

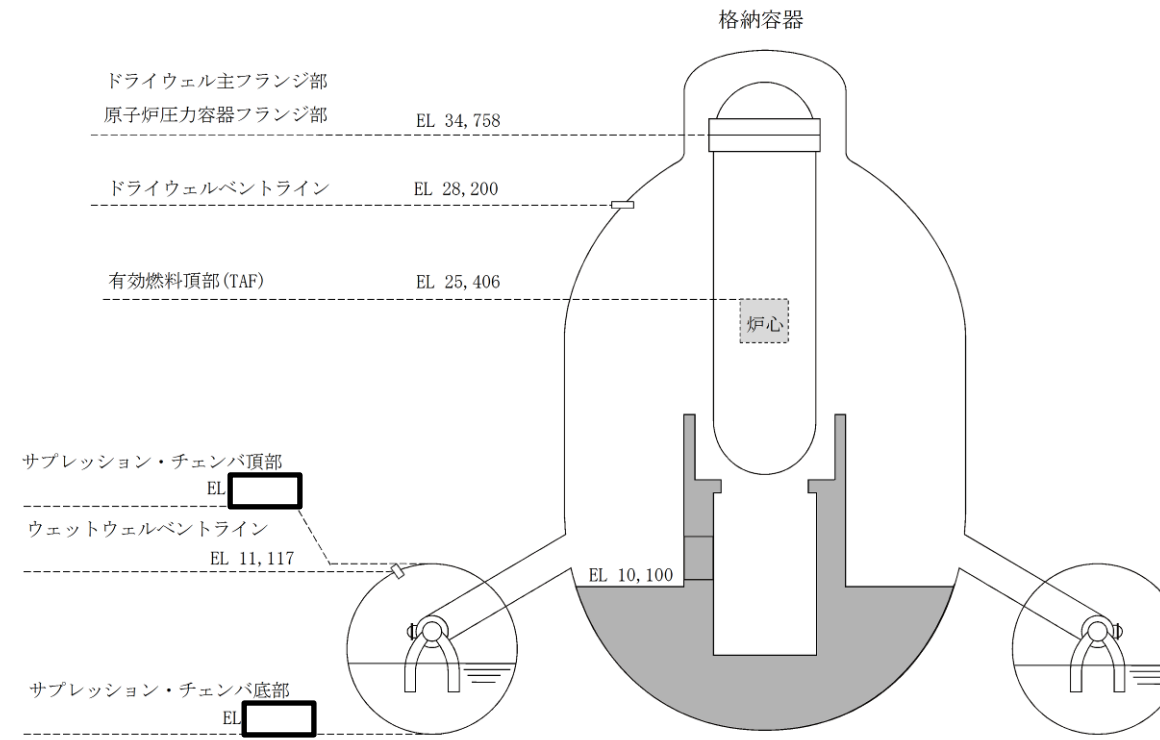


図16 格納容器の部位毎の高さ

(参考1) 窒素供給ラインの隔離弁の頑健性について

窒素供給ラインの概略系統図を図1に示す。

格納容器フィルタベント系を使用している際に、窒素供給ラインにベントガスが逆流し、フィルタを経由せずにベントガスが大気へ放出されないように、窒素供給ラインに逆止弁 (V226-14) を設置している。逆止弁 (V226-14) は、重大事故時においても窒素注入ラインの逆流を防止するため、設計温度 200℃、設計圧力 2Pd 以上 (0.93MPa) としている。

また、仮に逆止弁 (V226-14) のシートリークを想定した場合でも、手動弁 (V2B3-82) を設置しているため、窒素供給ラインにベントガスが逆流することはない。なお、手動弁 (V2B3-82) は、設計温度 66℃、設計圧力 0.93MPa としているものの、200℃、2Pd (0.853MPa) の環境下においても、隔離機能が確保されることを確認している。手動弁 (V2B3-82) の構造図を図2に示す。

- ・弁耐圧部 : 当該弁は圧力クラス 1.03MPa のクラス 2 弁として設計されており、図3に示すとおり、200℃における許容圧力は 1.53MPa であることから、2Pd (0.853MPa) を上回る。
- ・シール部 : 弁体シート部はメタルであり、弁ふた及びグランドシール部は膨張黒鉛製であるため十分なシール性能を有している。

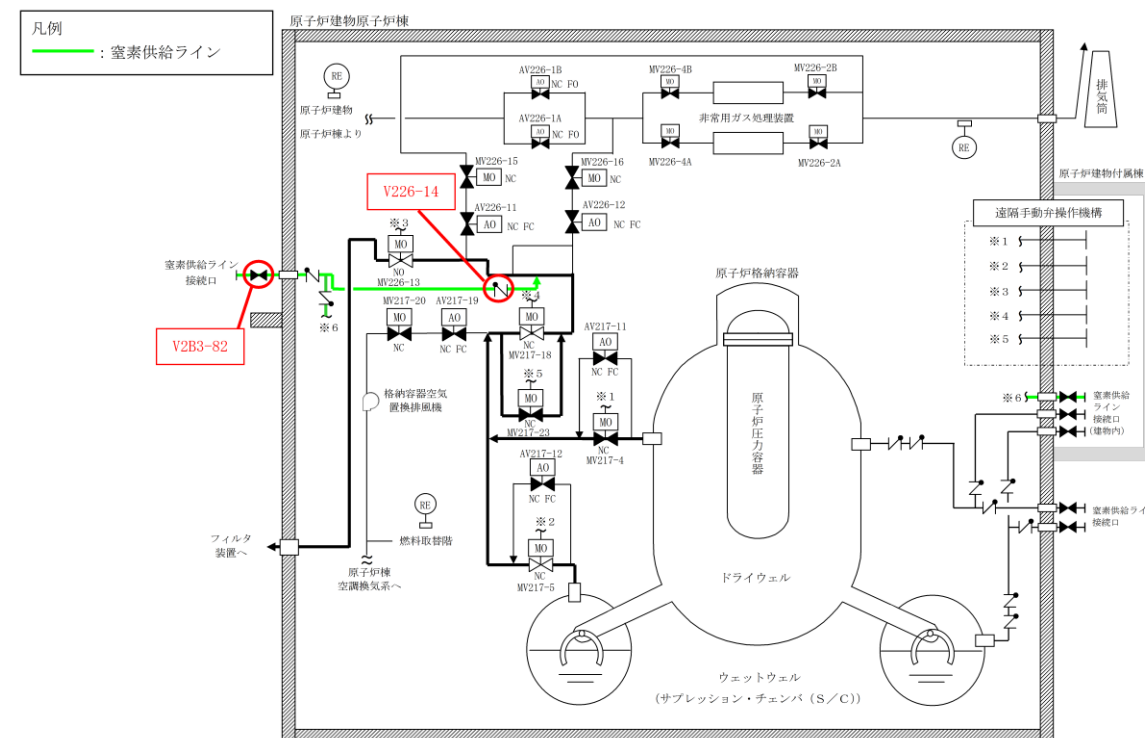


図1 窒素供給ライン 概略系統図

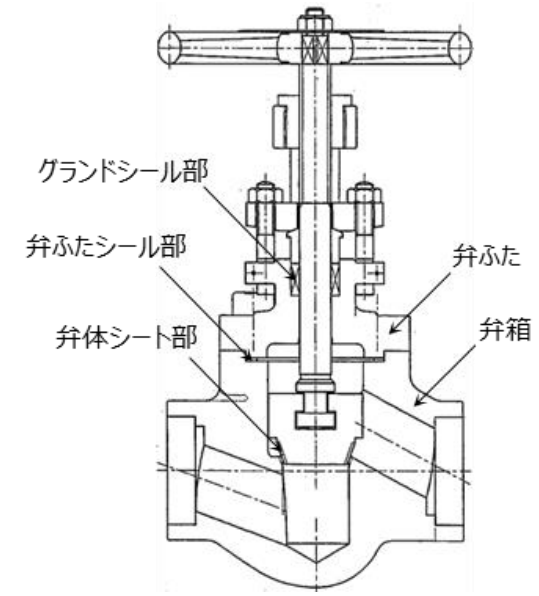


図2 手動弁 (V2B3-82) 構造図

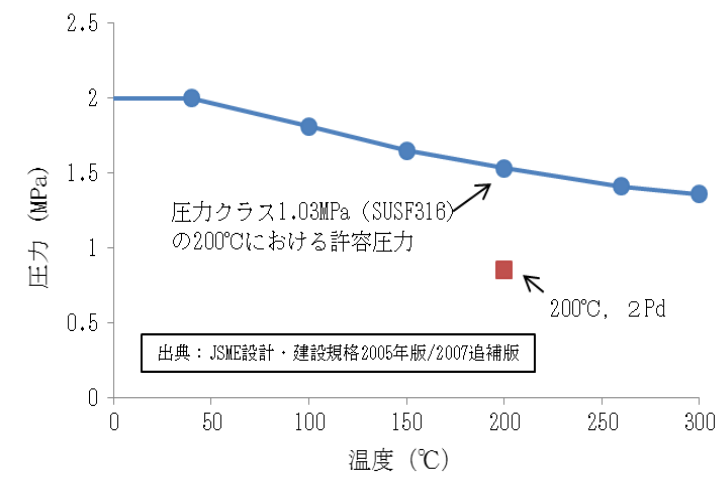


図3 圧力クラス 1.03MPa の温度-許容圧力線図

(参考2) 放出端の雨水防止対策について

格納容器フィルタベント系出口配管の放出端は、図1に示すとおり、放出方向を水平とし、水平部を1m以上確保したうえで、先端を45度で斜切りした形状としていたが、さらに、図2に示すとおり、先端を約70度で斜切りした形状に変更することで、出口配管内に雨水が浸入し難いような対策を図る。なお、放出端には、異物混入防止のためバードスクリーンを設置する。

上記の対策により、出口配管内への雨水の浸入はほぼないと考えているが、出口配管下端の雨水排水ラインの止め弁について、格納容器フィルタベント系の系統待機時における弁状態を閉運用から開運用に変更することとし、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらない運用とする。雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

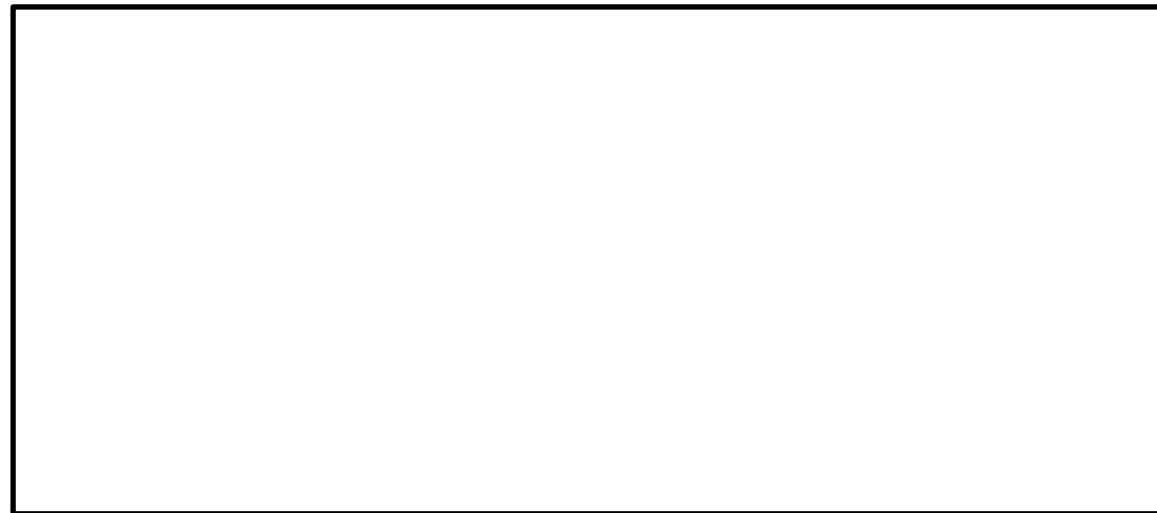


図1 格納容器フィルタベント系出口配管 (放出端及び雨水排水ライン)

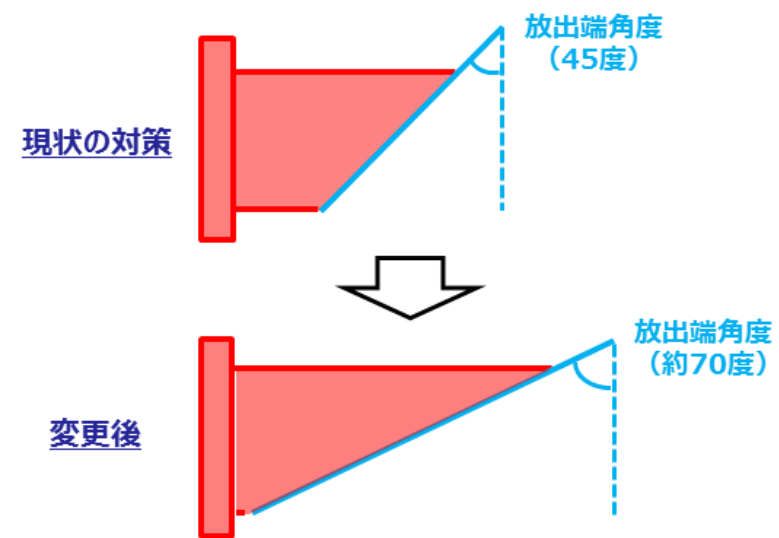


図2 放出端の雨水浸入防止対策

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17</p> <p style="text-align: center;">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>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</p> <p>ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウェル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>a. 放出量評価条件</p> <p>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図～第5図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">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>ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。</p> <p>なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。</p> <p>線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>a. 想定シナリオ</p> <p>想定シナリオは以下のとおりとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発災プラント：2号炉 ・想定事象：冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失 ・以下の2ケースについて評価^{※1} <ul style="list-style-type: none"> -W/Wベントにより事象収束に成功 -D/Wベントにより事象収束に成功 <p>※1 島根2号炉においては、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオにおいても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。したがって、仮に重大事故が発生したと想定する場合であっても、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、代替循環冷却に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>b. 放出放射エネルギー</p> <p>大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価^{※2}と同様の評価方法にて評価した。なお、D/Wベント時においては、ベントライン経由</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. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路は、第6図～第8図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。</p> <p>大気中へ放出される放射性物質については、第2表及び第3表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第4表及び第5表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、第二弁の操作においては、空気ポンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 <input type="text"/> コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置配管、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第6表及び第7表に示すとおり原子炉建屋の外壁、作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。</p>	<p>で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。また、放射性物質の大気放出過程を図1～図4に示す。</p> <p>評価結果を表1に示す。</p> <p>※2 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照</p> <p>c. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路の概念図を図5及び図6に示す。</p> <p>大気拡散評価の条件は、評価点を除き、中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価と同じとした。</p> <p>放射性物質の大気拡散評価の主な評価条件を表2に示す。放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を表3に示す。</p> <p>評価点は人力によるベント操作を行う作業地点として以下の場所とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第1弁（ウェットウェルベントライン）操作位置（原子炉建物附属棟 1階） ・第1弁（ドライウェルベントライン）操作位置（原子炉建物附属棟 2階） ・第2弁操作位置（原子炉建物附属棟 3階） <p>なお、屋内移動中（往路、復路）の評価点は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物附属棟3階の第2弁操作位置で代表した。</p> <p>大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を表4に示す。</p> <p>格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所を図7から図11に示す。</p> <p>d. 評価方法</p> <p>(a) 原子炉建物外での作業</p> <p>(a-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線についてはQAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線についてはANISNコード及びG33GP2Rコードを用いて評価した。</p> <p>(a-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。</p> <p>(a-3) 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</p> <p>(a-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</p>	<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、原子炉建物の二次格納施設外での作業実施</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>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。</p> <p>(a-5) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質による被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。</p> <p>線源としては、格納容器フィルタベント系出口配管内の放射性物質を考慮した。線源の評価で想定する放射性物質の付着量は、配管を流れる放射性物質(希ガスを除く)が、配管長100mあたり10%の割合で付着するものとした。</p> <p>(b) 原子炉建物内での作業</p> <p>(b-1) 原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*3}になると仮定し、サブマージョンモデルを用いて評価した。なおサブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、2号炉の第1弁、第2弁の作業エリアの空間容積を包絡する原子炉建物西側エリアの最下階から最上階までの値 <input type="text" value=""/> m³を設定した。</p> <p>(b-2) 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と建物による遮蔽効果を踏まえて評価した。</p> <p>(b-3) 原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく</p> <p>原子炉建物内の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度^{*3}になると仮定して評価した。</p> <p>なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。</p> <p>(b-4) 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、建物外壁による遮蔽、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。</p> <p>(b-5) 格納容器フィルタベント系の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>原子炉建物内の配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及び屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第1ベントフィルタ格納槽躯体厚による遮蔽が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。</p> <p>また、原子炉建物内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が</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>c. <u>アクセスルート及び評価地点</u></p> <p>第一弁（S/C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第9図～第11図に示すとおりである。第一弁（D/W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは、第12図～第15図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第16図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第17図～第19図に示すとおりである。</p> <p>評価点は、第9図～第20図に示すとおり、ベント操作時は作業場所とし、移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。</p> <p>d. <u>作業時間</u></p> <p>第一弁の開操作は、ベント実施前に行うものとし、第一弁（S/C側）の作業時間は160分（移動時間（往復）70分+作業時間90分）、第一弁（D/W側）の作業時間は190分（移動時間（往復）100分+作業時間90分）とする。また、第二弁の開操作は、ベント実施直後から180分作業場所（待避室）に滞在するものとし、作業時間は410分（移動時間（往復）90分+待機時間140分+作業時間（待避室滞在）180分）とする。</p> <p>(2) <u>評価結果</u></p> <p>ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり、作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である100mSv以下であり、ベント実施に伴うベント操作を手動で行うことができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。</p> <p>a. <u>S/Cからのベント操作時の作業員の実効線量</u></p>	<p>存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。</p> <p>※3 <u>格納容器ベント実施時に格納容器フィルタベント系排気管（EL.65m）から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建物から時間と共に離れていくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（EL.65m）と第1弁の開操作場所（W/Wベント時：原子炉建物付属棟1階(EL.15.3m)、D/Wベント時：原子炉建物付属棟2階(EL.23.8m)は少なくとも40m程度の高低差があることから放出されたベント流体が第1弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから第1弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響を考慮しないものとした。</u></p> <p>(b-6) <u>非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による被ばく</u></p> <p>非常用ガス処理系フィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、第一弁操作前及び第一弁開放後に蓄積した放射性物質の量を基に、作業エリアの位置及び作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。</p> <p>e. <u>作業時間</u></p> <p>格納容器ベントの実施前及び実施後における作業時間及び作業時間帯を表5に示す。各作業時間には、作業場所への往復時間を含めた。</p> <p>各作業場所への移動中における線量率が作業場所における線量率よりも高い場所が存在する可能性があるため、各作業時間とは別に、作業場所への往路及び復路での評価を行った。</p> <p>(2) <u>評価結果</u></p> <p>格納容器ベント（W/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表6に示す。また、格納容器ベント（D/Wベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を表7に示す。</p> <p>最も被ばく線量が大きくなる作業においても約13mSvとなった。したがって、緊急時作業に係る線量限度100mSvに照らしても、作業可能であることを確認した。</p>	<p>・評価条件の相違</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
<p>作業員の実効線量は第一弁開操作で約 37mSv, 第二弁開操作で約 28mSv となった。</p> <p>b. D/Wからのベント操作時の作業員の実効線量</p> <p>作業員の実効線量は第一弁開操作で約 52mSv, 第二弁開操作で約 42mSv となった。</p>	<p>なお、表6, 7の評価結果は、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載しており、その他の時間帯における被ばく線量は前述の評価結果以下となる。したがって、表5に示す各作業の作業開始時間の範囲においては、いずれの時間帯においても作業可能である。</p> <p>また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。</p>	

第1表 放出量評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用できない場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオを選定
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(約416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 2.2×10^{19} Bq よう素類 : 約 2.8×10^{19} Bq CsOH類 : 約 1.1×10^{18} Bq Sb類 : 約 1.3×10^{18} Bq TeO ₂ 類 : 約 6.7×10^{18} Bq SrO類 : 約 1.2×10^{19} Bq BaO類 : 約 1.2×10^{19} Bq MoO ₂ 類 : 約 2.4×10^{19} Bq CeO ₂ 類 : 約 7.4×10^{19} Bq La ₂ O ₃ 類 : 約 5.5×10^{19} Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料(9×9燃料(A型))、運転時間(10,000時間)で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい: 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱: 事象発生から約19h後	MAAP解析結果
原子炉格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サブプレッション・プール水内pH制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素: 5% 無機よう素: 91% 有機よう素: 4%	R.G.1.195*1に基づき設定

表1 大気中への放出放射エネルギー(7日間積算値)(1/2)

(W/Wベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^9	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 2.2×10^8	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 4.2×10^9	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 1.6×10^9	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 2.2×10^9	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^8	約 5.5×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^8	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^8	約 9.1×10^{10}

表1 大気中への放出放射エネルギー(7日間積算値)(2/2)

(D/Wベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物から大気中への放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 5.0×10^{18}	約 2.5×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.6×10^{15}	約 2.0×10^{15}
CsOH類	約 8.3×10^{17}	約 1.3×10^{13}	約 3.4×10^{12}
Sb類	約 9.5×10^{17}	約 5.1×10^{11}	約 3.1×10^{11}
TeO ₂ 類	約 5.0×10^{18}	約 9.7×10^{12}	約 2.9×10^{12}
SrO類	約 9.0×10^{18}	約 3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12}
BaO類	約 8.8×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 1.6×10^{12}
MoO ₂ 類	約 1.8×10^{19}	約 1.9×10^{12}	約 5.6×10^{11}
CeO ₂ 類	約 5.5×10^{19}	約 1.2×10^{12}	約 3.4×10^{11}
La ₂ O ₃ 類	約 4.1×10^{19}	約 2.9×10^{11}	約 9.2×10^{10}

第1表 放出量評価条件 (2/3)

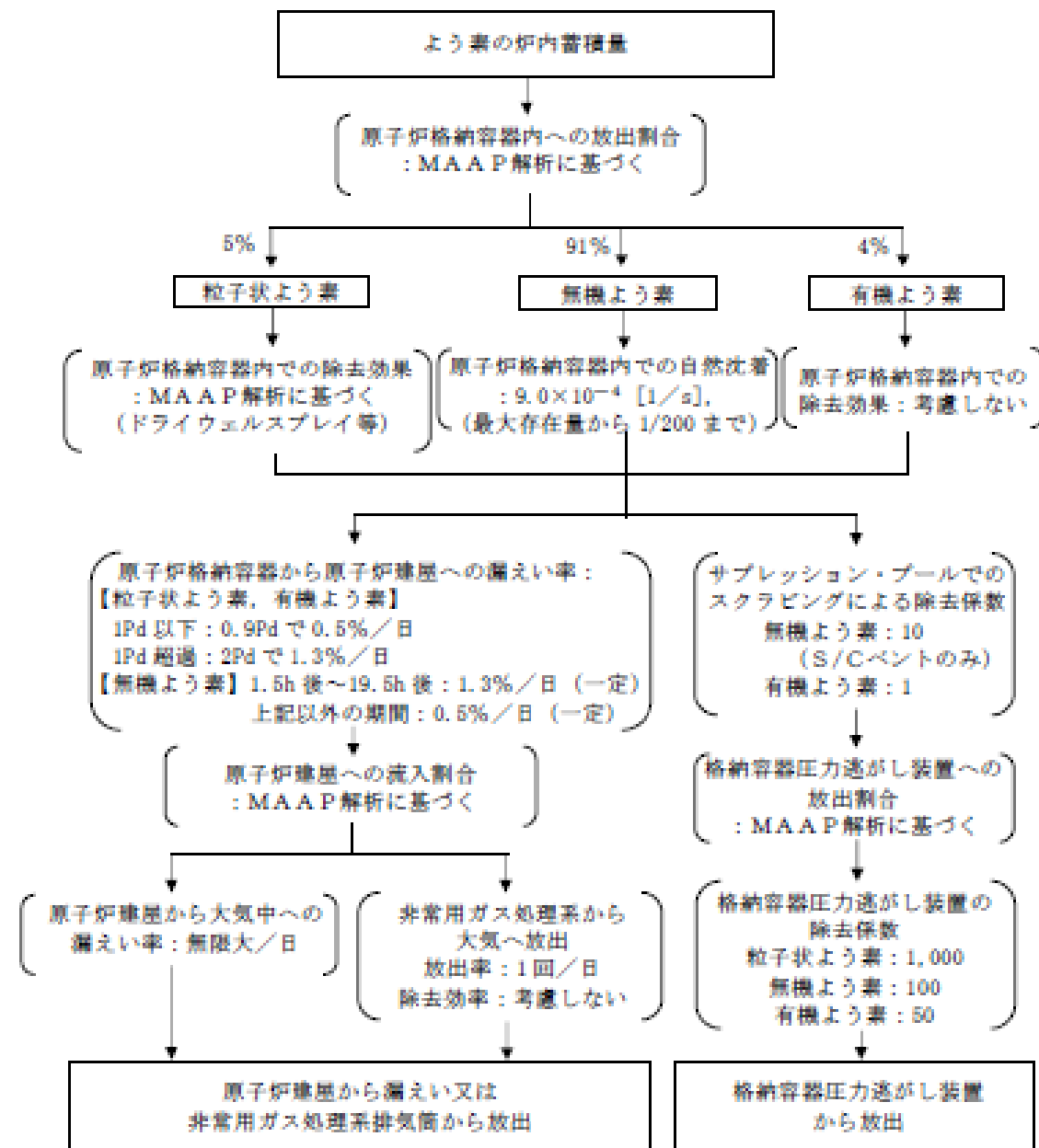
項目	評価条件		選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(補足1参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後: 1.3%/日(一定) その他の期間: 0.5%/日(一定)		原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)(補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラッピング及びドライウエルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル(補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率: 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 ^{#2} に基づき設定(補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラッピングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5 ^{#3} に基づき設定(補足4参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	D/Wベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.2×10^{-5} : 約 6.8×10^{-6} : 約 6.8×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.8×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}
	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{#4} に基づき設定(補足5参照)		

第1表 放出量評価条件 (3/3)

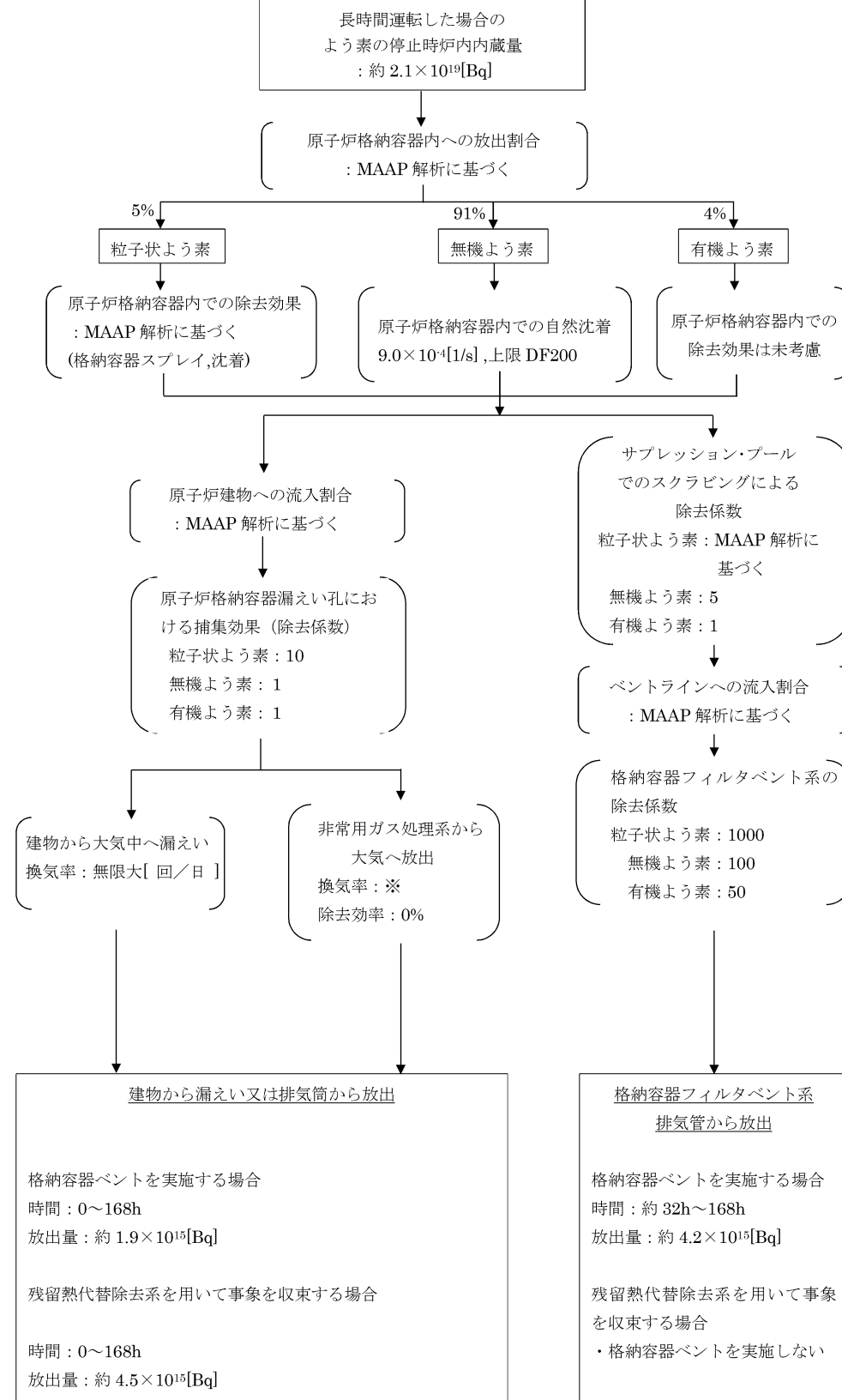
項目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)			設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 9.5×10^{-1} CsI類 : 約 1.0×10^{-6} CsOH類 : 約 4.0×10^{-7} Sb類 : 約 8.9×10^{-8} TeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-8} SrO類 : 約 3.6×10^{-8} BaO類 : 約 3.6×10^{-8} MoO ₂ 類 : 約 4.5×10^{-9} CeO ₂ 類 : 約 8.9×10^{-10} La ₂ O ₃ 類 : 約 3.6×10^{-10}	S/Cベント : 約 9.5×10^{-1} D/Wベント : 約 3.9×10^{-3} : 約 7.5×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 1.4×10^{-3} : 約 5.8×10^{-4} : 約 5.8×10^{-4} : 約 7.2×10^{-5} : 約 1.4×10^{-5} : 約 5.8×10^{-6}	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (補足5参照)	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000			設計値に基づき設定

- ※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", December 2005
- ※3 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- ※4 NUREG-1465, "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", 1995

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1図 希ガスの大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">図1 希ガスの大気放出過程</p> <p style="text-align: center;">※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率1回/日により屋外に放出</p>	<p>備考</p>

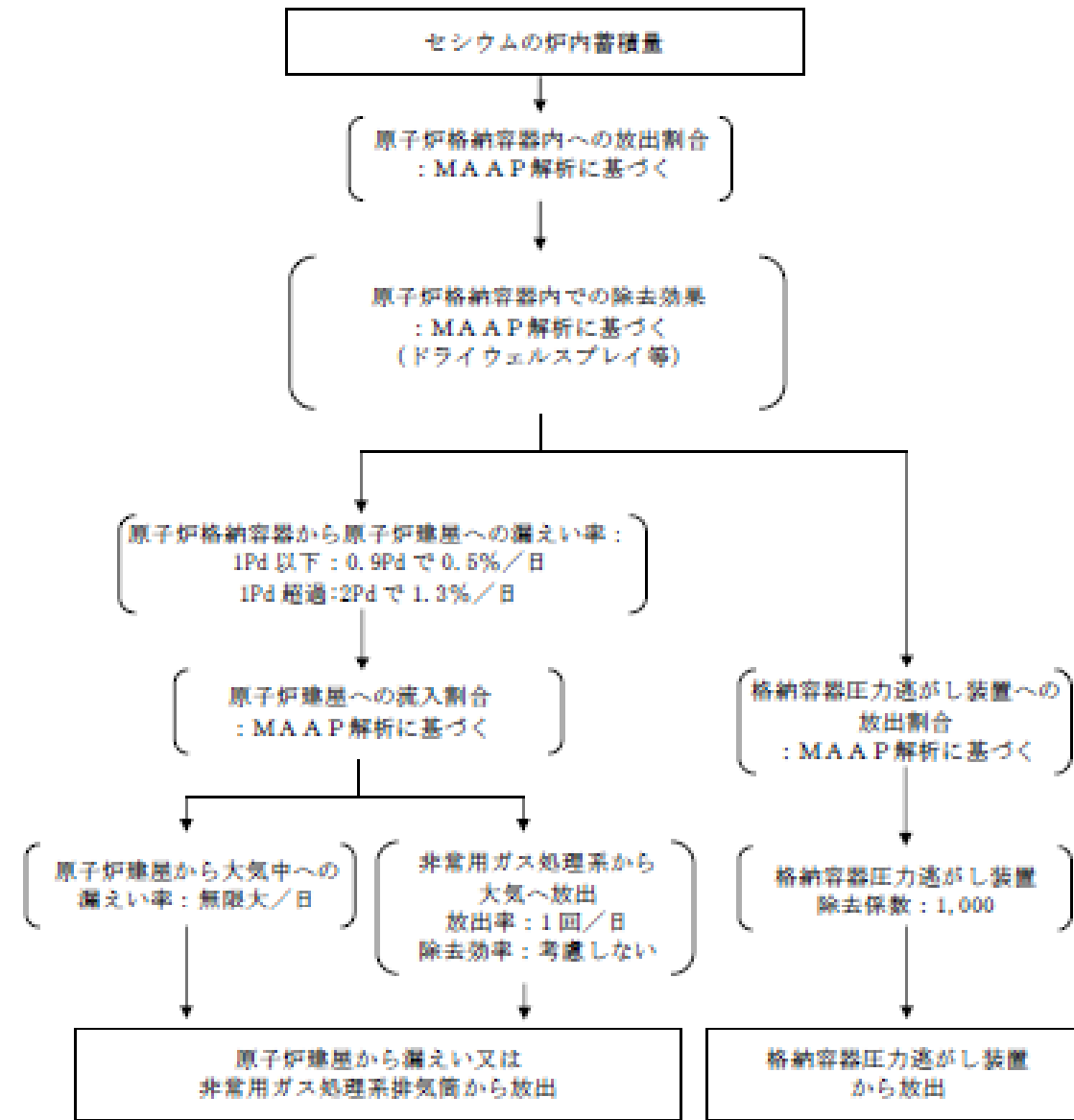


第2図 よう素の大気放出過程

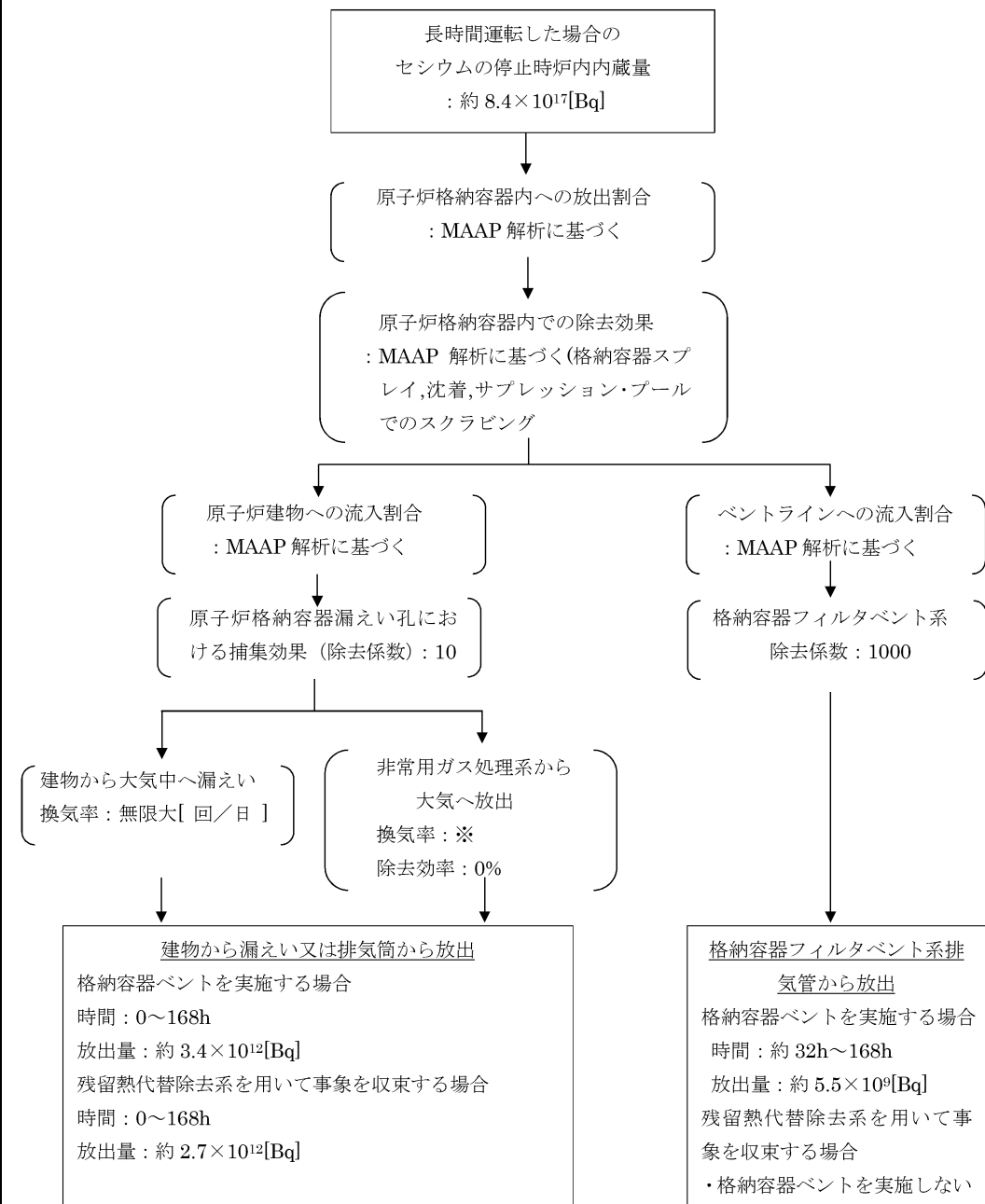


※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1回/日により屋外に放出

図2 よう素の大気放出過程



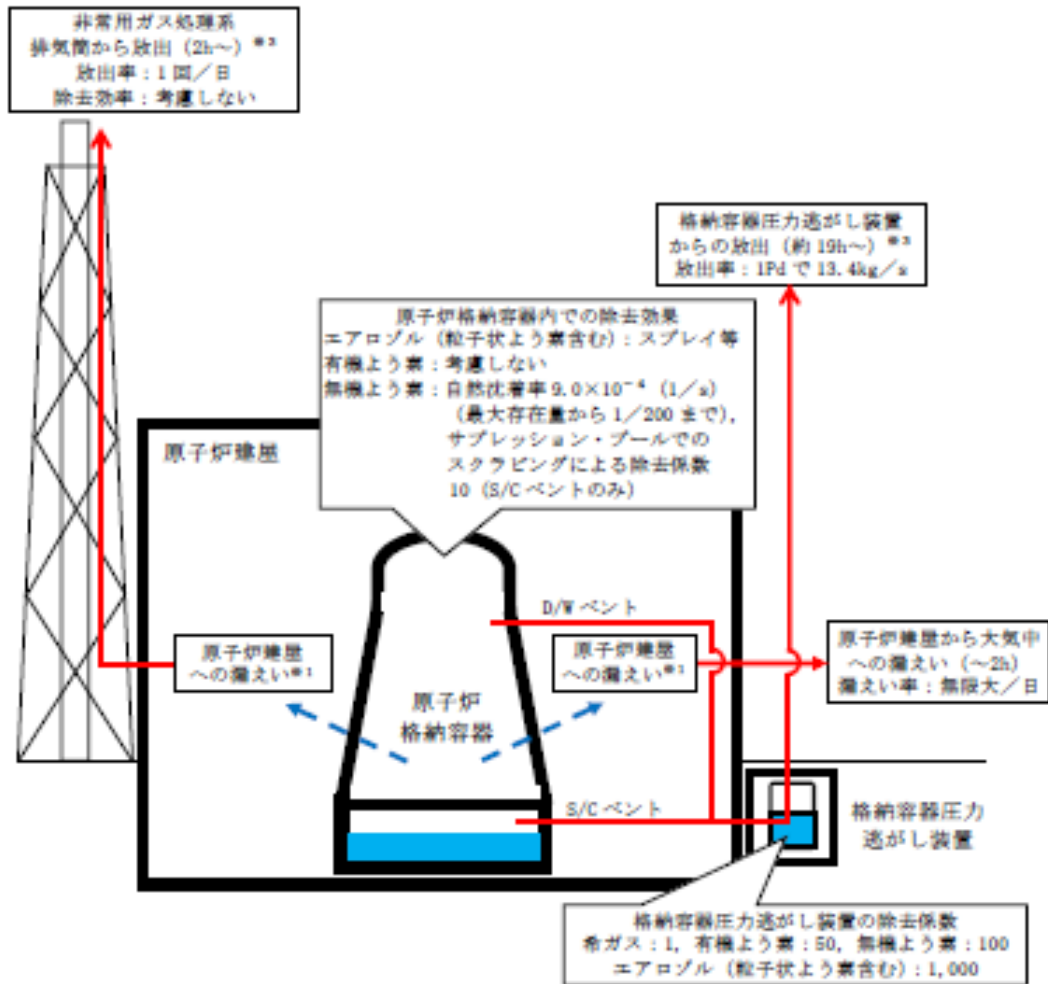
第3図セシウムの大気放出過程



※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1[回/日]により屋外に放出

図3 セシウムの大気放出過程

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4図 その他核種の大気放出過程</p>	<p>図4 その他核種の大気放出過程</p>	
<p>※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1回/日により屋外に放出</p>		

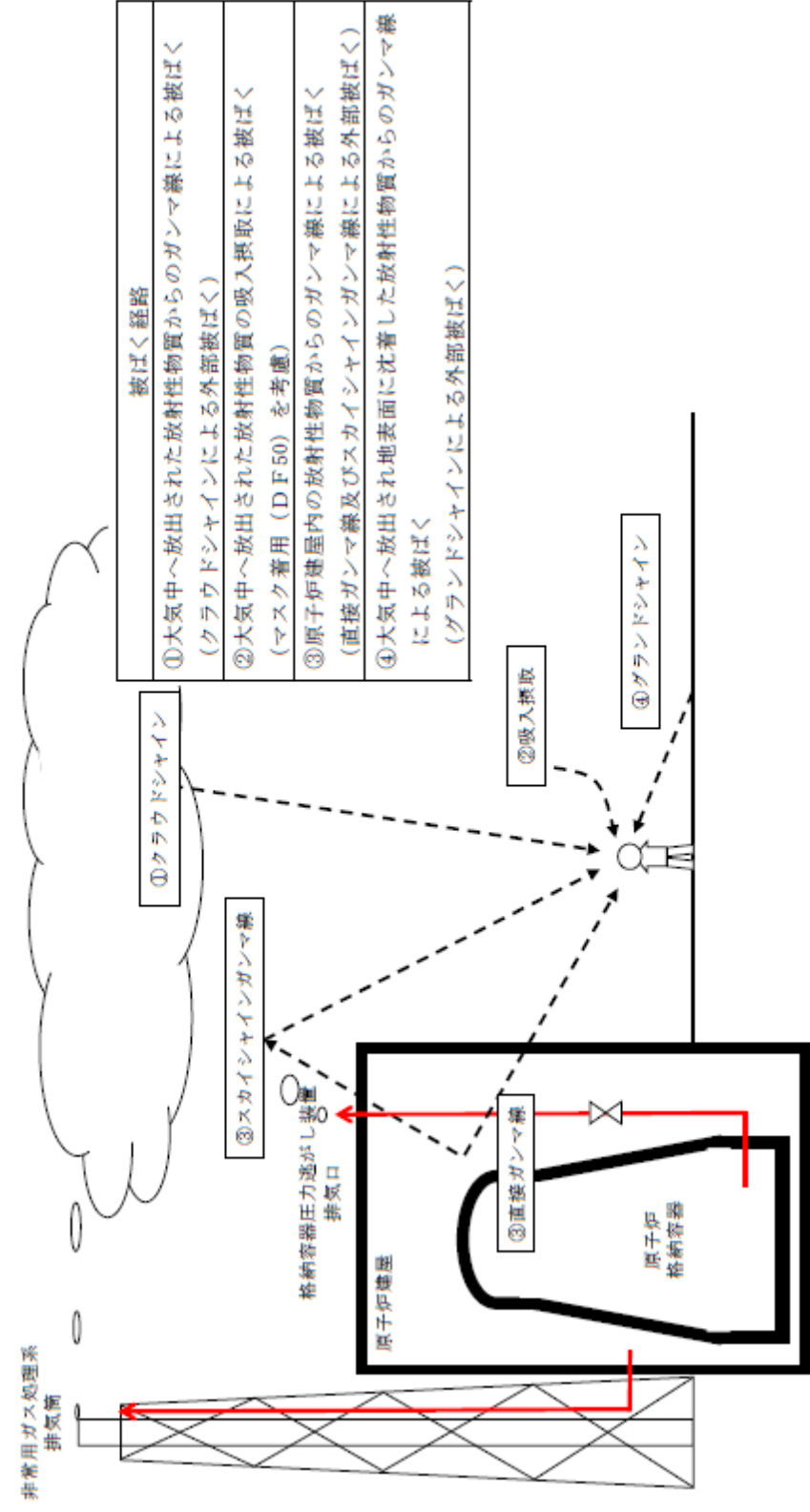


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】
 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日
 【無機よう素】
 1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

大気への放出経路	0h	▼2h ^{※2}	▼19h ^{※2}	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉内は負圧となるため、事象発生2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。
 ※3 事象発生後19h以降は、「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第6図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)

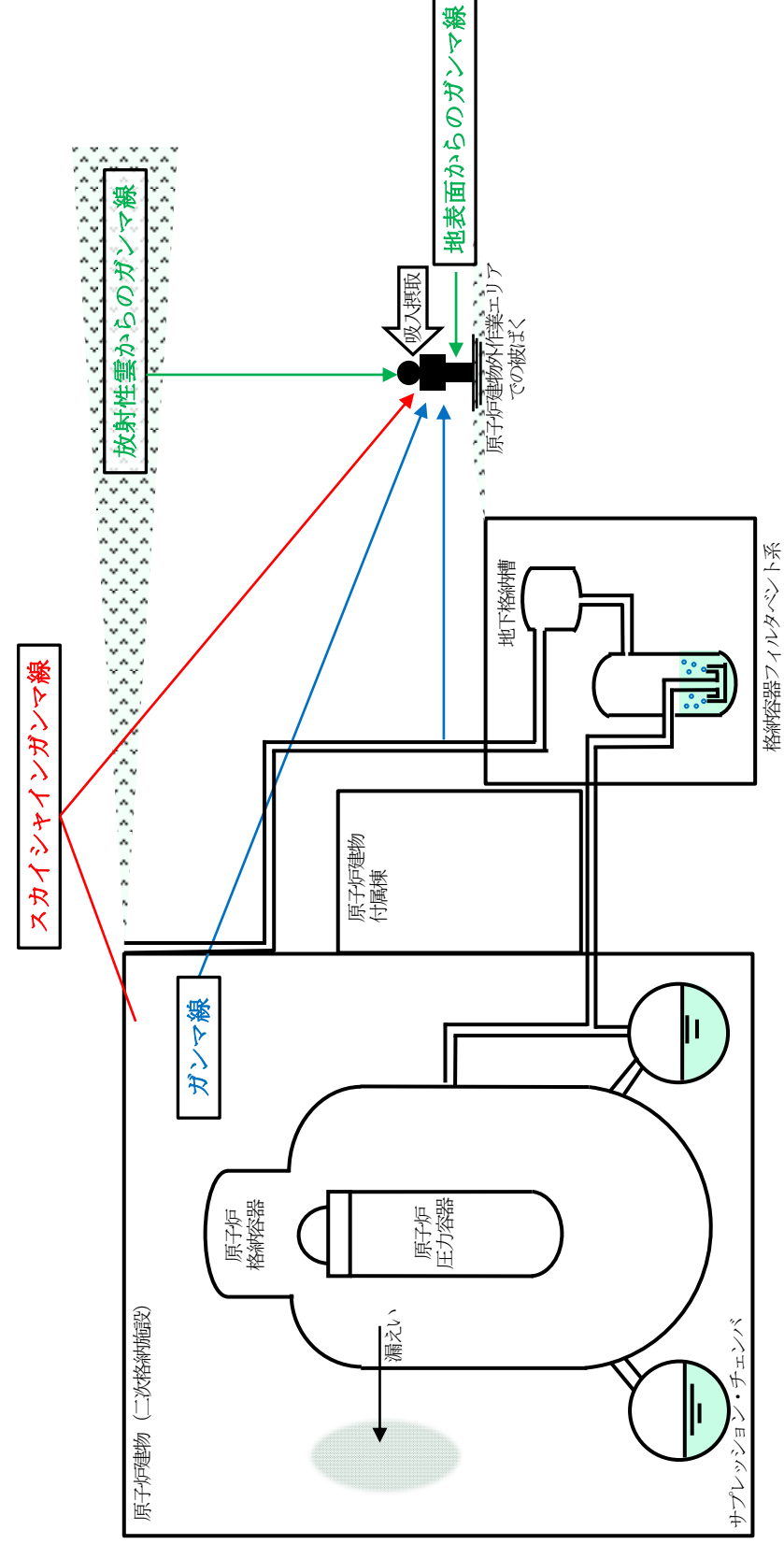
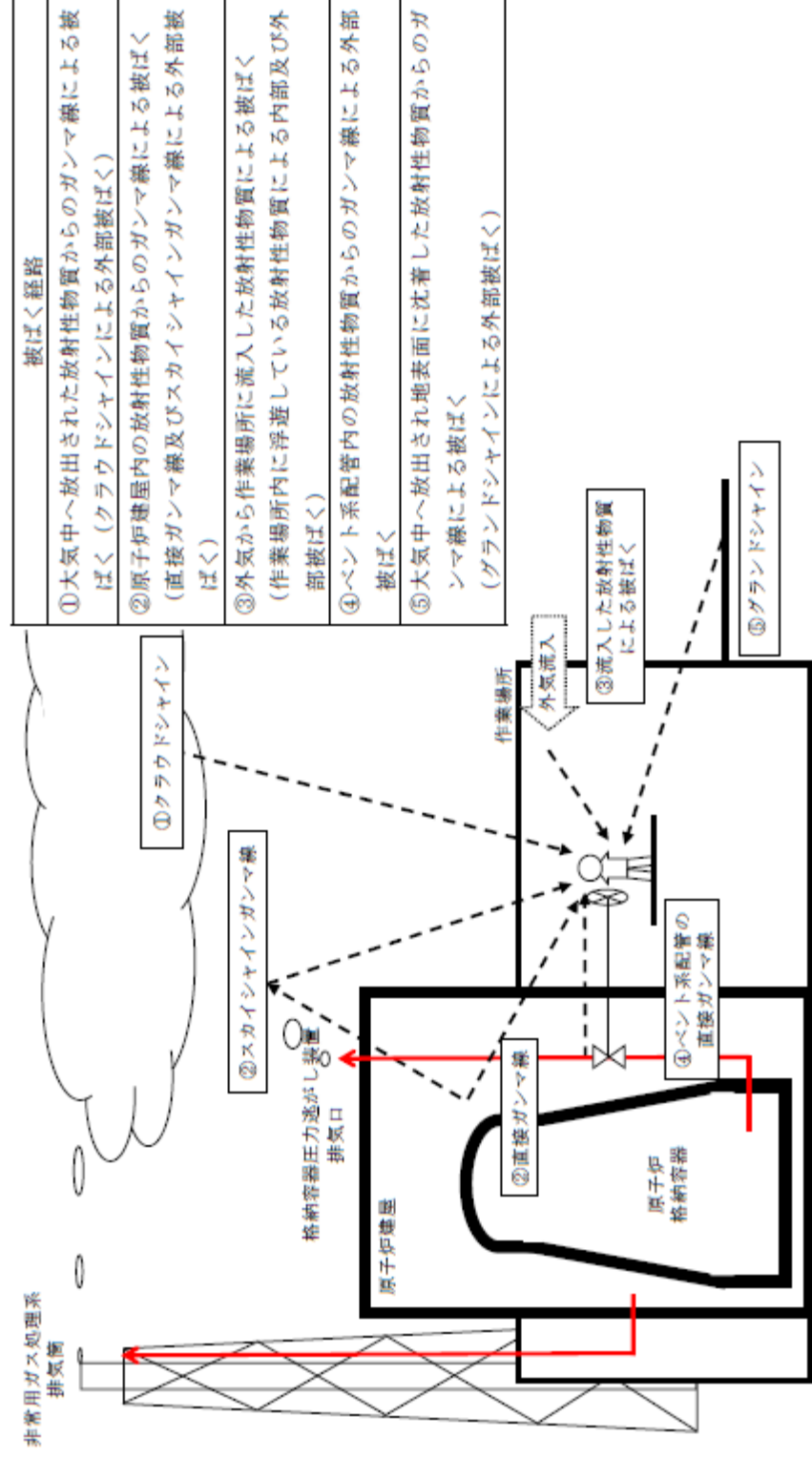


図5 被ばく経路概念図 (屋外)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋内移動時及び第一弁開操作時)

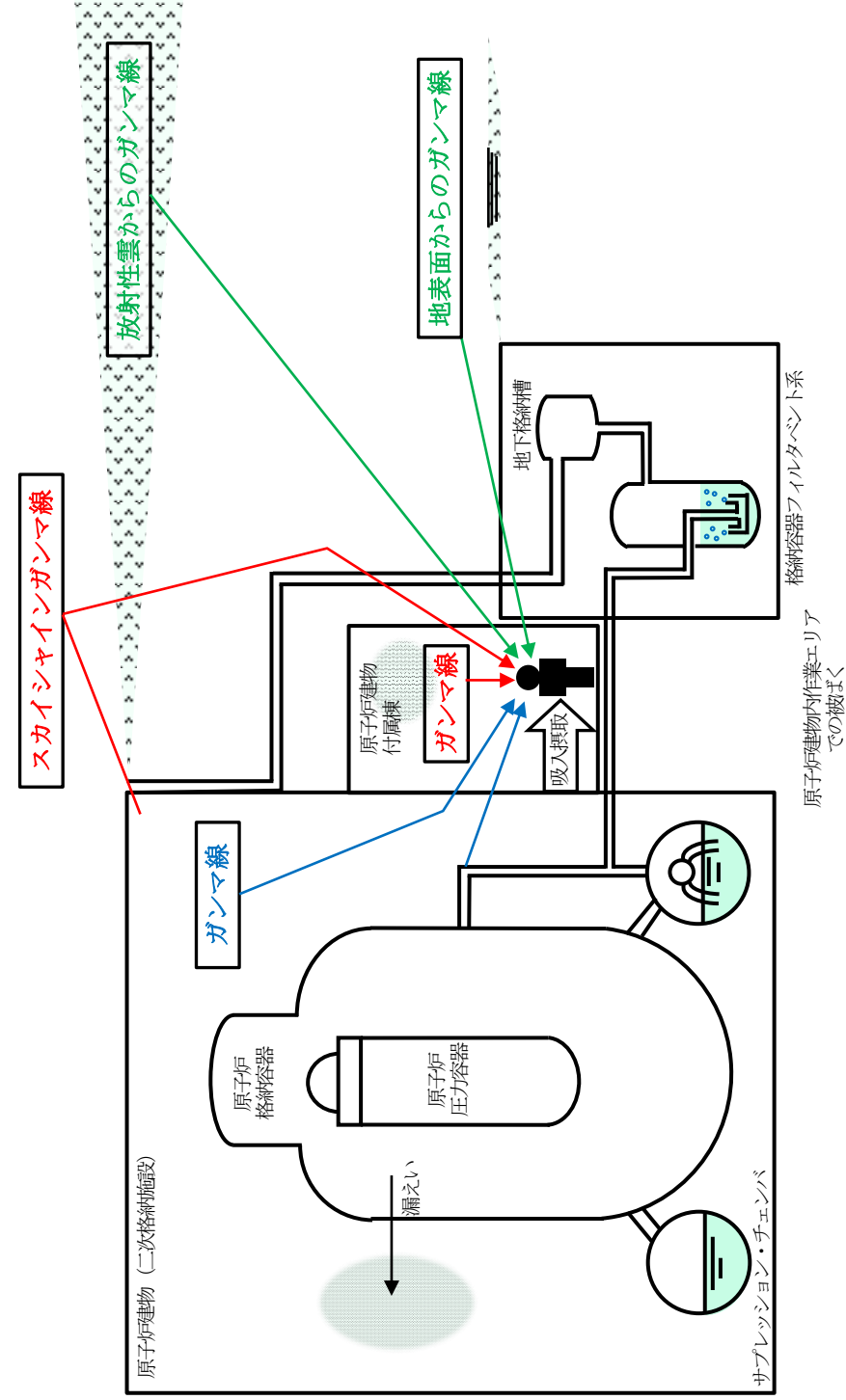
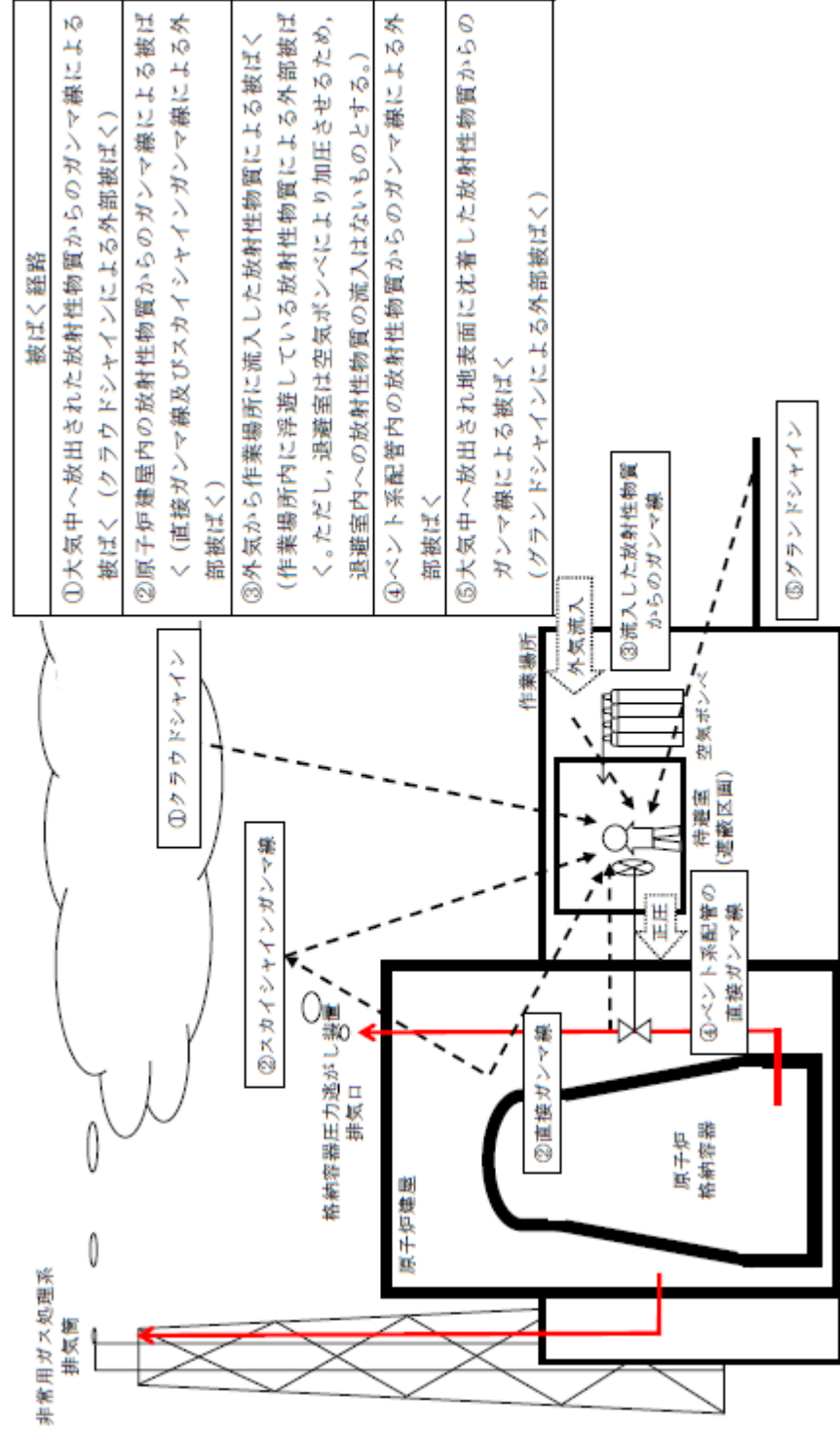


図6 被ばく経路概念図 (屋内)



- 被ばく経路
- ①大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく(クラウドシヤインによる外部被ばく)
 - ②原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接ガンマ線及びスカイシヤインガンマ線による外部被ばく)
 - ③外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく(作業場所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく。ただし、待避室は空気ポンベにより加圧させるため、待避室内への放射性物質の流入はないものとする。)
 - ④ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
 - ⑤大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく(グラウンドシヤインによる外部被ばく)

第8図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ(第二弁開操作時)

- ・設計の相違
島根2号炉は、原子炉建物の二次格納施設外での作業実施

第2表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(以下「気象指針」という。)に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料(2005年4月～2006年3月) 地上風 : 地上10m 排気筒風 : 地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風(地上10m)の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風(地上140m)の気象データを使用(補足11参照)
放出源及び放出源高さ(有効高さ)	原子炉建屋漏えい : 地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出 : 地上57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 : 地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定(補足9参照)
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第20図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒 : 1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口 : 9方位	非常用ガス処理系排気筒(排気筒放出)については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

表2 放射性物質の大気拡散評価条件(1/2)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(以下「気象指針」という。)に基づき評価
気象資料	島根原子力発電所における1年間の気象資料(2009年1月～2009年12月)	建物影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約20m)の気象データを使用 審査ガイドに示されたとおり、発電所において観測された1年間の気象データを使用
放出源及び放出源高さ	原子炉建物 : 地上0m 格納容器フィルタベント系排気管 : 地上50m 非常用ガス処理系排気管 : 地上110m	実高さを参照 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮
実効放出継続時間	原子炉建物 : 1時間 格納容器フィルタベント系排気管 : 1時間 非常用ガス処理系排気管 : 30時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に1時間と設定。SGT排気管からの放出は、気象指針に従い、全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	気象指針を参照
建物巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建物の影響を受けるため、建物による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建物	2号原子炉建物及び2号タービン建物	放出源又は放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建物として設定
放射性物質濃度の評価点	図7～図11参照	屋外移動時は、敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は、1階～3階において最も評価結果が厳しくなる原子炉建物3階の第2弁操作位置で設定
建物投影面積	2号原子炉建物 : 2600m ² (原子炉建物、格納容器フィルタベント系放出時) 2号タービン建物 : 2100m ² (非常用ガス処理系排気管放出時)	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの
形状係数	0.5	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

・評価条件の相違
東海第二の排気筒放出は、近接する建屋高さの2.5倍を超えることから建屋巻き込みを考慮していないのに対し、島根2号炉では、すべての放出点で巻き込みを考慮する

表2 放射性物質の大気拡散評価条件 (2/2)

項目	評価条件		選定理由
着目方位	第1弁 (W/Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE) 【非常用ガス処理系排気管放出時】 9方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定
	第1弁 (D/Wベント) 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE) 【非常用ガス処理系排気管放出時】 9方位 (ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE)	
	第2弁 操作位置	【原子炉建物放出時】 9方位 (WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE) 【非常用ガス処理系排気管放出時】 9方位 (NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW) 【格納容器フィルタベント系排気管放出時】 9方位 (W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE, E)	

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³) D/Q (Gy/Bq)	約 2.1×10^{-6} 約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	D/Q (Gy/Bq)		約 1.2×10^{-19}	
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}	

表3 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出高さ	相対濃度[s/m ³]	相対線量[Gy/Bq]
第1弁(W/ Wベント)操 作位置	原子炉建物中心 (地上0m)	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
	非常用ガス処理系排気管 (地上110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上50m)	7.4×10^{-4}	6.2×10^{-18}
第1弁(D/ Wベント)操 作位置	原子炉建物中心 (地上0m)	1.6×10^{-3}	5.9×10^{-18}
	非常用ガス処理系排気管 (地上110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
第2弁操作 位置	原子炉建物中心 (地上0m)	1.6×10^{-3}	5.8×10^{-18}
	非常用ガス処理系排気管 (地上110m)	3.5×10^{-4}	2.8×10^{-18}
	格納容器フィルタベント系 排気管 (地上50m)	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}

第4表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot \lambda / Q \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h) Q_γ : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV換算値) E_γ : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³)</p>	—
作業場所等の空間体積 (V _R)	<S/Cからのベントを行う場合> ・第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ <D/Wからのベントを行う場合> ・第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³	アクセスルートとなる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定 操作エリアは作業区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。
待避室の遮蔽及び空気ポンペ加圧考慮(第二弁操作場所のみ)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> ^{#1} (コンクリート相当) 空気ポンペによる加圧時間: ベント実施から3時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント後3時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差 (-5mm) を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会) を基に算出した値を設定 (補足12参照)

第5表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定 (補足 6~補足 8 参照)

表4 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 等に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査 指針」の第2表の成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる 防護係数	50	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した
地表面への 沈着速度	エアロゾル : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着無し	湿性沈着を考慮し設定 (補足 1 参照)

表5 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備/可搬式窒素供給装置準備	FCVS排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作	第1弁開操作	ベント弁閉操作	水素濃度測定操作/窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内※1	屋内※1	屋内※1	屋外
作業開始時間 (事象開始後)	約27時間～ 約32時間	約27時間～ 約32時間	約27時間～ 約32時間	約32時間	168時間後以降	168時間後以降
作業時間	移動(往):35分 作業:75分 移動(復):35分	移動(往):30分 作業:10分 移動(復):30分	移動(往):10分 作業:60分 移動(復):10分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):15分 作業:60分 移動(復):15分	移動(往):35分 作業:10分 移動(復):35分

※1 二次格納施設内での作業は不要であるため、二次格納施設以外の屋内操作場所について検討する。

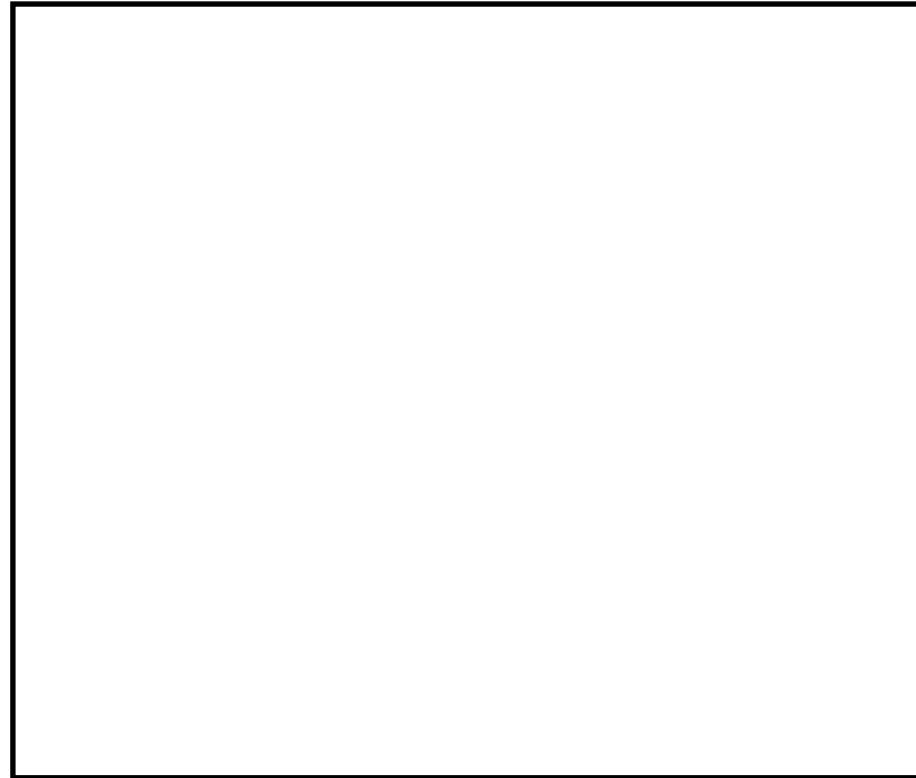
第6表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S/C側)	作業場所	[Redacted]	ベント操作エリアにおける原子炉建屋壁、補助遮蔽設備等を考慮(第9図～第19図参照)
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差(-5mm)を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)に基づき設定
コンクリート密度		2.00g/cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)を基に算出した値を設定(補足12参照)
配管中心から評価点までの距離	第一弁 (S/C側)	作業場所	[Redacted]	—
		移動ルート		
	第一弁 (D/W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

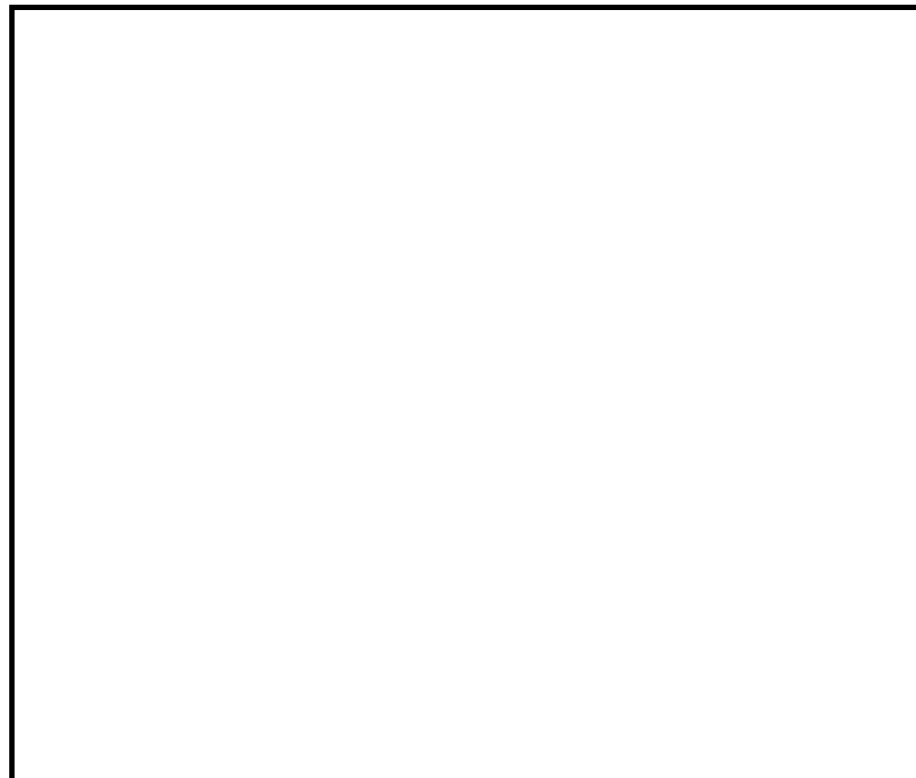
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第7表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

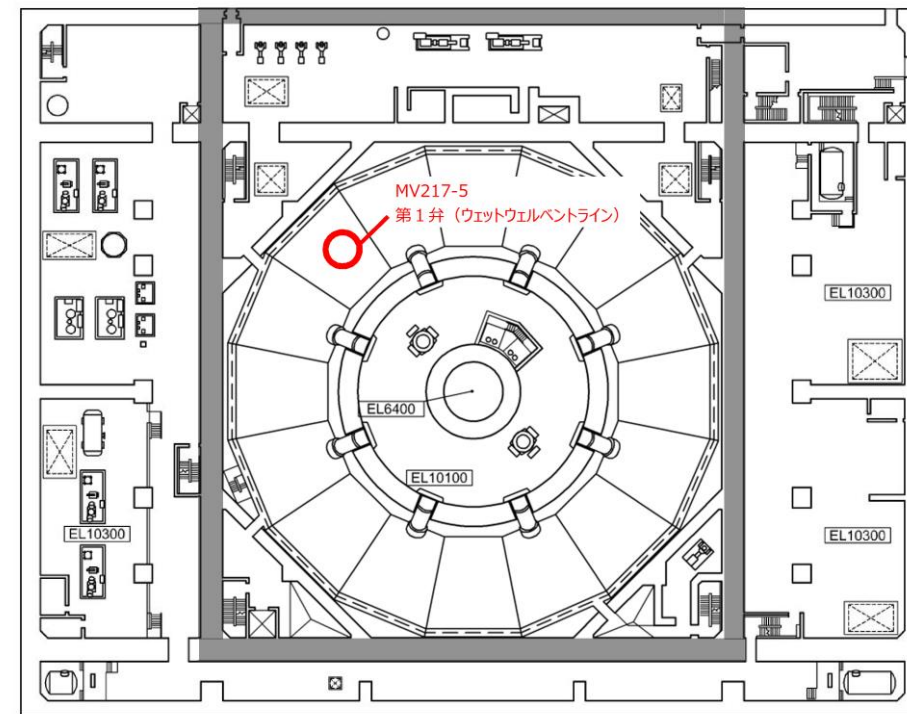
項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価: QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価: ANISN G33-GP2R	現行許認可(添十)に同じ



第9図 第一弁 (S/C側) 操作場所及びアクセスルート

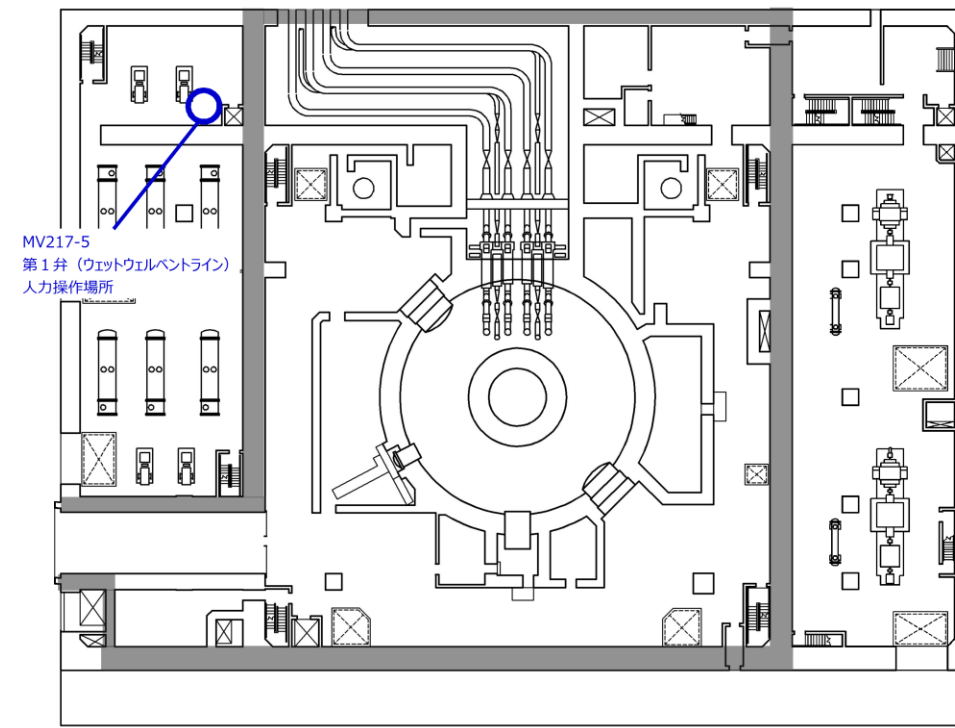


第10図 第一弁 (S/C側) 操作場所及びアクセスルート



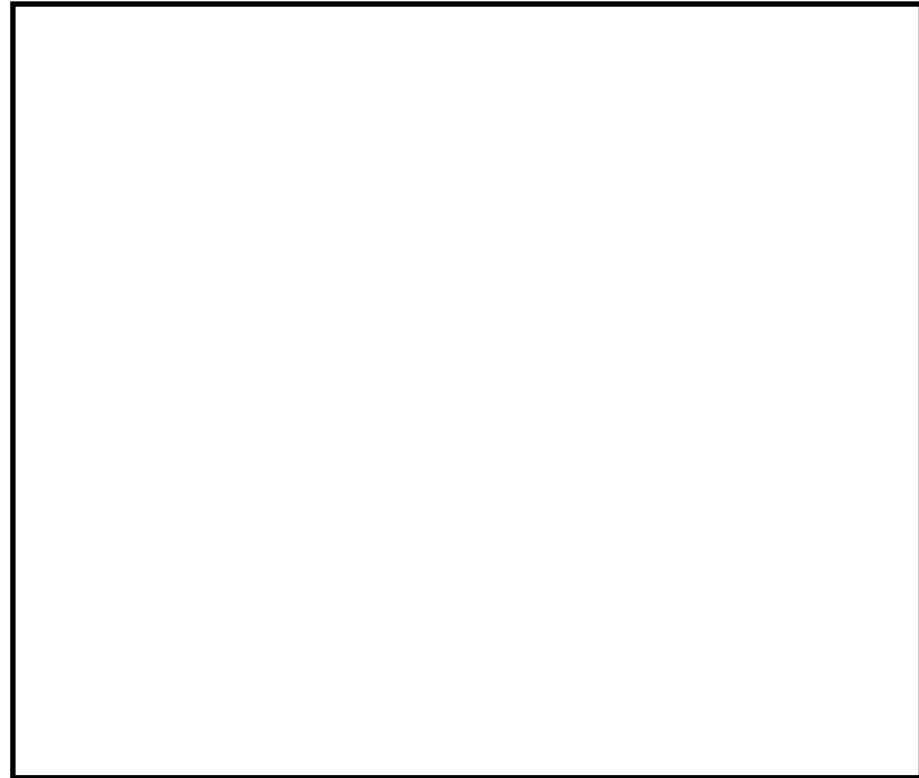
R/B B1FL (EL8800)

図7 第1弁 (W/Wベント) 操作場所 (原子炉建物地下1階)

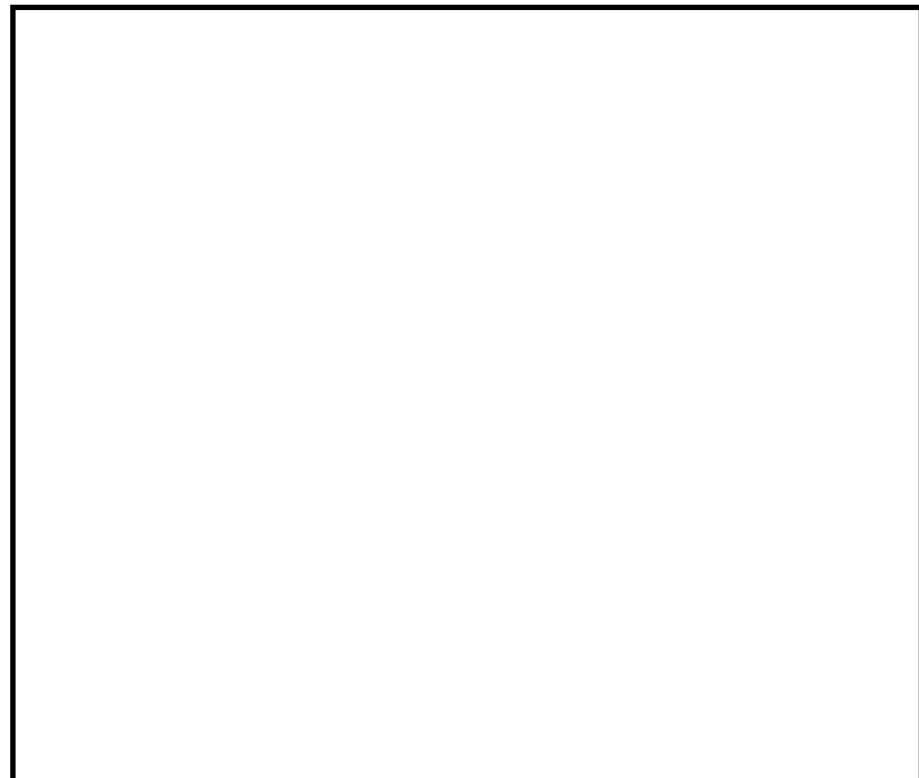


R/B 1FL (EL15300)

図8 第1弁 (W/Wベント) 操作場所 (原子炉建物1階)



第11図 第一弁 (S/C側) 操作場所及びアクセスルート



第12図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート

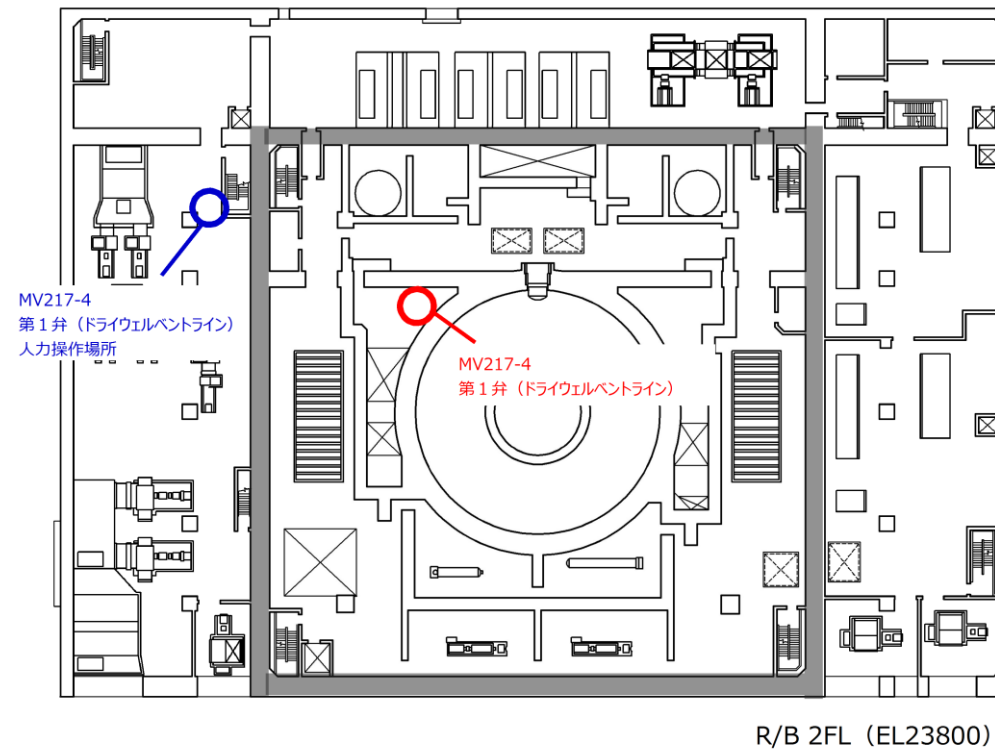
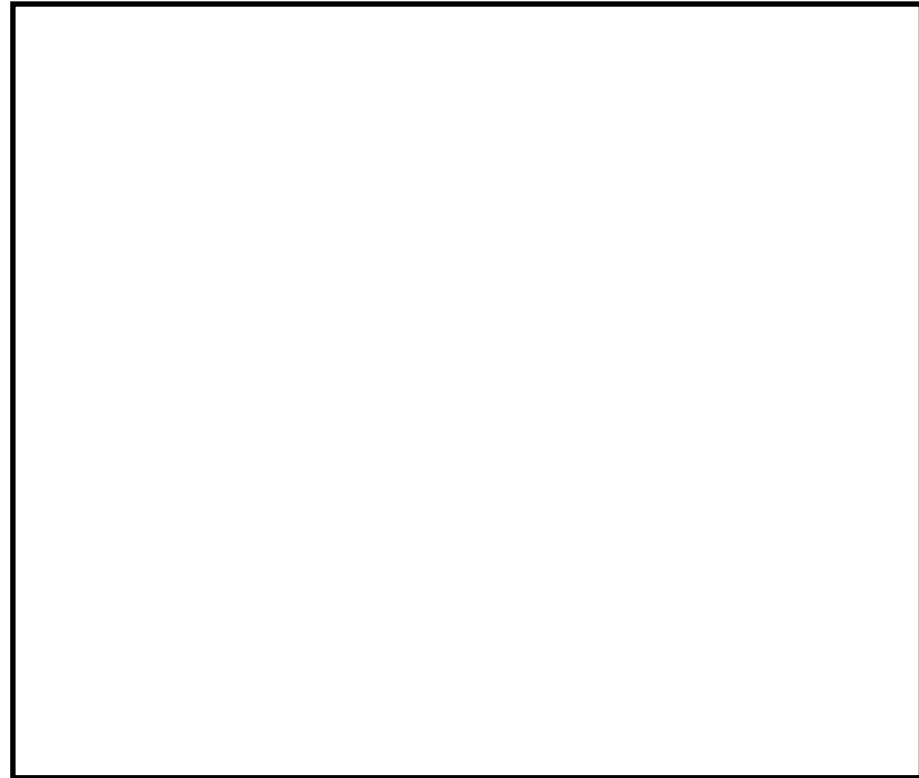
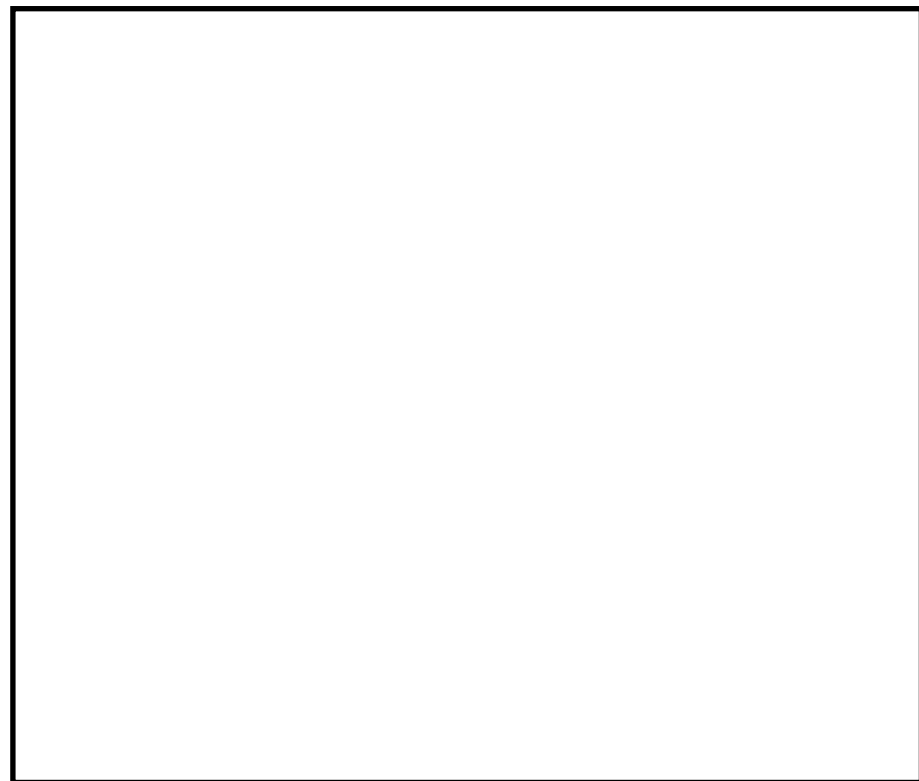


図9 第1弁 (D/Wベント) 操作場所 (原子炉建物2階)

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13図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		
		
<p>第14図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート</p>		



第15図 第一弁 (D/W側) 操作場所及びアクセスルート



第16図 屋外移動時のアクセスルート

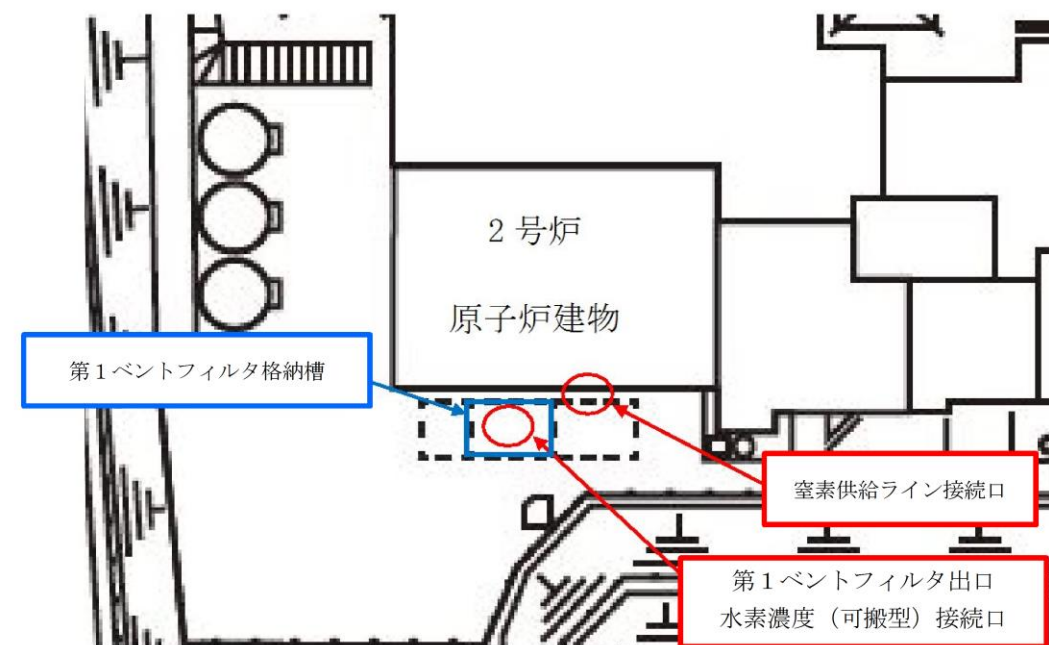
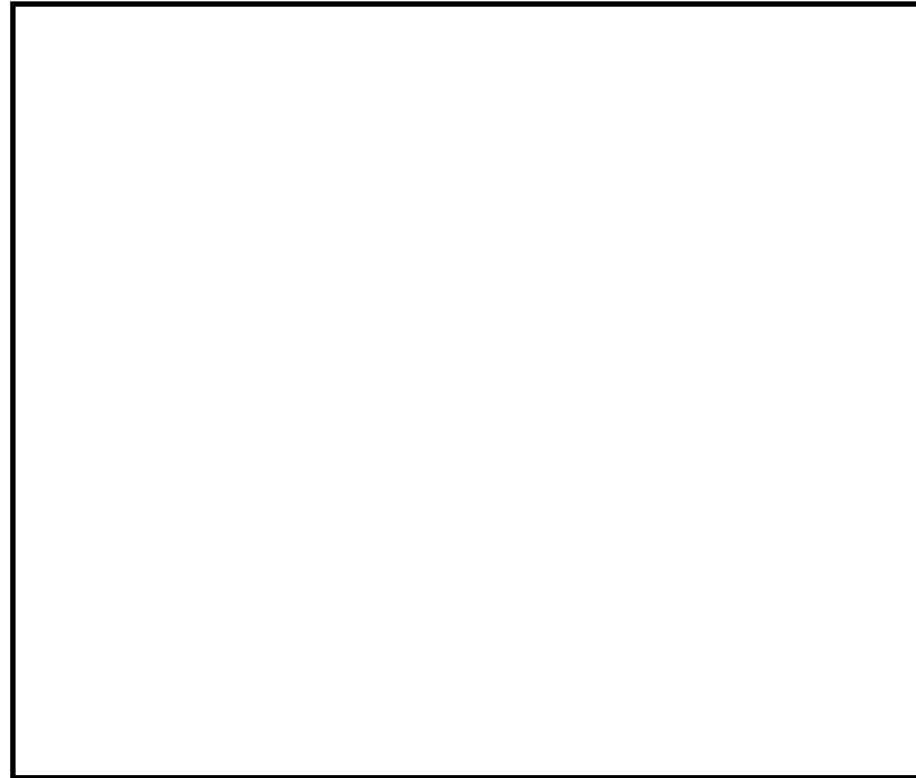
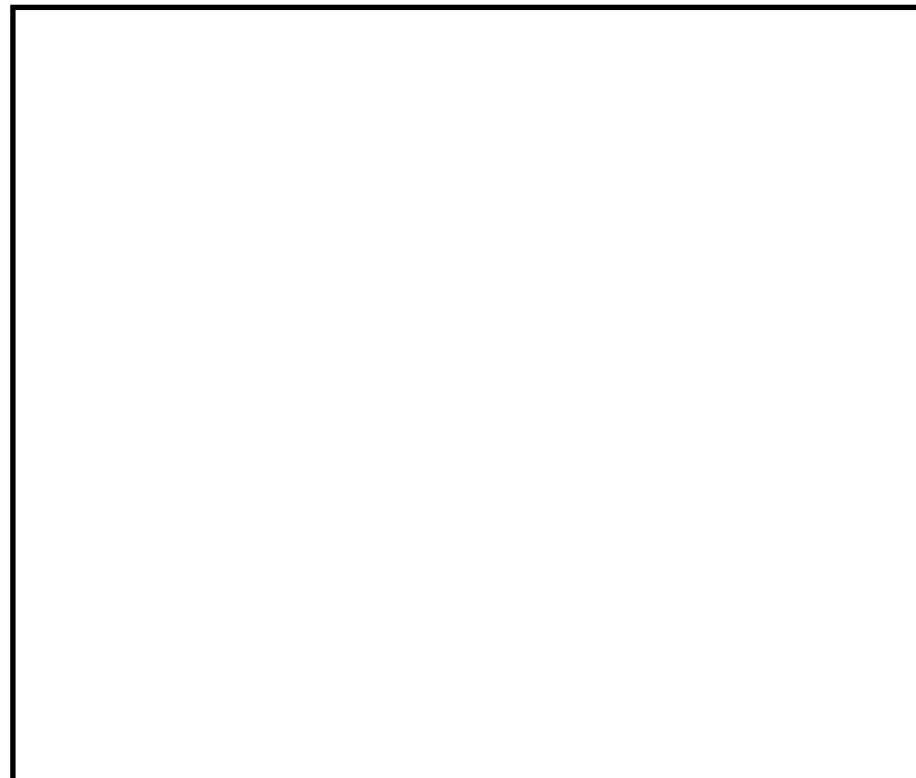


図10 屋外作業場所



第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート

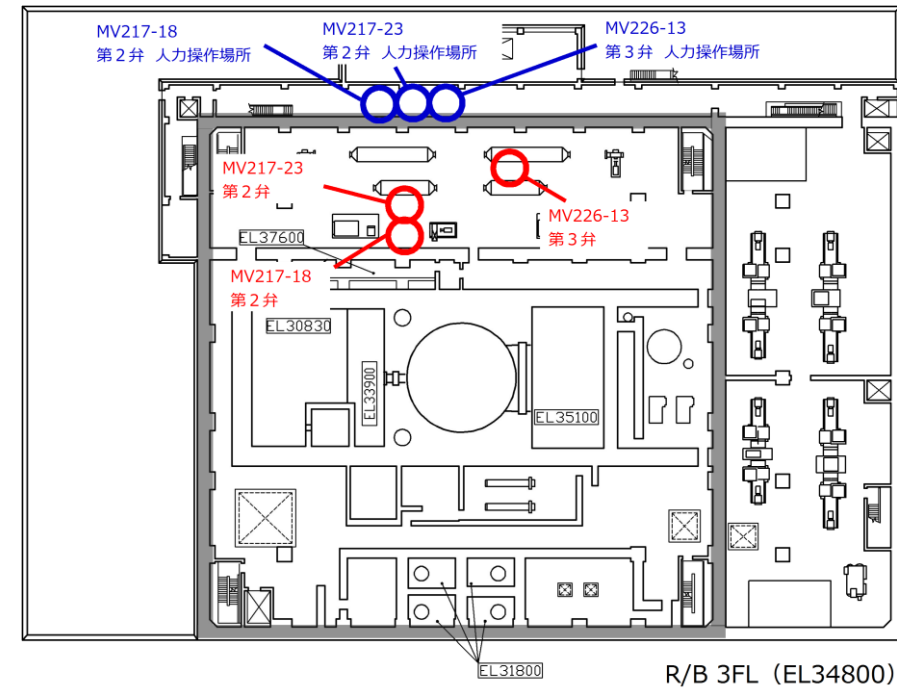
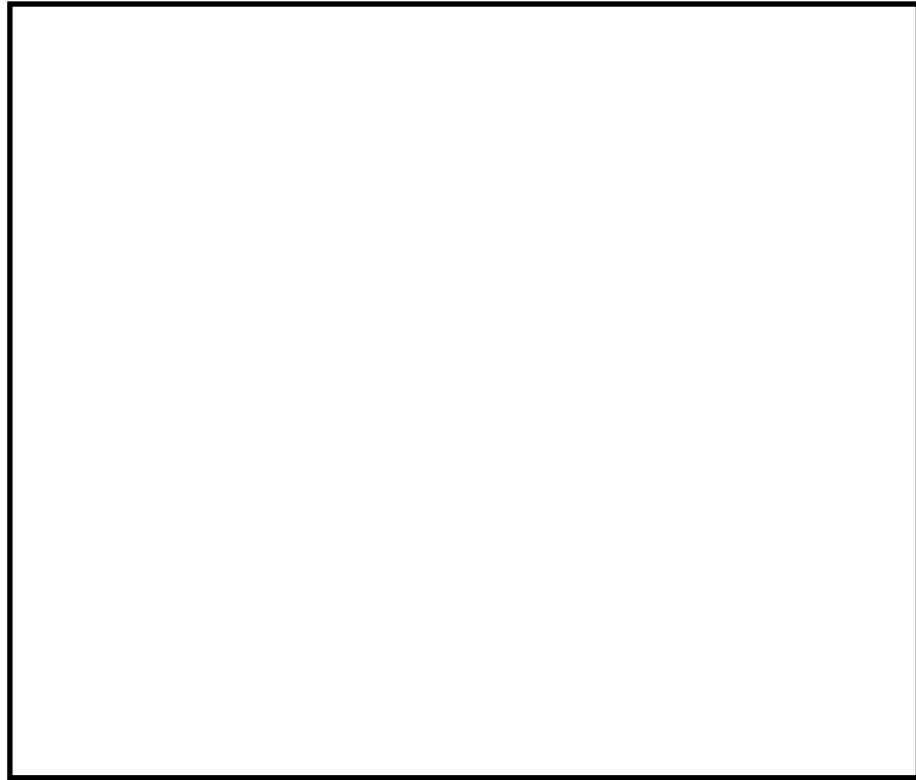
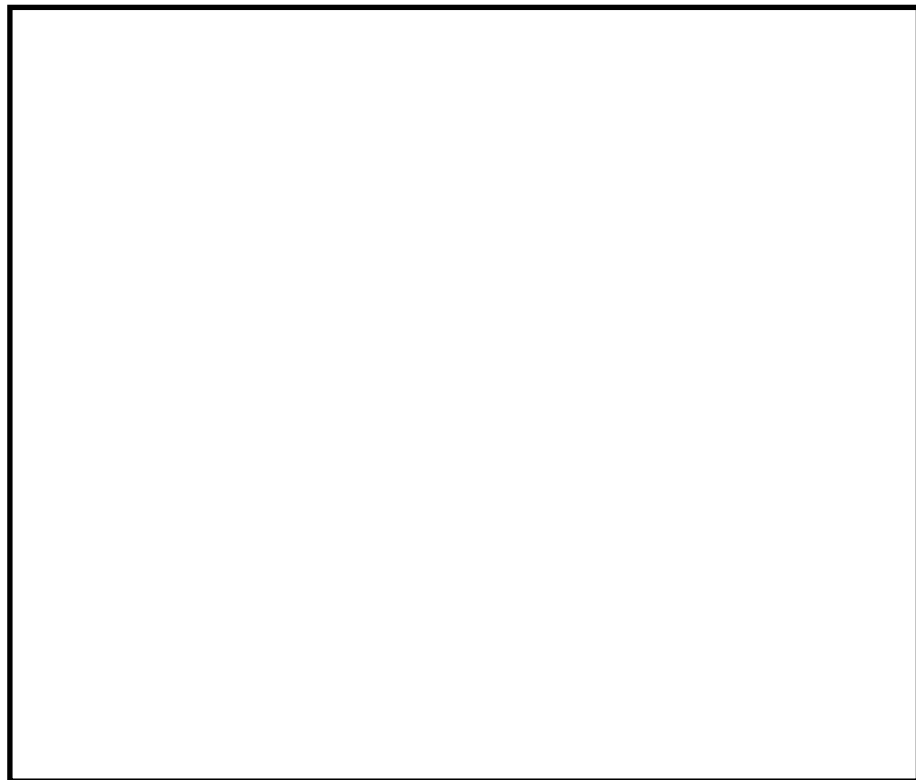


図11 第二弁操作場所（原子炉建物3階）



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第20図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

被ばく経路	第一弁 (S/C側) 開操作 ^{※1}		第一弁 (D/W側) 開操作 ^{※1}		(単位: mSv/h)	
	ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時		屋内/屋外移動 時 (中央制御室 ⇒作業場所)
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	外部被ばく	約 3.1×10^0	約 1.9×10^0	約 5.4×10^0	約 5.4×10^0	約 1.9×10^0
	内部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される	約 4.8×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}	約 4.8×10^{-2}
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下		1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく ^{※2}	約 1.4×10^{-1}	1.0×10^{-2} 以下	屋外移動のため 対象外 ^{※3}	約 4.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	屋外移動のため 対象外 ^{※3}
	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1	約 1.1×10^1	約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
作業線量率	約 1.4×10^1	約 1.5×10^1	約 1.4×10^1	約 1.7×10^1	約 1.8×10^1	約 1.4×10^1
作業時間及び移動時間	90分	35分 (往路)	35分 (復路)	90分	15分 (復路)	35分 (復路)
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約 2.1×10^1 mSv	約 8.6×10^0 mSv	約 8.2×10^0 mSv	約 2.5×10^1 mSv	約 1.5×10^1 mSv	約 8.2×10^0 mSv
作業員の実効線量 (合計)	約 3.7×10^1 mSv					約 5.2×10^1 mSv

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量(S/Cからのベント操作の場合)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口等 作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所等 原子炉建屋入口)		
	ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間		2時間～ 3時間	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	
外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される						約4.8×10 ⁻²	約1.1×10 ⁻¹
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される						1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
外部から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	約4.7×10 ⁰	約5.2×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約4.1×10 ⁻²	約2.7×10 ⁻²	
内部被ばく	正圧化により流入なし						約2.7×10 ⁻²	屋外移動のため対象外※1
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	約4.6×10 ⁻¹	約4.5×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	
大気中へ放出された放射 性物質からのガンマ線による被ばく	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	
作業員による被ばく	約5.2×10 ⁰	約5.3×10 ⁻¹	約4.8×10 ⁻¹	約1.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	
作業時間及び移動時間	60分	60分	60分	10分(往路)	10分(復路)	35分(往路)	35分(復路)	
作業員の実効線量(作業時及び移動時)	約5.2×10 ⁰ mSv	約5.3×10 ⁻¹ mSv	約4.8×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	
作業員の实効線量(合計)	約2.8×10 ¹ mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

表6 格納容器ベント(W/Wベント)実施に伴う被ばく評価結果(単位:mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	第1ベントフィ ルタ出口水素濃 度準備/可搬式 窒素供給装置準 備※1	FCVS排気ライン ドレン排出弁閉 止操作	第2弁開操作※1	第1弁開操作	ベント弁閉操作 ※1	水素濃度測定操 作/窒素供給操 作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内 の放射性物質からの直 接線・スカイシャイン 線による外部被ばく	1.1×10 ⁰	5.4×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	1.4×10 ⁰	2.5×10 ⁰	6.2×10 ⁻¹
放射性雲中の放射性物 質からのガンマ線によ る外部被ばく	5.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	1.6×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下
建物内に取込まれた放 射性物質による外部被 ばく及び内部被ばく※2	6.1×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ※3	1.6×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下
地表面に沈着した放射 性物質からのガンマ線 による外部被ばく	7.4×10 ⁰	1.5×10 ⁰	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下	1.1×10 ⁰
ベント系配管内の放射 性物質からのガンマ線 による外部被ばく	-	-	-	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.6×10 ⁻¹ ※4
SGTフィルタの放射 性物質からのガンマ線 による外部被ばく	-※5	-※5	2.6×10 ⁻¹	4.8×10 ⁻²	-※5	-※5
被ばく線量	約10	約3	約13	約7	約6	約2

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

※2 マスク着用(PF50)による防護効果を考慮する。

※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

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

第10表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	第二弁開操作時 (ベント実施時)		待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口等作業場所)		屋外移動時 (緊急時対策所等原子炉建屋入口)		
	ベント開始～1時間	1時間～2時間		ベント実施前	ベント実施後	ベント実施前	ベント実施後	
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	
外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						約4.8×10 ⁻²	約1.5×10 ¹
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	屋内に流入する放射性物質の影響に包絡される						1.0×10 ⁻² 以下	約1.3×10 ⁰
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	約4.0×10 ⁰	約3.1×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下	約8.4×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	約8.3×10 ⁰	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
内部被ばく	正圧化により流入なし						約1.3×10 ⁰	
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約5.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁻²	約5.1×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外 ^{※1}	
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.6×10 ¹	約1.6×10 ¹	
作業線量率	約4.6×10 ⁰	約8.4×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻²	約6.2×10 ⁻¹	約1.4×10 ¹	約2.8×10 ¹	約3.5×10 ¹	
作業時間及び移動時間	60分	60分	140分	60分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (復路)	
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)	約4.6×10 ⁰ mSv	約8.4×10 ⁻¹ mSv	約1.7×10 ⁻¹ mSv	約6.2×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約4.7×10 ⁰ mSv	約2.0×10 ¹ mSv	
作業員の实効線量 (合計)	約4.2×10 ¹ mSv							

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

表7 格納容器ベント (D/Wベント) 実施に伴う被ばく評価結果 (単位: mSv)

評価内容	格納容器ベント実施前				格納容器ベント実施後	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度準備/可搬式窒素供給装置準備 ^{※1}	FCVS排気ラインドレン排出弁閉止操作	第2弁開操作 ^{※1}	第1弁開操作	ベント弁閉操作 ^{※1}	水素濃度測定操作/窒素供給操作
	屋外	屋外	屋内	屋内	屋内	屋外
原子炉建物原子炉棟内の放射性物質からの直接線・スカイシャイン線による外部被ばく	1.1×10 ⁰	5.5×10 ⁻¹	9.3×10 ⁻¹	1.5×10 ⁰	2.6×10 ⁰	6.3×10 ⁻¹
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	5.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	7.6×10 ⁻¹	7.3×10 ⁻¹	7.0×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下
建物内に取込まれた放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく ^{※2}	6.1×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹	1.0×10 ⁰	1.5×10 ⁰ ^{※3}	1.6×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	7.4×10 ⁰	1.5×10 ⁰	9.4×10 ⁰	1.8×10 ⁰	1.0×10 ⁻² 以下	2.2×10 ⁰
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—	—	—	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	7.8×10 ⁻¹ ^{※4}
SGTフィルタの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	— ^{※5}	— ^{※5}	2.7×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻²	— ^{※5}	— ^{※5}
被ばく線量	約10	約3	約13	約6	約5	約4

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

※2 マスク着用 (PF50) による防護効果を考慮する。

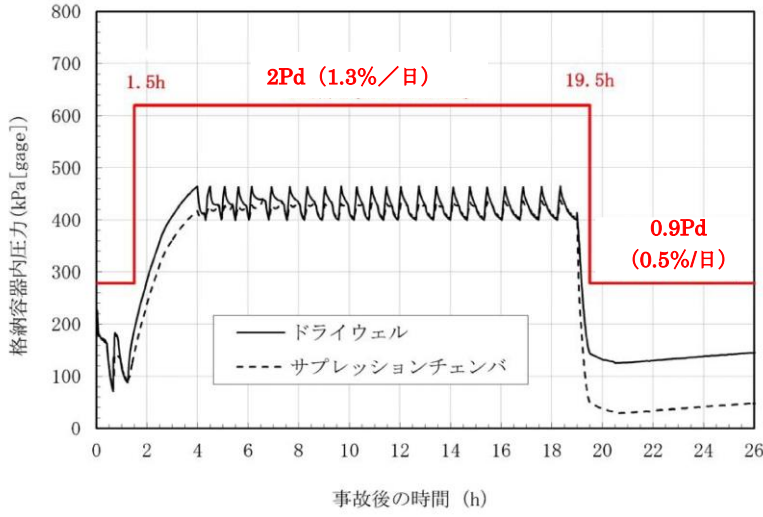
※3 ベント流体が原子炉建物内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 ベント系配管内に浮遊及び沈着した放射性物質を考慮する。なお、ベント配管内に沈着した放射性物質がドレンだまりに蓄積するものとして評価する。

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

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>補足1 格納容器漏えい率の設定について</u></p> <p>原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>ただし、MAAP解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) を基に算出した等価漏えい面積 (約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積 (約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2Pdにおける漏えい率 1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器圧力が最高使用圧力の2倍である620kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200℃までは、事故後7日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器圧力 2Pd 及び雰囲気温度 200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。</p> <p>○AECの評価式</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$ <table border="0"> <tr> <td>L :</td> <td>事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)</td> <td>【約 1.28%/日】</td> </tr> <tr> <td>L₀ :</td> <td>設計漏えい率 (0.9Pd)</td> <td>【0.5%/日】</td> </tr> <tr> <td>P_t :</td> <td>事故時の格納容器内圧力 (2Pd)</td> <td>【721.325kPa [abs]】</td> </tr> <tr> <td>P_d :</td> <td>設計圧力 (0.9Pd)</td> <td>【380.325kPa [abs]】</td> </tr> <tr> <td>P_a :</td> <td>格納容器外の圧力 (大気圧)</td> <td>【101.325kPa [abs]】</td> </tr> <tr> <td>R_t :</td> <td>事故時の気体定数^{*2}</td> <td>【523.7J/Kg・K】</td> </tr> <tr> <td>R_d :</td> <td>空気の気体定数</td> <td>【287J/Kg・K】</td> </tr> <tr> <td>T_t :</td> <td>事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)</td> <td>【473.15K】</td> </tr> <tr> <td>T_d :</td> <td>格納容器雰囲気温度 (20℃)</td> <td>【293.15K】</td> </tr> </table>	L :	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%/日】	L ₀ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】	P _t :	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】	P _d :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】	P _a :	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】	R _t :	事故時の気体定数 ^{*2}	【523.7J/Kg・K】	R _d :	空気の気体定数	【287J/Kg・K】	T _t :	事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】	T _d :	格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉では、有効性評価「添付資料3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について」で記載している</p>
L :	事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%/日】																											
L ₀ :	設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】																											
P _t :	事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】																											
P _d :	設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】																											
P _a :	格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】																											
R _t :	事故時の気体定数 ^{*2}	【523.7J/Kg・K】																											
R _d :	空気の気体定数	【287J/Kg・K】																											
T _t :	事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】																											
T _d :	格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】																											

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>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \frac{1 - \left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1 - \left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.51%/日】</p> <p>L₀ : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/日】</p> <p>P_t : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa [abs]】</p> <p>P_d : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa [abs]】</p> <p>P_a : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa [abs]】</p> <p>○定常流の式</p> $L = L_0 \frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.93%/日】</p> <p>L₀ : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/日】</p> <p>ρ_t : 事故時の格納容器内気体の平均密度^{※3} 【2.9kg/m³】</p> <p>ρ_d : 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度^{※4} 【4.5kg/m³】</p> <p>P_t : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa [abs]】</p> <p>P_d : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa [abs]】</p> <p>P_a : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa [abs]】</p>		
<p>※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社日立製作所)</p>		
<p>※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。</p> <p>R_t [J/kg・K] = モル気体定数約 8.314 [J/K・mol] / 平均分子量 M [kg/mol]</p> <p>AEC の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」) における水素発生量 (約 700kg (内訳 : ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約</p>		

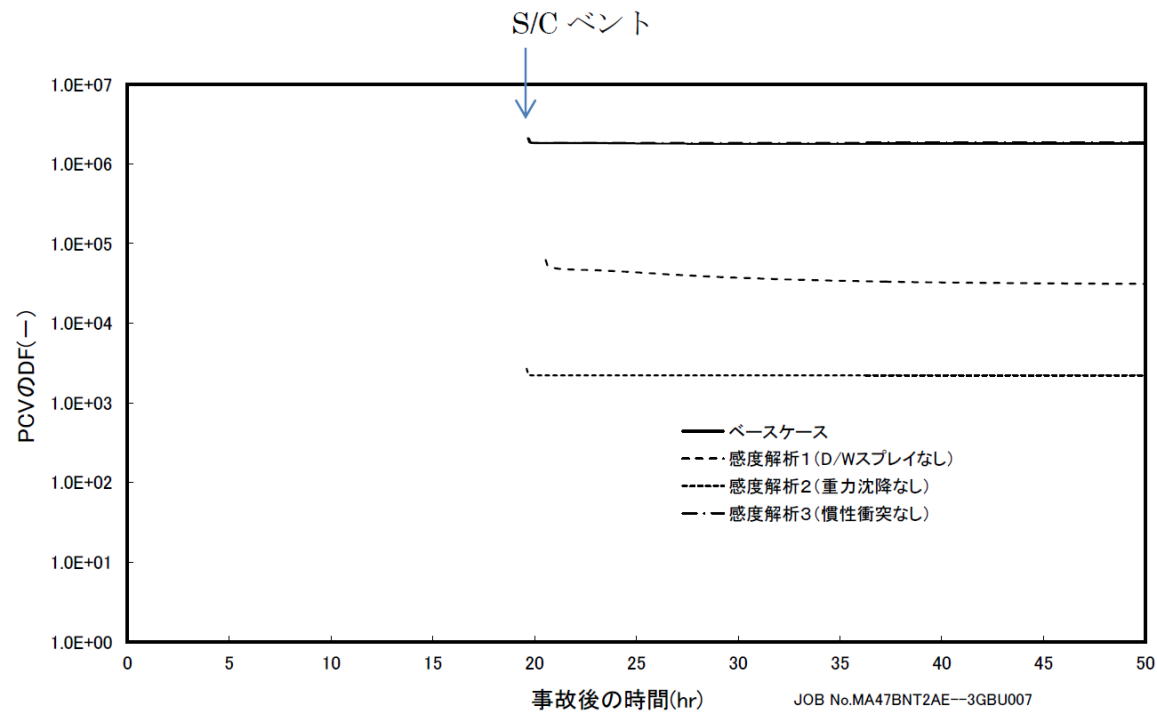
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから, 保守的な設定であると考ええる。</p> <p>※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は, 以下の式により算出した。 ρ_t [kg/m³] = 平均分子量M [kg/mol] × 物質質量 n [mol] / 格納容器体積V [m³] 定常流の式より, 事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また, 上記計算式より, 事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は, 平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり, 保守的な設定であると考ええる。</p> <p>※4 原子炉格納容器内気体の平均密度 ρ_d は, 以下の式により算出した。 ρ_d [kg/m³] = 1.205 [kg/m³] × (P_d [Pa] / P_a [Pa]) 1.205 [kg/m³] : 乾燥空気密度 (20℃)</p> <p>3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率</p> <p>(1) 無機よう素</p> <p>他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが, MAA P解析において無機よう素を模擬していないため, MAA P解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。</p> <p>漏えい率の設定に当たっては, 第1図のとおりMAA P解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し, その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。</p> <p>このように設定した漏えい率は, 0.9Pd 以下で 0.5%/日, 0.9Pd 超過で 1.3%/日を一律に与えるものであり, MAA P解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であると考ええる。</p>  <p>第1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化 (無機よう素の格納容器漏えい率の設定)</p> <p>(2) 有機よう素</p> <p>有機よう素についても, 無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが, 有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似してい</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>ることから、MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、1.及び2.に基づき漏えい率を設定する。</p> <p><u>補足2 原子炉格納容器内での除去効果について</u></p> <p>MAAPにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）</p> <p>「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(2) FPの状態変化・輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。</p> </div>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉では、有効性評価 補足説明資料「13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果」で記載している</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>原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の気体、エアロゾル及び構造物表面上(沈着)の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式(エアロゾルの粒径分布に対する保存式)の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流(壁面へ向かう流体力学的気流)のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p style="text-align: center;">5-66</p> <p>F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p> <p>エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。</p> <p>また、格納容器スプレイによるF P除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果</p>		

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。感度解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

$$DF = \frac{\text{原子炉格納容器内へのCsI放出割合}}{\text{ベントラインから大気へのCsI放出割合}}$$



第1図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果 (感度解析結果)

第1図より、全除去効果を考慮したベースケースにおけるDF (10⁶オーダー) との比較から、重力沈降のDFは10³程度、ドライウェルスプレイのDFは10~10²程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるDFは10⁴~10⁵程度となるため、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

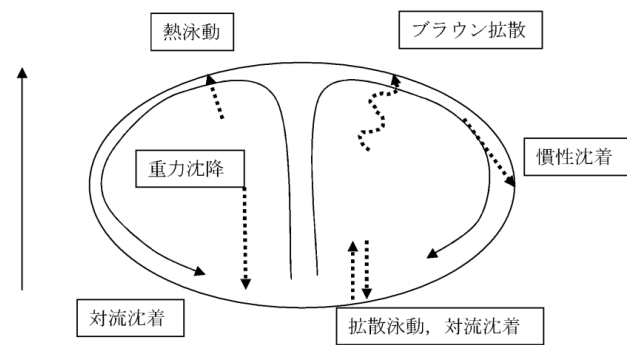
(1) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(2) MAA P解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム(SUPRAコード)により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

SUPRAコードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動(気泡サイズ及び気泡上昇速度)、初期気泡生成時のDF、気泡上昇時のDFを評価式により与えている。第2図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのDFを与えている。



第2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究^{※1}にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第1表及び第3図に示す。また、試験結果を第4図から第10図に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 μm までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 μm の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い(実験: LATEX粒子(密度 g/cm³), SUPRAコード: CsOH(密度 g/cm³))が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正^{※2}した第7図及び第9図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示すことが確認できる。

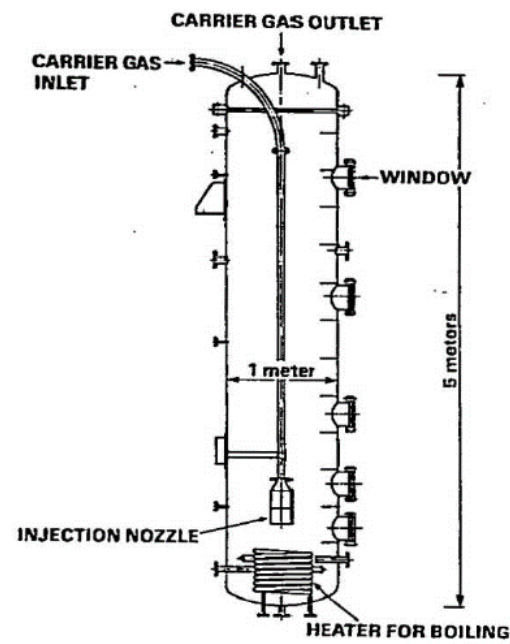
以上より、SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。

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

※2 実験ではLATEX粒子を用いているため、その粒径は となる。一方、SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 (g/cm³) の平方根を乗じることにより に換算する。

第1表 試験条件

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

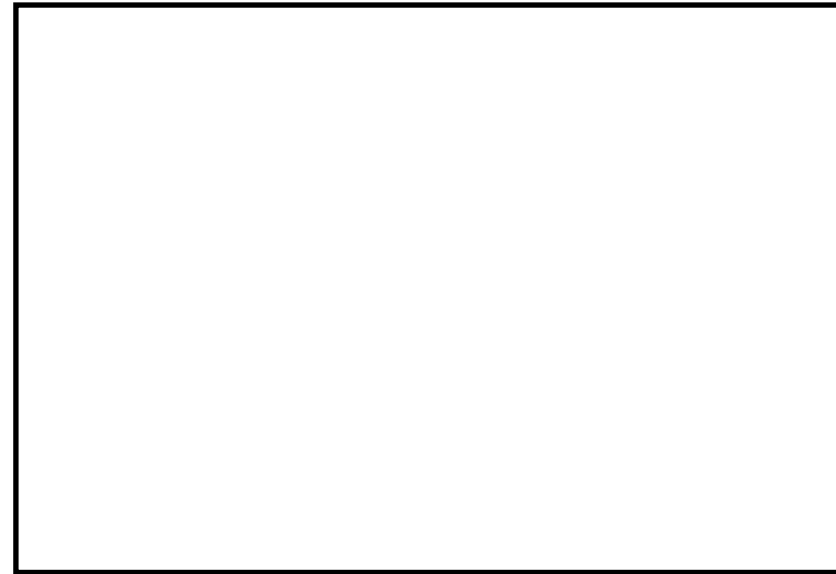


第3図 試験装置の概要

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="344 205 1118 737" style="border: 1px solid black; height: 253px; width: 261px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="439 747 997 779">第4図 キャリアガス流量に対するDFの比較</p> <div data-bbox="344 877 1118 1409" style="border: 1px solid black; height: 253px; width: 261px; margin-bottom: 20px;"></div> <p data-bbox="477 1465 958 1497">第5図 プール水温に対するDFの比較</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="344 205 1118 737" data-label="Figure"></div> <div data-bbox="477 747 955 779" data-label="Caption"><p>第6図 水蒸気割合に対するDFの比較</p></div> <div data-bbox="344 877 1118 1409" data-label="Figure"></div> <div data-bbox="418 1419 1032 1451" data-label="Caption"><p>第7図 水蒸気割合に対するDFの比較 (密度補正)</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="344 205 1118 737" data-label="Figure"></div> <div data-bbox="439 747 997 779" data-label="Caption"><p>第8図 スクラビング水深に対するDFの比較</p></div> <div data-bbox="344 877 1118 1409" data-label="Figure"></div> <div data-bbox="373 1419 1071 1451" data-label="Caption"><p>第9図 スクラビング水深に対するDFの比較 (密度補正)</p></div>		



第10図 ガス温度に対するDFの比較

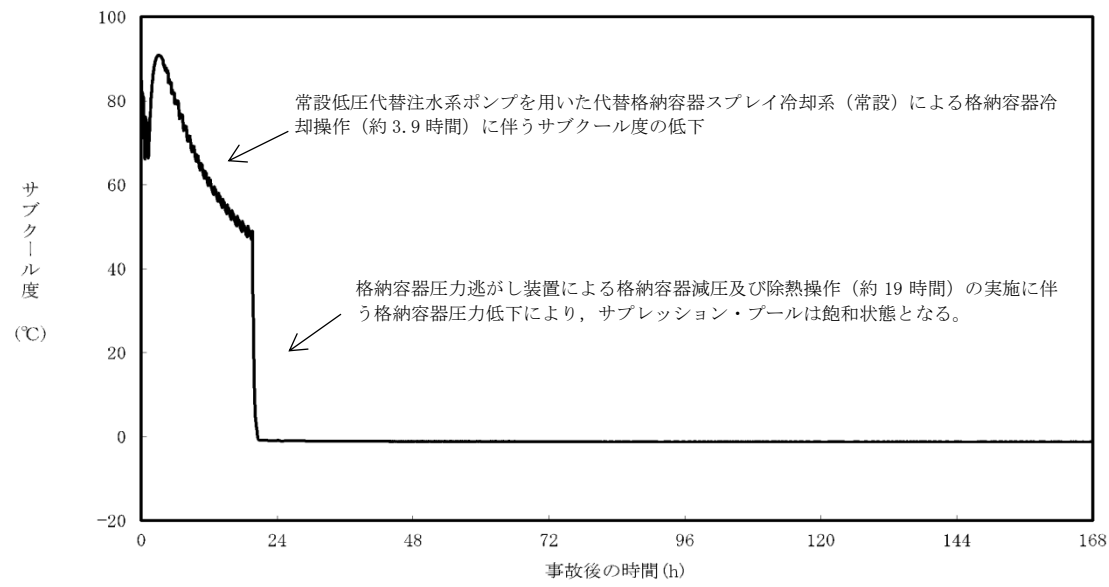
(4) 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第11図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP解析条件及び評価結果を第2表及び第3表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第3表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第12図のとおり、原子炉圧力容器内のCs-137は、大破断LOCAにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、事象発生5時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため、本評価においてサブプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考えられる。

なお、CsI、CsOHの沸点はそれぞれ1,280℃、272.3℃以上^{※2}であり、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でCsI、CsOHが揮発することは考えにくいですが、サブプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のCsI、CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のCs-137放出量（事象発生7日間で約18TBq）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997年11月20日



第11図 サブレーション・プールのサブクール度の推移

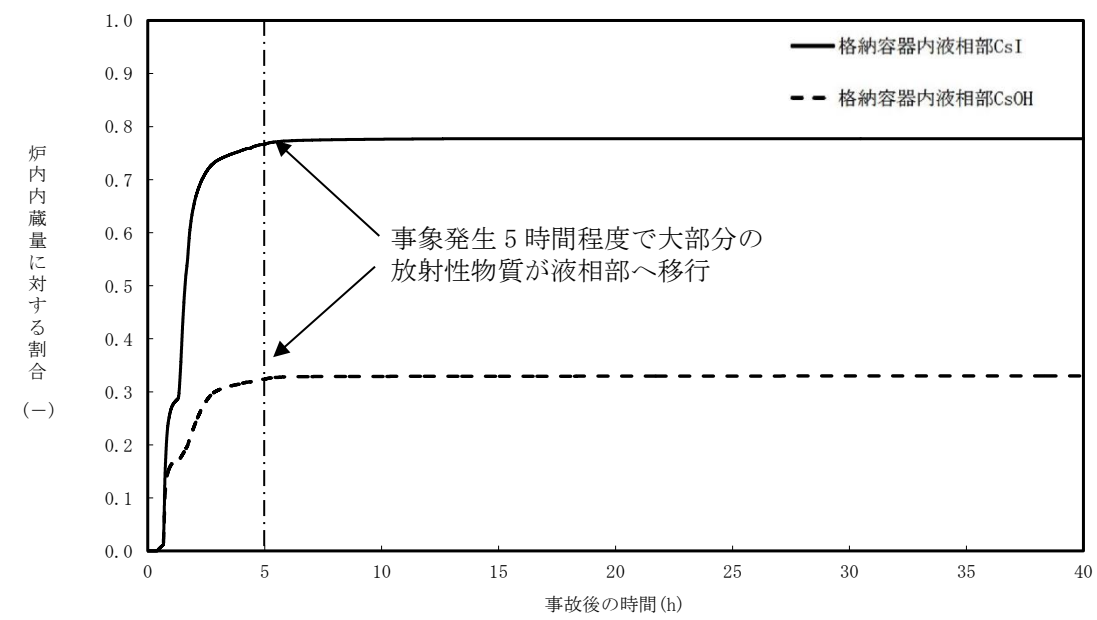
第2表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約55%）相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サブレーション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深3m以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において、最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において、最も割合が多い粒径

※SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第3表 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	
<input type="text"/> μm		



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>補足3 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について</p> <p>1. 無機よう素の自然沈着率の設定</p> <p>原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。</p> <p>原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構(以下「NUPEC」という。)による検討「平成9年度NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書(平成10年3月)」において、CSE(Containment Systems Experiment) A6実験に基づく値が示されている。</p> <p>原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度 ρ の濃度変化(1/s)は式1で表され、自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式2のとおりとなる。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式1})$ $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right) \quad (\text{式2})$ <p>なお、NUPECの報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載(CSE A6実験)より、時刻0分における無機よう素の気相濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻30分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を上式に代入することで、式3のとおり、無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) を算出したとしている。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log\left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5}\right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式3})$ <p>この自然沈着率は、BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” のCSE A6実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻0分~30分の濃度変化は、よう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第1図参照)</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉では、59条補足説明資料 59-11 添付資料2「2-5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について」で記載している</p>

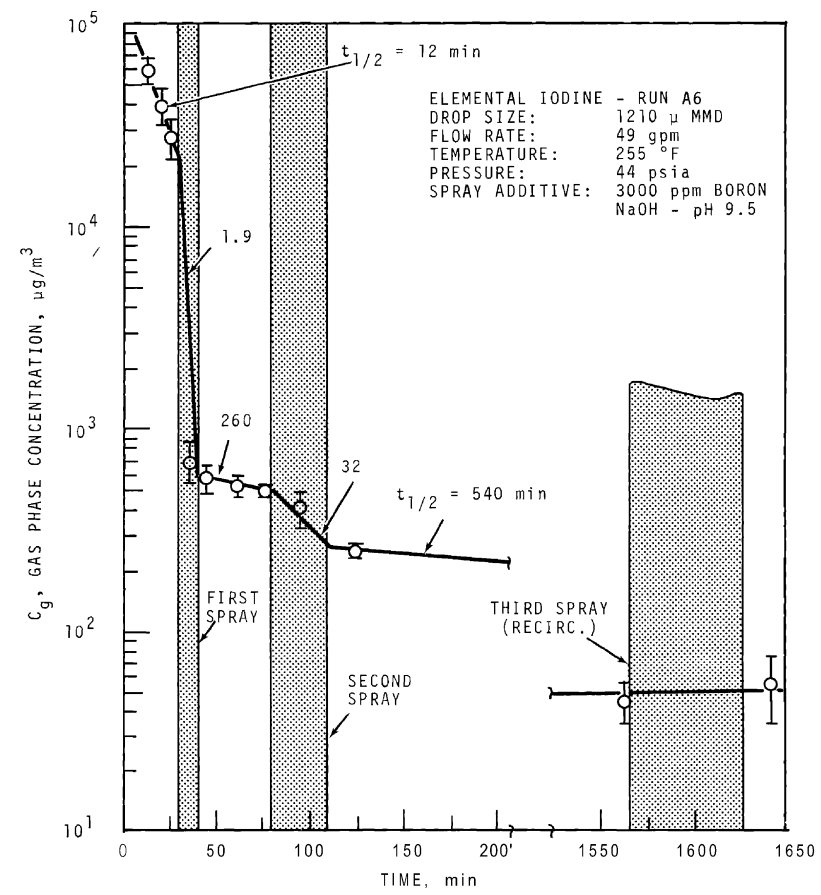


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第1図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. C S E実験の適用について

C S E実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第1表に示す。

第1表 C S E実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E実験のRun No.			東海第二発電所
	A 6 ※1, ※2	A 5 ※3	A 1 1 ※3	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約0.20	約0.22	約0.24	約0.47以下※4
雰囲気温度 (℃)	約120	約120	約120	約200以下※4
格納容器 スプレイ	間欠※5	なし	なし	間欠※6

※1 R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

※2 R.K.Hilliard et.al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244

※3 R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度のM A A P解析結果より記載

※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが, 自然沈着率の算出には1回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している

※6 格納容器スプレイを実施するが, 評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し, 格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していないA 5及びA 1 1における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を第2図に示す。初期の沈着についてはA6と同様の傾向を示すとともに, 初期濃度より数百分の1程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また, 米国SRP6.5.2では, 原子炉格納容器内の無機よう素濃度が1/200になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

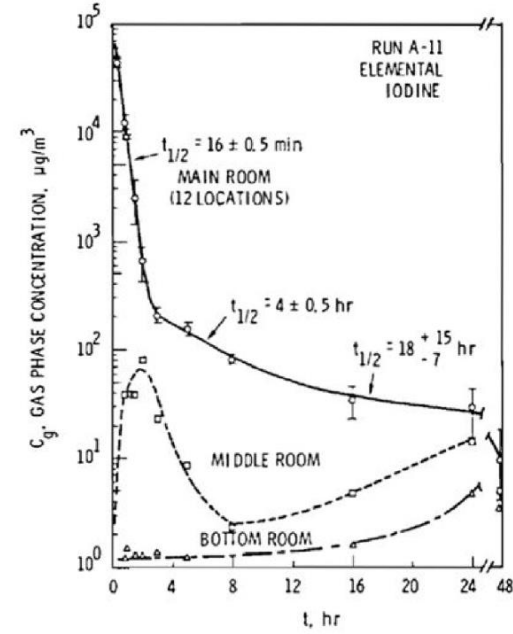
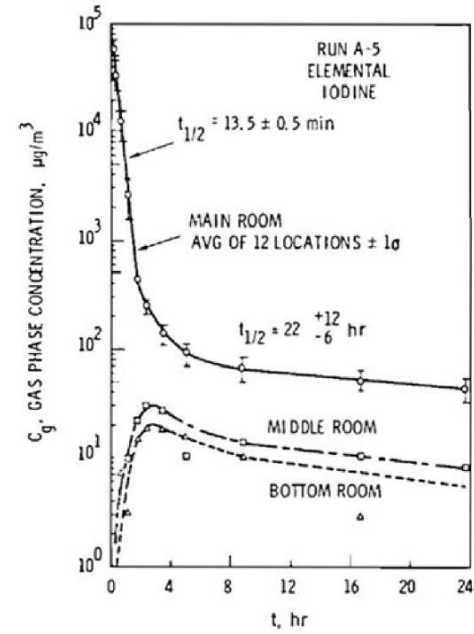


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2図 CSE A5及びA11実験における無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

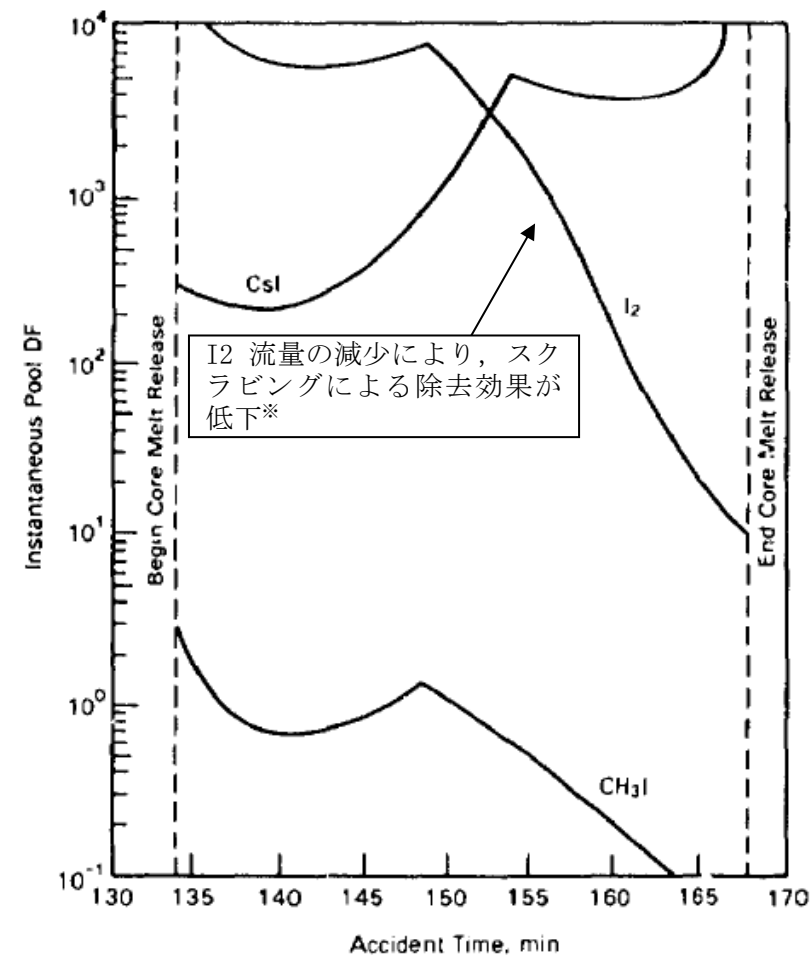
自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、CSE実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第2表に示す。表からCSE実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第2表 CSE実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	CSE実験体系	東海第二発電所
体積 (m ³)	約 600	約 5,700
表面積 (m ²)	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

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>補足4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)</u></p> <p>サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果(以下「DF」という。)として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきDF10を設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark - II及びMark - IIIに対してDF10以下、Mark - Iに対してDF5以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり(抜粋参照)、東海第二発電所はMark - II型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず、DF10を適用することとしている。</p> <p>なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本DFの効果には期待していない。粒子状よう素のDFについては、MAAP解析のスクラビング計算プログラム(SUPRAコード)にて評価している。</p> <p style="text-align: center;">「Standard Review Plan 6.5.5」(抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. <u>Pool Decontamination Factor.</u> The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.</p> <p>The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.</p> </div>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 <p>島根2号炉では、59条補足説明資料 59-11 添付資料2「2-5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について」で記載している</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 style="text-align: right;">参考</p> <p>サプレッション・プールでのスクラビングによる 無機よう素の除去効果に関する他の知見について</p> <p>サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、SPARCコードによる計算結果並びにUKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験がある。</p> <p>1. SPARCコードによる計算結果</p> <p>Standard Review Plan 6.5.5の引用文献^{※1}において、SPARCコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素（I₂）、粒子状よう素（CsI）及び有機よう素（CH₃I）に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小で10程度である。</p> <p>なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過渡時において制御棒の挿入不良が発生 ・緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッション・プールの冷却能力を超過 ・原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生 <p>※1 P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, “Capture of Iodine in Suppression Pools”, 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.</p>		



第1図 SPARC計算結果(瞬時値DF)

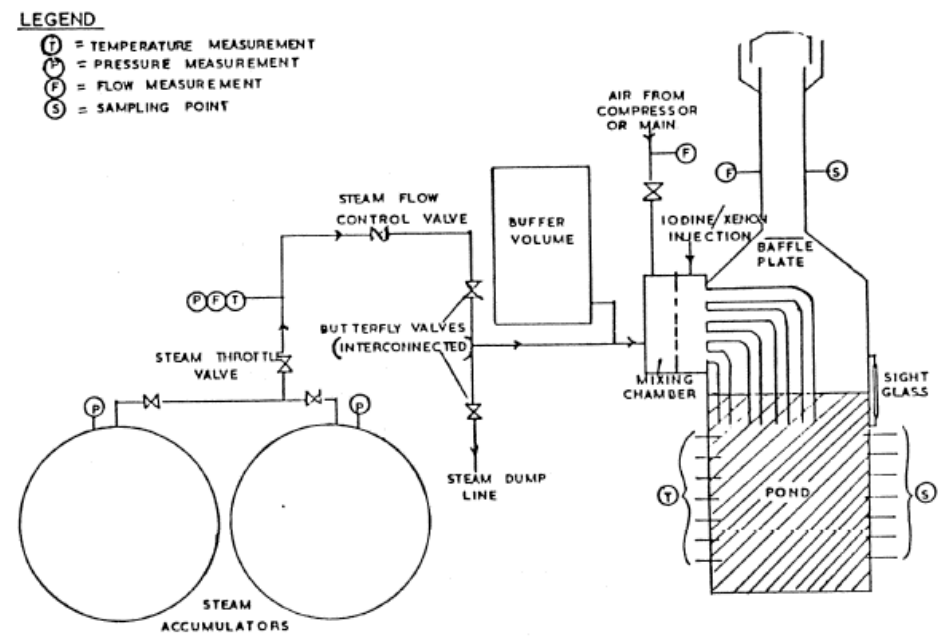
※文献中の記載(抜粋)

“Here the I₂ flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I₂ concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool.”

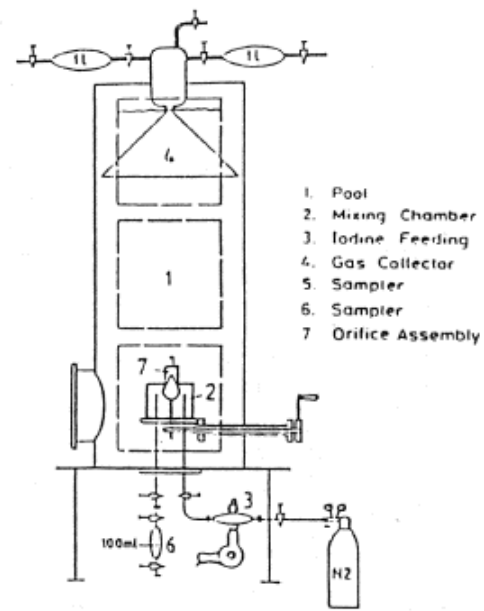
2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA^{※2}及びPOSEIDON^{※3}において実験が行われている。実験体系を第2図及び第3図、実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す^{※4}。第2表のとおり、無機よう素のDFは最小で14である。

- ※2 イギリスのウィンフリス(重水減速沸騰軽水冷却炉(SGHR))の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験
- ※3 スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験
- ※4 “State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995



第2図 UKAEA実験体系



第3図 POSEIDON実験体系

第1表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N ₂ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO ₂ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N ₂ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu ₂ O ₃ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N ₂ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N ₂	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	I ₂ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEIDON	I ₂ vapour	-	N ₂	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第2表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO ₂ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu ₂ O ₃ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I ₂	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I ₂	20 - 300 000

* Only one test performed.

補足5 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることで算出する。(参考1参照)

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「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の重量を考慮)において原子炉压力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能なMAAPコードを用いることとするが、以下の考察から、NUREG-1465の知見を用いて一部補正する。MAAP解析結果を第1表、NUREG-1465の知見を用いて一部補正した結果を第2表に示す。

第1表 放出割合の評価結果(MAAP解析)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合 ^{*1}		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 ^{*1}	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
CsI類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
CsOH類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Sb類	約 7.6×10^{-5}	約 7.5×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}	約 1.8×10^{-2}
TeO ₂ 類	約 4.4×10^{-5}	約 4.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-7}	約 9.9×10^{-4}
SrO類	約 8.6×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}	約 2.4×10^{-1}
BaO類	約 9.1×10^{-5}	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.4×10^{-1}
MoO ₂ 類	約 9.1×10^{-5}	約 9.0×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-2}
CeO ₂ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}
La ₂ O ₃ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}

※1 小数点第2位を四捨五入

第2表 放出割合の評価結果(中・低揮発性の核種グループに対する補正後)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合 ^{*1}		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合 ^{*1}	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
CsI類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
CsOH類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Cs類 ^{*2}	約 3.4×10^{-5}	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}	約 7.2×10^{-3}
Sb類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
TeO ₂ 類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
SrO類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
BaO類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
MoO ₂ 類	約 3.4×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}	約 7.2×10^{-5}
CeO ₂ 類	約 6.7×10^{-8}	約 6.8×10^{-8}	約 8.9×10^{-10}	約 1.4×10^{-5}
La ₂ O ₃ 類	約 2.7×10^{-8}	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}	約 5.8×10^{-6}

※1 小数点第2位を四捨五入

※2 CsI類及びCsOH類の値から評価(評価式は式1)

・資料構成の相違
島根2号炉では、59条補足説明資料59-11添付資料2「2-3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について」で記載している

① TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第1表によると、高揮発性核種 (CsI, CsOH) の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合 ($10^{-6} \sim 10^{-7}$ オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい (10^{-5} オーダー) という結果になっている。

一方、TMI や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、ヨウ素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第3表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種 (セシウムやヨウ素) が原子炉圧力容器外に炉内蓄積量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第3表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在割合※3

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	-	-	-	1	-	0.2	3	1	-
地階水、気相タンク類	0.01	-	-	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	-	-	-	0.1	-	0.7	5	7	-
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

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

※3 存在割合 = サンプル試料の分析結果 / ORIGEN2コード解析結果

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

また、第4表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種 (セシウムやヨウ素) であり、多くの中・低揮発性核種は不検出 (ND) という結果となっている。

第4表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グランド (西北西約900m)*2		【定点②】*1 野鳥の森 (西約900m)*2		【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約900m)*2		④5号機リベ ス シ ン ク 前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵場12棟近傍 (北約900m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2		
	試料採取日	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	6.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

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

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各元素の放出挙動について</p> <p>燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており※4、高揮発性核種が高温でほぼ全量放出されるのに対し、中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。</p> <p>希ガス：高温にてほぼ全量放出される。</p> <p>I, Cs：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。</p> <p>Sb, Te：被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。</p> <p>Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。</p> <p>Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。</p> <p>※4 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチノイドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034, 2013年12月）」</p> <p>③補正について</p> <p>①及び②より、第1表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず、これは、MAAP解析において、中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ、要因としては、熔融燃料が再冠水し熔融燃料の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや、熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお、MAAPコードの開発元であるEPRIからも、以下の報告がなされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（Ru及びMo）の放出について、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP解析が保守的な結果を与える場合がある。 ・Moの放出量評価について、NUREG-1465よりもMAAPの方が放出量を多く評価する。したがって、TMI事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり、TMI事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、BWR及びPWRそれぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたNUREG-1465の知見を利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析とNUREG-1465の想定と比較は第5表のとおりであり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが、NUREG-1465の想定とMAAP解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてNUREG-1465の知見は利用可能と判断している。 		

第5表 MAA P事象進展とNUREG-1465の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAA P	約4分～約27分 ^{※5}	約27分～約3.3時間 ^{※6}
NUREG-1465	～30分	30分～2時間

※5 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※6 原子炉注水をしない場合における原子炉压力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉压力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、CsIグループ、CsOHグループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAA P解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I元素とCs元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より、式1を用いて評価する。（式1の導出過程は、参考2参照）

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (式1)$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs の放出割合

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

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsIグループの放出割合

M_I : 停止直後の I の炉内蓄積重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs の炉内蓄積重量

W_I : I の分子量

W_{Cs} : Cs の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

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

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはCsと同一になるものとし^{※7}、事象発生から168時間経過時点におけるCsの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率はNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、式2及び式3に基づき評価する。また、第6表に、NUREG-1465で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$F_i(T) = F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

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

$F_{NG}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs の放出割合

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

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

※7 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受けるCsの振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、Csに比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じるCsではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

第6表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※8
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※8 NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465 では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉内蓄積量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第1図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種 ^{※9}
希ガス類	Kr, Xe
CsI類	I
CsOH類	Cs, Rb
Sb類	Sb
TeO ₂ 類	Te
SrO類	Sr
BaO類	Ba
MoO ₂ 類	Mo, Co, Tc, Ru, Rh
CeO ₂ 類	Ce, Np, Pu
La ₂ O ₃ 類	La, Y, Zr, Nb, Pr, Nd, Am, Cm

※9 本評価において「Te₂類」及び「UO₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FPの核種グループ]

(NUREG-1465)

グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

グループ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO ₂
4	SrO
5	MoO ₂
6	CsOH
7	BaO
8	La ₂ O ₃
9	CeO ₂
10	Sb
11	Te ₂
12	UO ₂

第1図 MAAP及びNUREG-1465における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」(抜粋)）

参考2 Csの放出割合の評価式について

Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I及びCsの原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI及びCsの分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻TにおけるCsの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻TにおけるCsOHグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻TにおけるCsIグループの放出割合

M_I : 停止直後のIの炉内蓄積重量

M_{Cs} : 停止直後のCsの炉内蓄積重量

W_I : Iの分子量

W_{Cs} : Csの分子量

1. CsIに含まれるCs

Iは全てCsIとして存在しているため、CsI中に含まれるCsは、CsI中に含まれるIの重量にI及びCsの分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$: 時刻 T における Cs I 中に含まれる Cs の放出量

2. Cs OHに含まれるCs

Cs はCs I 又はCs OHのいずれかの形態で存在しているため、Cs OH中に含まれるCs は、1. で算出したCs I 中に含まれるCs を差引くことで算出する。

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

$M_{Cs(OH)}(T)$: 時刻 T における Cs OH中に含まれるCs の放出量

3. Cs の放出割合

1. 及び 2. で得られたCs の放出量をCs の炉内蓄積重量で除することで、Cs の放出割合を算出する。

$$F_{Cs}(T) = \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}}$$

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

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

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

参考3 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

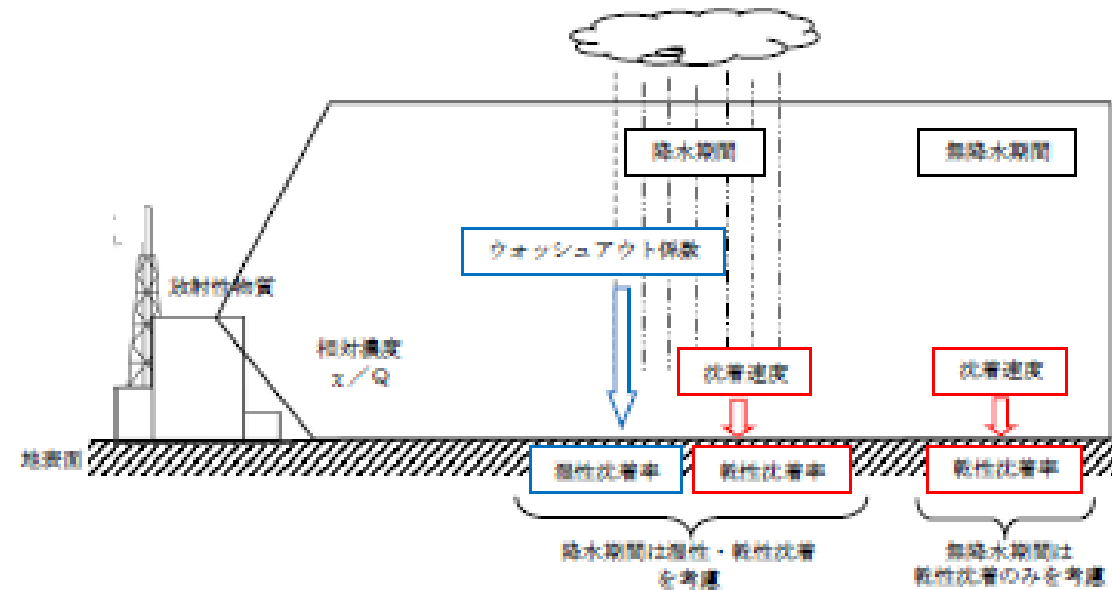
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 MAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465
希ガス	約0.95	1
I	約0.78	0.30
Cs	約0.37	0.25

補足6 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第1図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第1図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として0.5cm/sを用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として0.5cm/s^{*1}を用いることの適用性について確認した。

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては1.7×10⁻³cm/s

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度(0.5cm/s)の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度97%値との比を求める。その比と乾性沈着速度(0.3cm/s, 補足8参照)の積が0.5cm/sを超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

補足1 現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

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

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

※1 有機よう素の地表面への沈着速度としては1.7×10⁻³cm/s

1. 検討手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度97%値との比を求める。その比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度(0.3cm/s)の積が0.5cm/sを超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

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) 乾性沈着率</p> <p>乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル3PSA編):2008」(社団法人 日本原子力学会)(以下「学会標準」という。)解説4.7を参考に評価した。学会標準解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」【解説5.3】(1)に従い、放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。</p> $(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \dots\dots\dots \textcircled{1}$ <p>$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での乾性沈着率 [1/m²] $\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での相対濃度 [s/m³] V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)</p> <p>(2) 湿性沈着率</p> <p>降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(\chi/Q)_w(x,y)_i$ は学会標準解説4.11より以下のように表される。</p> $(\chi/Q)_w(x,y)_i = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi/Q(x,y,z)_i dz = \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{z_i} \exp\left[-\frac{h^2}{2 \sum_{z_i}}\right] \dots\dots\dots \textcircled{2}$ <p>$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻<i>i</i>での湿性沈着率 [1/m²] $\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻<i>i</i>での地表面高さでの相対濃度 [s/m³] Λ_i : 時刻<i>i</i>でのウォッシュアウト係数 [1/s] (= $9.5 \times 10^{-5} \times \text{Pri}_i^{0.8}$ 学会標準より) Pri_i : 時刻<i>i</i>での降水強度 [mm/h] \sum_{z_i} : 時刻<i>i</i>での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m] h : 放出高さ [m]</p> <p>乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。</p> $\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値 } (\textcircled{1}+\textcircled{2})}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値 } (\textcircled{1})} = \frac{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{z_i} \exp[-\frac{h^2}{2 \sum_{z_i}}])_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots\dots\dots \textcircled{3}$	<p>(1) 乾性沈着率</p> <p>乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル3PSA編):2008」(社団法人 日本原子力学会)(以下「学会標準」という。)解説4.7を参考に評価した。『学会標準』解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(原子力安全・保安院平成21年8月12日)【解説5.3】(1)に従い放出経路ごとの相対濃度を用いて評価した。</p> $(x/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i \dots\dots\dots \textcircled{1}$ <p>ここで、</p> <p>$(x/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での乾性沈着率 [1/m²] $x/Q(x,y,z)_i$: 時刻<i>i</i>での相対濃度 [s/m³] V_d : 沈着速度 [m/s] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol.2 より)</p> <p>(2) 湿性沈着率</p> <p>降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $(x/Q)_w(x,y)_i$ は『学会標準』解説4.11より以下のように表される。</p> $(x/Q)_w(x,y)_i = \Lambda_i \cdot \int_0^\infty x/Q(x,y,z)_i dz = x/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{z_i} \exp\left[-\frac{h^2}{2 \sum_{z_i}}\right] \dots\dots\dots \textcircled{2}$ <p>$(x/Q)_w(x,y)_i$: 時刻<i>i</i>での湿性沈着率 [1/m²] $x/Q(x,y,0)_i$: 時刻<i>i</i>での地表面高さでの相対濃度 [s/m³] Λ_i : 時刻<i>i</i>でのウォッシュアウト係数 [1/s] (= $9.5 \times 10^{-5} \times \text{Pri}_i^{0.8}$ 学会標準より) Pri_i : 時刻<i>i</i>での降水強度 [mm/h] \sum_{z_i} : 時刻<i>i</i>での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅 [m] h : 放出高さ [m]</p> <p>乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比は以下で定義される。</p> $\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i + x/Q(x,y,0)_i \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \sum_{z_i} \exp[-\frac{h^2}{2 \sum_{z_i}}])_{97\%}}{(V_d \cdot x/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots\dots\dots \textcircled{3}$	

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている x/Q の累積出現頻度 97%値の求め方※2に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った(第2図参照)。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて x/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における x/Q がゼロとなるため、地表面沈着率(乾性沈着率+湿性沈着率)もゼロとなる。

第2図の例は、評価対象方位をSWとした場合であり、 x/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

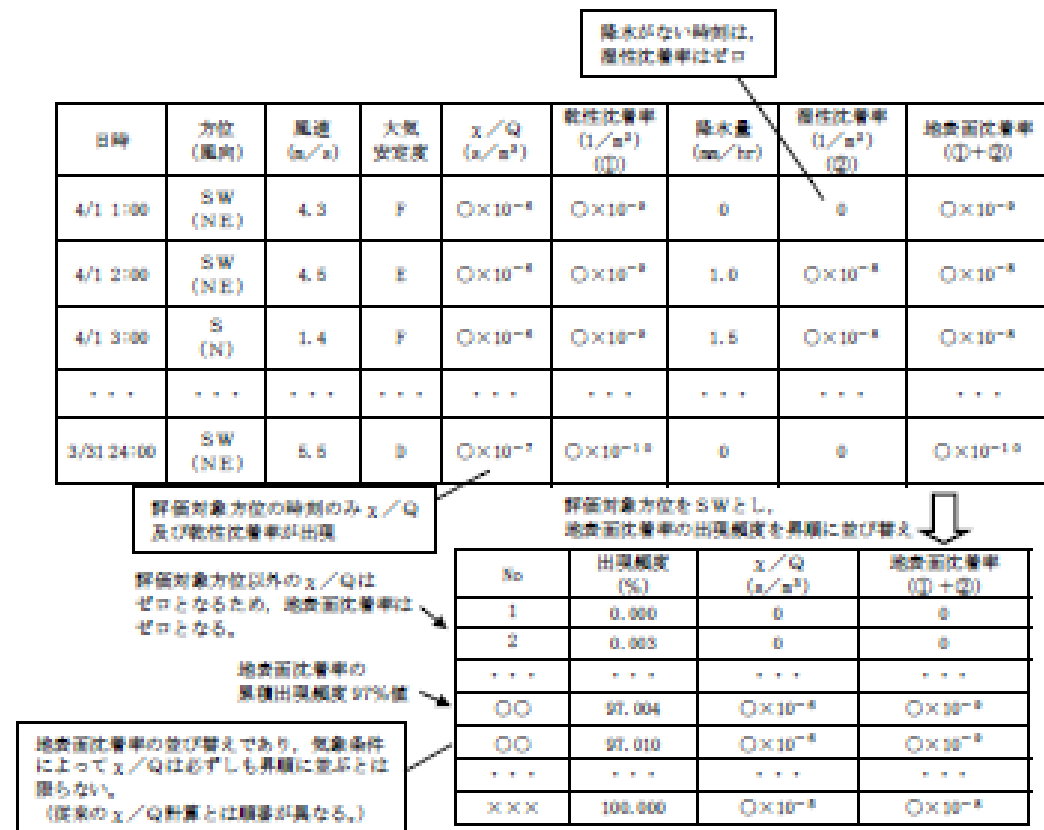
(2) 上記(1)で求めた1時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の97%値とする(地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 x/Q の累積出現頻度と異なる)。

※2 (気象指針解説抜粋)

VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。



第2図 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方 (評価対象方位がSWの場合)

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. 評価結果</p> <p>各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、<u>地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。</u></p> <p>気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用^{※3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率(乾性+湿性)は乾性沈着率の約1.22倍～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。</p> <p>以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、<u>乾性沈着速度(0.3cm/s)の1.34倍(約0.4cm/s)から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。</u>また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、<u>NRPB-B322レポートから乾性沈着速度10^{-3}(cm/s)を引用(補足7参照)し、乾性沈着速度(10^{-3}cm/s)に対して上記と同じ倍率(=0.5/0.3)から1.7×10^{-3}cm/sを採用した。</u></p> <p>なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。</p> <p>※3 (気象指針解説抜粋)</p> <p>I. 指針作成の考え方</p> <p>想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。</p> <p>VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法</p> <p>1. 相対濃度</p> <p>指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。</p>	<p>2. 評価結果</p> <p>各放出点の地表面沈着率の評価結果を表1に示す。</p> <p>気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用^{※3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率(乾性+湿性)は乾性沈着率の約1.00～1.28程度となった。</p> <p>なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。</p> <p>以上より、<u>エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の1.28倍(約0.38cm/s)から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。</u>また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、<u>有機よう素の乾性沈着速度(10^{-3}cm/s)に対して上記と同じ倍率(=0.5/0.3)を参照し、値を丸め1.7×10^{-3}cm/sを採用した。</u></p> <p>なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。</p> <p>※3 (気象指針解説抜粋)</p> <p>I. 指針作成の考え方</p> <p>想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものであるため、この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。</p> <p>VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法</p> <p>1. 相対濃度</p> <p>指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして97%を採用して解析することとした。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)

第1表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 (s/m ³)	乾性沈着率 (①) (1/m ²)	地表面沈着率 (①+②) (1/m ²)	③比 ((①+②) /①)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋	約 8.3×10 ⁻⁴	約 2.5×10 ⁻⁶	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 4.2×10 ⁻⁴	約 1.2×10 ⁻⁶	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 3.0×10 ⁻⁶	約 8.9×10 ⁻⁹	約 1.2×10 ⁻⁸	約 1.34	約 0.40

第2表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点: 原子炉建屋)

No	方位*4 (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10 ⁻⁵	約 2.9×10 ⁻⁶	約 1.22	96.990
8498	SW (NE)	5.0	約 1.4×10⁻⁴	約 3.0×10⁻⁶	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10 ⁻⁴	約 3.0×10 ⁻⁶	約 1.22	97.013
...

※4 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW,W)

第3表 東海第二発電所における地表面沈着率 (放出点: 原子炉建屋屋上)

No	方位*5 (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10 ⁻⁵	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.22	96.990
8498	SW (NE)	5.0	約 7.0×10⁻⁵	約 1.5×10⁻⁶	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10 ⁻⁴	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.22	97.013
...

※5 評価対象方位 (E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW, WSW,W)

島根原子力発電所 2号炉

表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ	評価点	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
原子炉建物 (地上0m)	第1弁 (W/Wベント)	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	第1弁 (D/Wベント)	1.5×10 ⁻³	4.5×10 ⁻⁶	4.5×10 ⁻⁶	1.00
	第2弁	1.5×10 ⁻³	4.6×10 ⁻⁶	4.6×10 ⁻⁶	1.00
非常用ガス処理系 排気管 (地上110m)	第1弁 (W/Wベント)	3.5×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.23
	第1弁 (D/Wベント)	3.5×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.23
	第2弁	3.4×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁶	1.3×10 ⁻⁶	1.28
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上50m)	第1弁 (W/Wベント)	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03
	第1弁 (D/Wベント)	7.5×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.02
	第2弁	7.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁶	2.3×10 ⁻⁶	1.03

備考

第4表 東海第二発電所における地表面沈着率(放出点:排気筒)

No	方位 ^{※6} (風向)	降水量 (mm/hr)	λ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度97%値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	0.5	約7.1×10 ⁻⁷	約1.2×10 ⁻⁸	約1.33	96.983
8498	SW (NE)	0	約4.0×10⁻⁶	約1.2×10⁻⁸	約1.34	97.006
8499	SW (NE)	0	約4.0×10 ⁻⁶	約1.2×10 ⁻⁸	約1.34	97.018
...

※6 評価対象方位 (SW)

4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携帯するサーベイ・メータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

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>補足7 有機よう素の乾性沈着速度について</u></p> <p>原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。</p> <p>(1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告 英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322^{※1}) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 植物に対する沈着速度の“best judgement”として 10^{-5}m/s (10^{-3}cm/s) を推奨 <p>(2) 日本原子力学会による報告 日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で $10^{-4} \text{cm/s} \sim 10^{-2} \text{cm/s}$ の範囲である。 ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。 <p>以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことがいえる。</p> <p>また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているがエアロゾルへの沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。</p> <p>したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3}cm/s を用いるのは妥当と判断した。</p> <p>※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99</p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 島根2号炉では、59条補足説明資料 59-11 添付資料2「2-11 有機よう素の乾性沈着速度について」で記載している

NRPB-R322 ANNEX-A 「2.2 Iodine」の抜粋

2.2.2 Meadow grass and crops

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

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>補足8 エアロゾルの乾性沈着速度について</u></p> <p>現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度(0.5cm/s, 補足6参照)を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。以下に、乾性沈着速度の設定の考え方を示す。</p> <p>エアロゾルの乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551^{*1}に基づき0.3cm/sと設定した。</p> <p>NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されているが、格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。</p> <p>また、W.G.N. Slinnの検討^{*2}によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(第1図)である。以上のことから、現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉では、59条補足説明資料59-11添付資料2「2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について」で記載している</p>

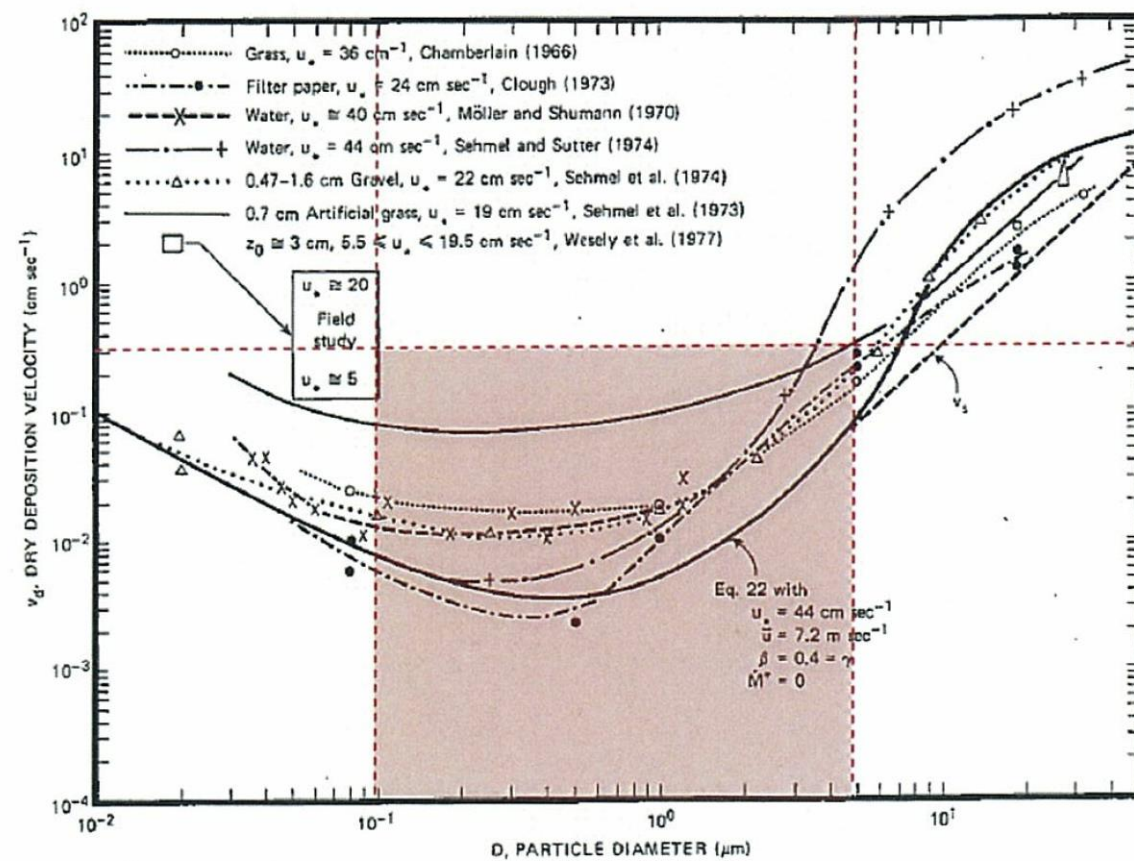


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1)~3)} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

第1図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{*2)})

※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「0.1 μm~5 μm」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②, ⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るため

に、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（格納容器，原子炉冷却材配管等），水の存在等に違いがあるが，エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく，格納容器内環境でのエアロゾル粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって，過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として，0.1μm～5μmのエアロゾルを想定することは妥当である。

第1表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5～5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25～2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し，熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1～3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29～0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5～0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）

※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P.C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

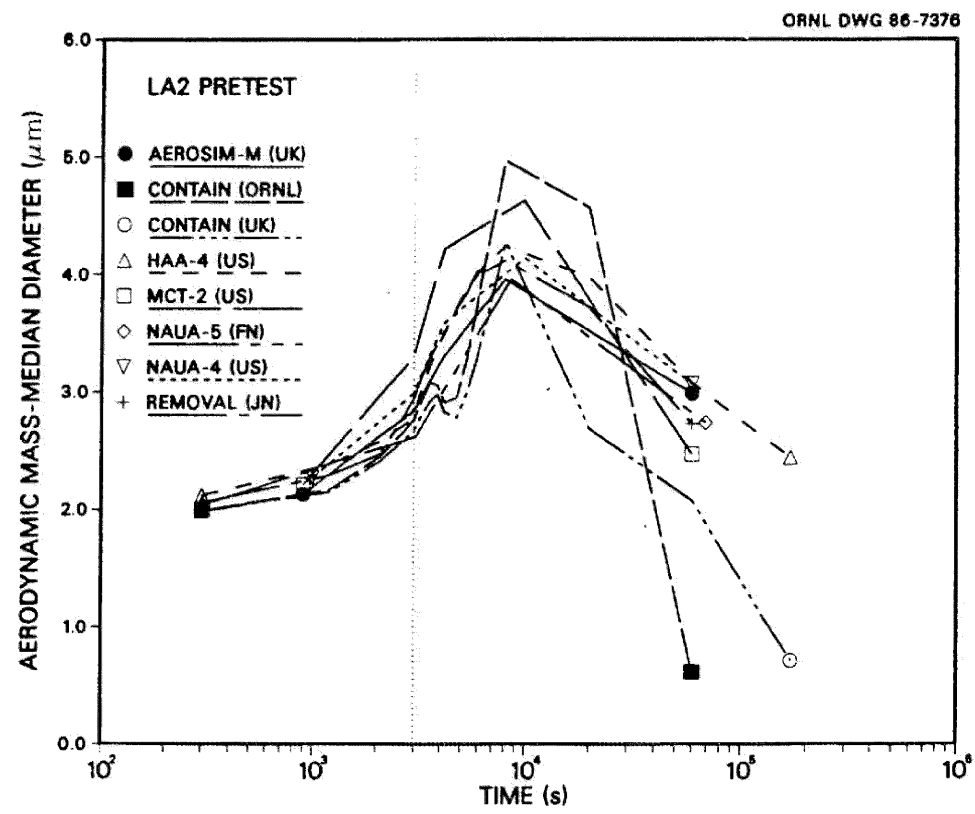


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

参考1-1 NUREG/CR-5901の抜粋

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20° to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,
NEA/CSNI/R(2009)5の抜粋及び試験の概要

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHEBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d₅₀) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

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>補足9 実効放出継続時間の設定について</u></p> <p>大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※1に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。</p> <p>実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第1表～第2表に示す。</p> <p>原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は1時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は20時間～30時間程度となっている。</p> <p>大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。</p> <p>また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。</p> <p>このことから、ベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である1時間を適用し大気拡散評価を行った。</p> <p>なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度、相対線量）の変化について第3表に示す。</p> <p>また、評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として、第二弁開操作後（S/Cからベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第4表に示す。</p> <p>※1 (気象指針解説抜粋)</p> <p>(3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。</p>		

第1表 S/Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	㊦ 放出量 (Bq)			㊧ 最大放出率 (Bq/h)			㊨ (㊦+㊧) 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分
希ガス	約 4.6×10^{14}	約 3.1×10^{14}	約 8.8×10^{14}	約 3.1×10^{14}	約 1.2×10^{14}	約 8.7×10^{14}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{14}	約 1.6×10^{14}	約 7.2×10^{14}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{14}	約 7.1×10^{14}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第2表 D/Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

放出経路	㊦ 放出量 (Bq)			㊧ 最大放出率 (Bq/h)			㊨ (㊦+㊧) 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分	原子炉建屋放出分	非常用ガス処理系排気筒放出分	ベント放出分
希ガス	約 4.6×10^{14}	約 3.1×10^{14}	約 8.8×10^{14}	約 3.1×10^{14}	約 1.2×10^{14}	約 7.4×10^{14}	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 1.3×10^{14}	約 1.7×10^{14}	約 7.5×10^{14}	約 9.2×10^{14}	約 6.3×10^{14}	約 6.4×10^{14}	約 1.4	約 26.4	約 1.2

第3表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 (s/m ³)	相対線量 (Gy/Bq)
1時間	約 3.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-19}
5時間	約 2.9×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
10時間	約 1.7×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
20時間	約 1.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-20}

第4表 第二弁開操作後 (S/Cからベントを行う場合) に大気に放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項目	ベント実施後に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備考
放出経路	非常用ガス処理系排気筒	格納容器圧力逃がし装置排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約 3.3×10^{14}	約 8.3×10^{13}	(1) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	約 8.7×10^{-19}	(2) 実効放出継続時間 1 時間の相対線量 (拡散係数)
線量率 ^{※1} (mSv/h)	約 3.8×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	(1)×(2)×10 ³ 評価対象期間の線量率
屋外移動時線量率 (mSv/h)	約 1.1×10^{-1}		

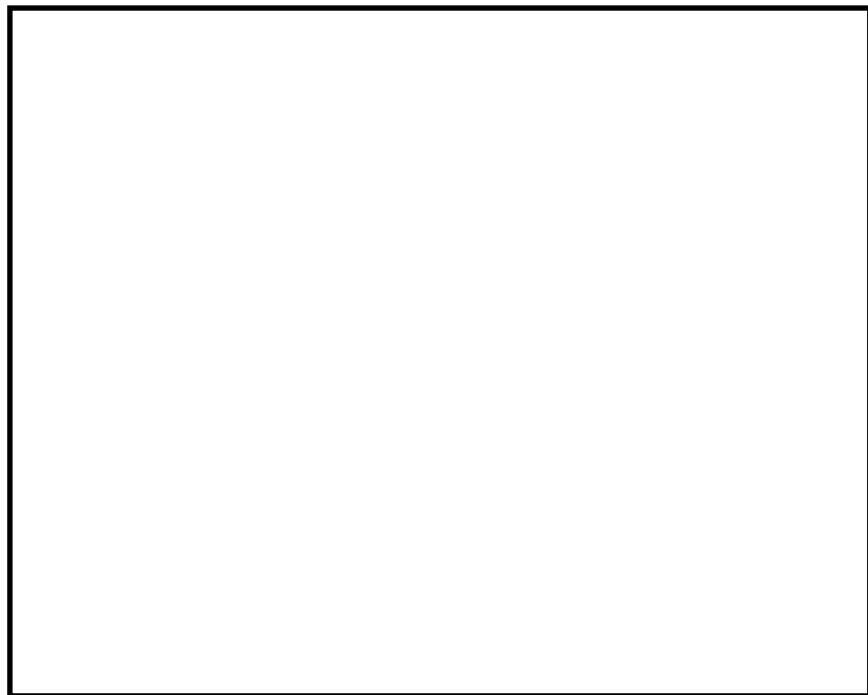
※1 事故時においては換算係数を 1Sv/Gy として計算

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>補足 10 <u>ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で考慮している線源の選定について</u></p> <p>ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出される放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく ・原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく ・外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく ・ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく <p>上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第1表に示すとおり、換気系フィルタ、貯蔵タンク等の線源となる設備があるが、設備からアクセスルート等が十分に離れていること、設備とアクセスルートの間壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。設備とアクセスルート等の関係を第1図～第7図に示す。</p>		

第1表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設備 ^{※1}	考慮していない理由	隔離距離、 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ、 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟5Fの設備であり、アクセスルート等から十分離れており、設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁、床があり十分な遮蔽効果に期待でき、被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚(床、壁) : 約100 cm 距離 : 10m 以上	10 ⁻¹ mSv/h 以下	① (第6図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており、移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : なし 距離 : 10m 以上	0.5mSv/h 以下	② (第4図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約100 cm 距離 : 20m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	③ (第3図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約100 cm 距離 : 10m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	④ (第3図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約80 cm 距離 : 10m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	⑤ (第3図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚 : 約80 cm 距離 : 1m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	⑥ (第4図)
格納容器圧力逃がし装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており、格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚 : 160 cm 以上 距離 : 40m 以上	10 ⁻² mSv/h 以下	⑦ (第1図)

※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが、管理区域の区域区分Ⅰ又はⅡ(0.1mSv/h未満)にある設備であり、被ばく評価上影響は小さい。




第1図 屋外アクセスルート



第2図 原子炉建屋1階の操作場所及びアクセスルート

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="388 888 1047 919">第3図 原子炉建屋2階の操作場所及びアクセスルート</p>  <p data-bbox="403 1675 1032 1745">第4図 原子炉建屋3階及び原子炉建屋付属棟4階の 操作場所及びアクセスルート</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="311 205 1121 850" data-label="Image"></div> <div data-bbox="379 890 1050 926" data-label="Caption"><p>第5図 原子炉建屋4階の操作場所及びアクセスルート</p></div> <div data-bbox="311 1031 1121 1675" data-label="Image"></div> <div data-bbox="566 1713 872 1749" data-label="Caption"><p>第6図 原子炉建屋5階</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
 <p data-bbox="566 852 866 884">第7図 原子炉建屋6階</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>補足 11 線量評価に用いた気象データについて</p> <p>1. はじめに</p> <p>新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。</p> <p>2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由</p> <p>新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした(参考 1 参照)。</p> <p>※：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。</p> <p>風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。</p> <p>これは、2011 年 3 月以前、東海第二発電所において、次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。</p> <p>原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の 5%増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、参考 2 参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し、2005 年度の気象データを用いて風洞実験(参考 3 参照)を実施した。</p> <p>東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風</p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料構成の相違 <p>島根 2 号炉では、59 条補足説明資料 59-11 添付資料 2「2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について」に記載している</p>

洞実験(1982年)の結果による有効高さを用いることにした(参考4参照)。

3. 2005年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された1年間の気象データを使用している。気象指針(参考参照)では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下について確認する。

- ・想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・異常年検定

4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)との比較を行った。その結果、2005年度気象での相対濃度^{※2}は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005年度に対し2015年度の相対濃度は約1%の増加(気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲30%以内)であり、2005年度の気象データに特異性はない。

※2 排気筒放出における各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第1表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署(水戸地方気象台、小名浜特別地域気象観測所)の観測記録についても使用した。

第1表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年 ^{※3}	観測地点 ^{※4}
2005年度： 2005年4月 ～ 2006年3月	① 2001年4月～2013年3月 (申請時最新10年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10m,81m,140m)
	② 2004年4月～2016年3月 (最新10年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高10m,81m,140m) <参考> ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※3 2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※4 敷地内観測地点地上81mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順により異常年検定を行った(参考5参照)。

c. 検定結果(①～⑩ 棄却検定表参照)

検定結果は第2表のとおりであり、最新の気象データ(2004年4月～2016年3月)を用いた場合でも、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、有意な増加はない。また、最寄の気象官署の気象データにおいても、有意水準(危険率)5%での棄却数は少なく、2005年度の気象データは異常年とは判断されない。

第2表 検定結果

検定年	統計年 ^{※5}	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m ^{※6}	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005年度	①	1個	0個	3個	—	—
	②	3個	1個	4個	1個	3個

※5 ①：2001年4月～2013年3月(申請時最新10年の気象データ)

②：2004年4月～2016年3月(最新10年の気象データ)

2006年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※6 敷地内観測地点地上81mは東海発電所の排気筒付近のデータであるが、気象の特異性を確認するため評価

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度17項目、風速階級別出現頻度10項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005年度)を最新の気象データ(2004年4月～2016年3月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高140mの観測地点で27項目中4個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位はENE、E、ESE、SSWである。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005年度と2015年度を第3表のとおり比較した。

ENE、E、ESEについては2005年度に対し2015年度は0.5倍～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、SSWについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、SSWは頻度が比較的low相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度 ^{※7} (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度 ^{※7} (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B/A)
E N E	1.456×10 ⁻⁶	1.258×10 ⁻⁶	0.864
E	1.982×10 ⁻⁶	1.010×10 ⁻⁶	0.510
E S E	1.810×10 ⁻⁶	1.062×10 ⁻⁶	0.587
S S W	1.265×10 ⁻⁶	1.421×10 ⁻⁶	1.123

※7 燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6. 結論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～2013年3月)及び最新気象データ(2004年4月～2016年3月)で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。
- (3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表 (風向) (標高148m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高148m, 地上高140m) (%)

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。
 注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

② 棄却検定表 (風速) (標高148m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高148m, 地上高140m) (%)

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5~1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5~2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5~3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5~4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5~5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5~6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5~7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5~8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5~9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。
 注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

③ 棄却検定表 (風向) (標高89m)

観測場所：敷地内A地点 (標高 89m, 地上高 81m) (%)

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界 (5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

④ 棄却検定表 (風速) (標高89m)

観測場所：敷地内A地点 (標高 89m, 地上高 81m) (%)

統計年 風速 (m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界 (5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5~1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5~2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5~3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5~4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5~5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5~6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5~7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5~8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5~9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 1996年9月までは超音波風向風速計, 1996年10月からはドップラーソーダの観測値である。

注2) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し, 2001年度を追加した。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

⑤ 棄却検定表 (風向) (標高18m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高 18m, 地上高 10m) (%)

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限	下限													
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表 (風速) (標高18m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高 18m, 地上高 10m) (%)

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限	下限													
0.0~0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5~1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5~2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5~3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5~4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5~5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5~6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5~7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5~8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5~9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

⑦ 棄却検定表 (風向) (標高148m)

観測場所：敷地内A地点 (標高148m, 地上高140m) (%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表 (風速) (標高148m)

観測場所：敷地内A地点 (標高148m, 地上高140m) (%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5~1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5~2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5~3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5~4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5~5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5~6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5~7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5~8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5~9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

⑨ 棄却検定表 (風向) (標高89m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高 89m, 地上高 81m) (%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表 (風速) (標高89m)

観測場所: 敷地内A地点 (標高 89m, 地上高 81m) (%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5~1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5~2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5~3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5~4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5~5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5~6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5~7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5~8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5~9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

東海第二発電所 (2018.9.18版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

⑪ 棄却検定表 (風向) (標高18m)

観測場所:敷地内A地点 (標高 18m, 地上高 10m) (%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表 (風速) (標高18m)

観測場所:敷地内A地点 (標高 18m, 地上高 10m) (%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5~1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5~2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5~3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5~4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5~5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5~6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5~7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5~8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5~9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表 (風向) (水戸地方気象台)

観測場所: 水戸地方気象台 (%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表 (風速) (水戸地方気象台)

観測場所: 水戸地方気象台 (%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
	上限		下限												
0.0~0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5~1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5~2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5~3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5~4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5~5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5~6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5~7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5~8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5~9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表 (風向) (小名浜気象観測所)

観測場所: 小名浜気象観測所 (%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界 (5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表 (風速) (小名浜気象観測所)

観測場所: 小名浜気象観測所 (%)

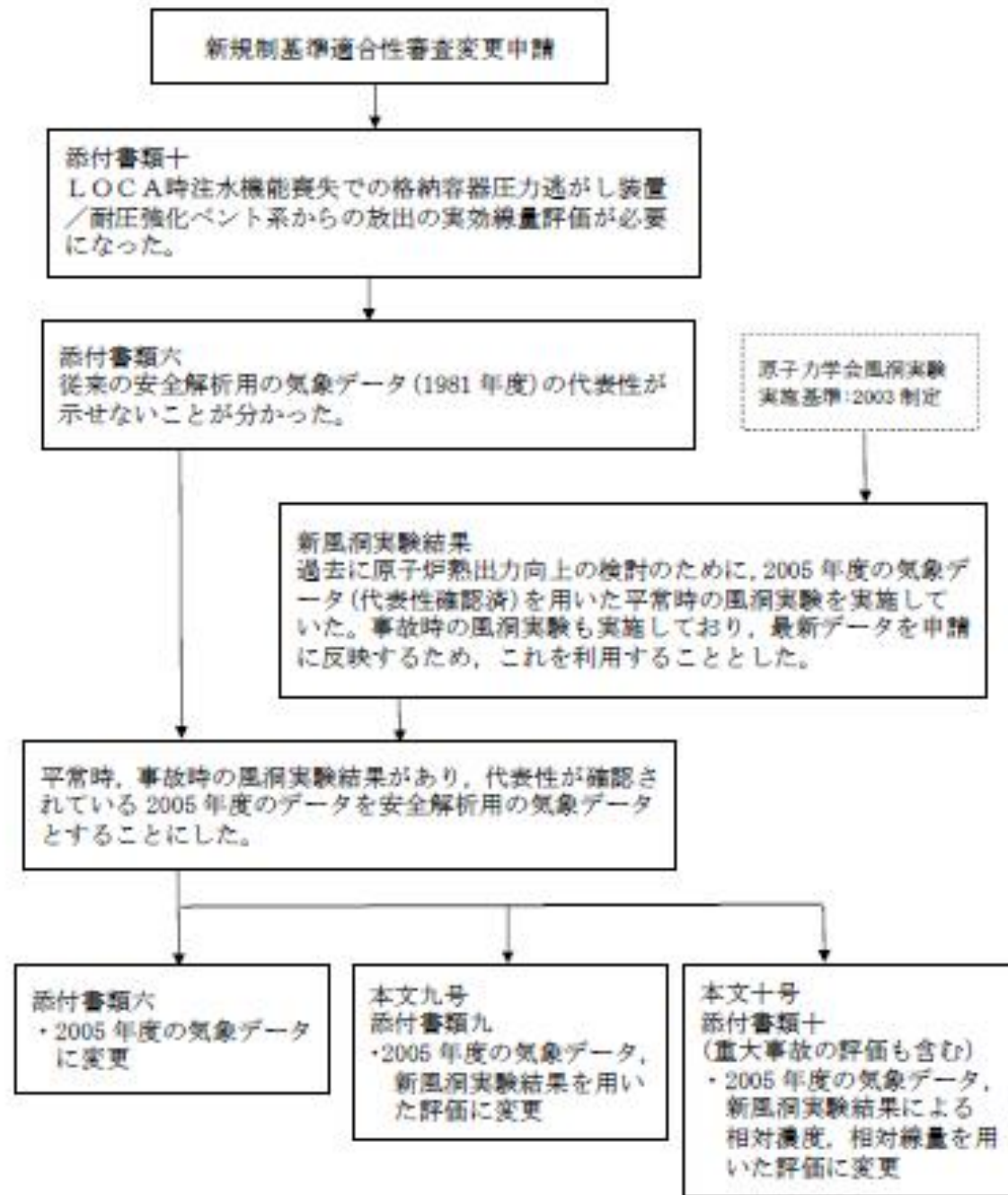
統計年 風速 (m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界 (5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5~1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5~2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5~3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5~4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5~5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5~6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5~7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5~8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5~9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

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;">(参考)</p> <p>「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X.での記載</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1. 気象現象の年変動</p> <p>気象現象は、ほぼ1年周期で繰り返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。</p> <p>このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。</p> <p>その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。</p> </div>		

参考1

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



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 style="text-align: right;">参考 2</p> <p style="text-align: center;">平常時の気体状よう素放出量について</p> <p>平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。</p> <p>一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量F Sが増加した場合 γ が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。</p> $I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$ $A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$ <p>I i:核種 i の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s) f :全希ガス漏えい率 (1.11×10^{10}) Y i:核種 i の核分裂収率 (%) λ i:核種 i の崩壊定数 (s^{-1}) A i:核種 i の冷却材中濃度 (Bq/g) M :冷却材保有量 (g) β :原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (s^{-1})</p> $\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$ <p>DF:原子炉冷却材浄化系の除染係数 FC:原子炉冷却材浄化系流量 (g/s) γ :よう素の主蒸気への移行率 (s^{-1})</p> $\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$ <p>CF:よう素の主蒸気中への移行割合 FS:主蒸気流量 (g/s)</p> <p>前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。</p>		

参考3

東海第二発電所風洞実験結果の概要について

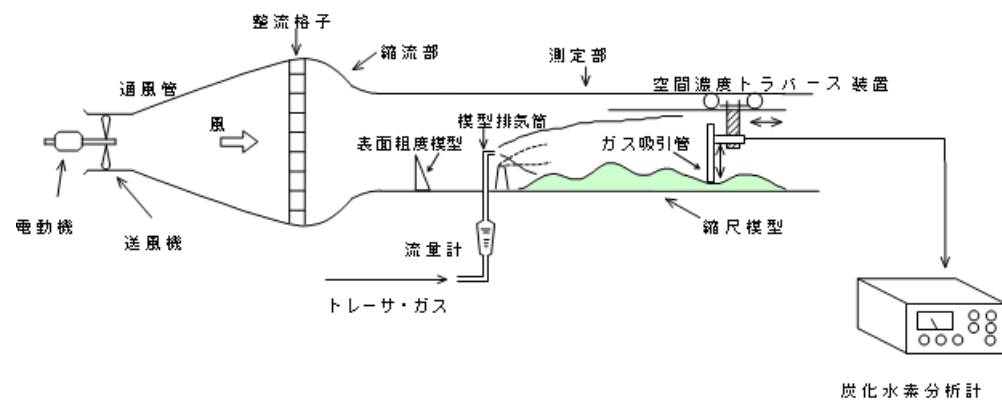
風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」(平成25年12月、三菱重工業株式会社)で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

なお、風洞実験は「(社)日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」(2003年6月、社団法人日本原子力学会)に基づき実施している。

その後、風洞実験実施基準:2003は改訂され風洞実験実施基準:2009が発刊されているが、実験の要求事項は変更されておらず、複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さをを用いて大気拡散評価を行う際の留意点、野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式(ガウスプルーム拡散式)で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので、2005年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準:2009も満足している。

1. 実験手順

- (1) 大気安定度で中立(C~D)^{注)}に相当する条件になるように風洞実験装置(第1図参照)内の気流(風速分布、乱流強度分布)を調整する(第2図参照)。
- (2) 排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため、風洞実験装置内に縮尺模型を入れないうで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス(CH₄)を放出し、地表濃度を測定する平地実験を実施する(第3図参照)。
- (3) 風洞実験装置内に縮尺模型(1/2,000、風下10km)を入れ、所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し、地表濃度を測定する模型実験を行い平地実験結果と照合し、排気筒源有効高さを求める(第4図参照)。これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型(スパイア)が

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>製作, 採用されるようになり, 風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。</p> <p>このため, 放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると, 1987年の風洞実験の80~110mに対し, 今回は95~115mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度(C~D)を再現したため, 建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり, 建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく, 見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は, D~Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり, 建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して, 見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。</p> <p>一方, 平常時の排気筒有効高さを比較すると, 1987年の風洞実験の120~180mに対し, 今回は150~220mと高く評価されている。これは, 上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え, 気象データの変更及び吹出し速度の増加(14m/sから16m/sに増加)により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。</p> <p>図5及び図6に1987年の平地実験の結果, 模型実験結果の一例を示す。</p> <p>2. 放出源高さ</p> <p>放出源高さは, 事故時は通常の換気系は運転されないと想定し, 排気筒実高$H_{01}=H_s$, 平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し, 次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さH_{02}とする。ここで, $1/U$には, 2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。</p> $H_{02} = H_s + \Delta H$ $\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$ <p>Hs : 排気筒実高 (m) D : 排気筒出口の内径 (m) W : 吹出し速度 (m/s) $1/U$: 風速逆数の平均 (s/m)</p>		

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ(m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

*1 風速逆数の平均 (2005年4月～2006年3月)

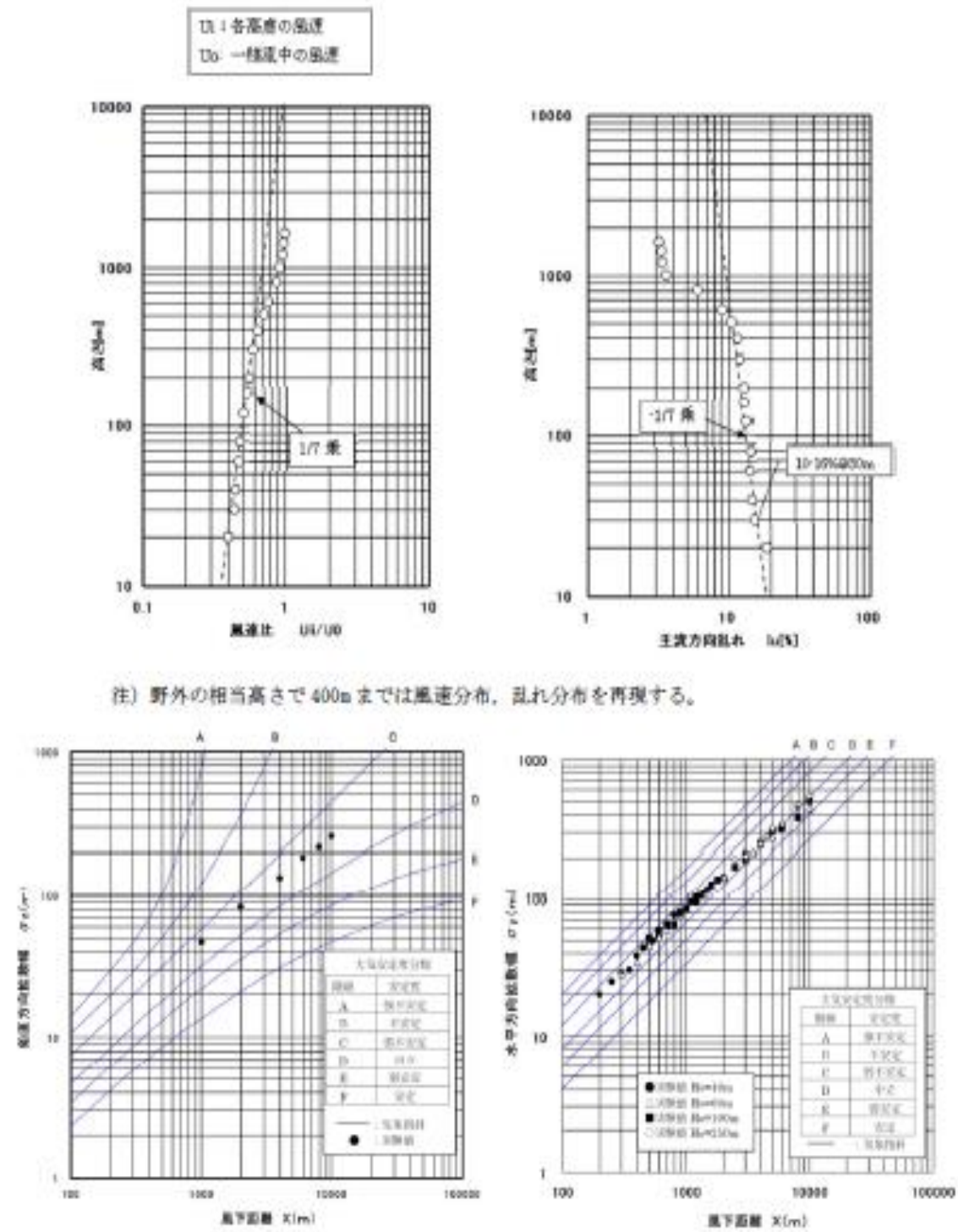
*2 排気筒設置位置標高: EL.8m

3. 排気筒有効高さ

縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表 排気筒有効高さ

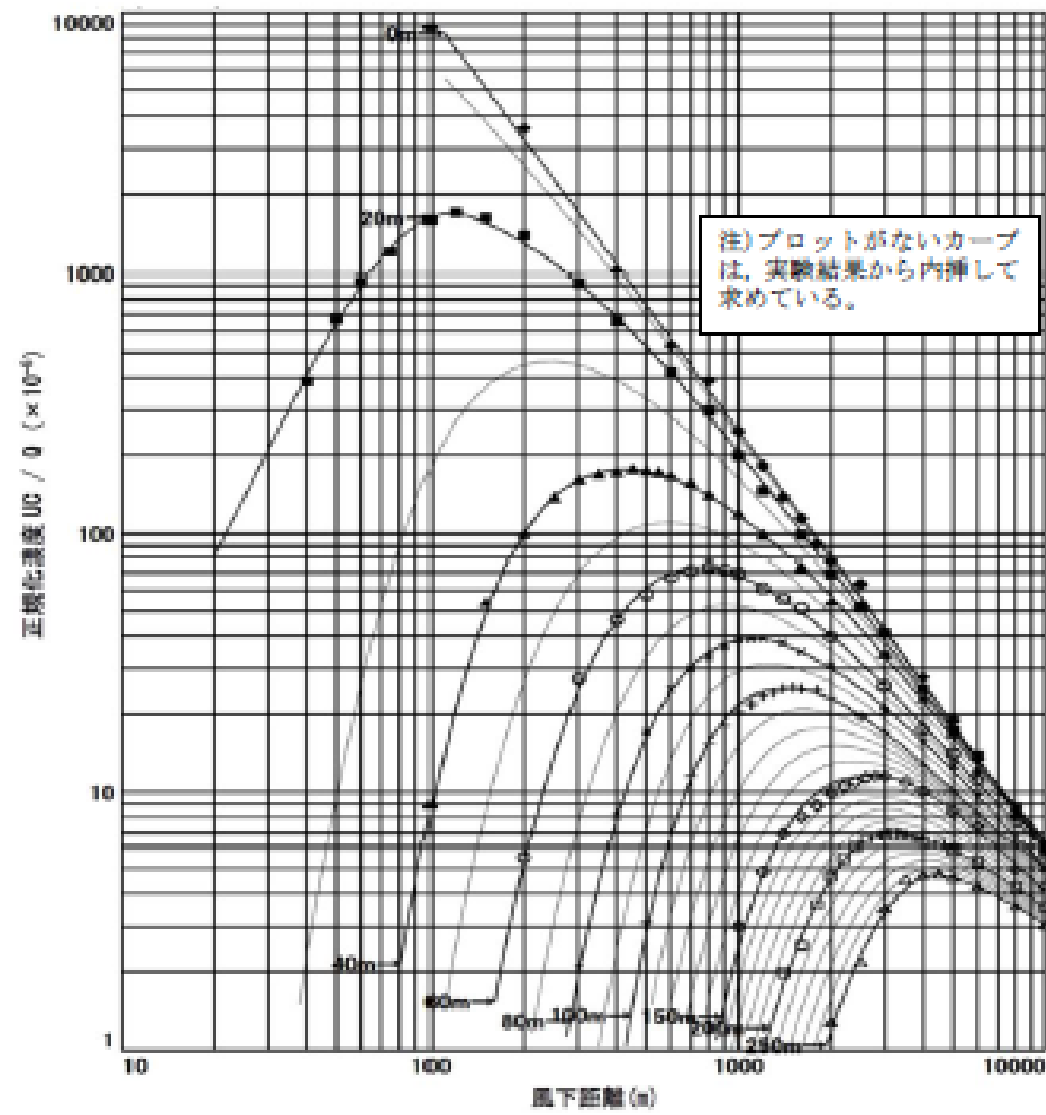
風向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1890	140	100
NE	SW	450	185	150	1900	140	110
ENE	WSW	640	205	190	900	140	110
E	W	530	226	200	500	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	300	210	130	-	-	-
WSW	ENE	-	-	-	-	-	-
W	E	-	-	-	-	-	-
WNW	ESE	-	-	-	-	-	-
NW	SE	290	198	170	-	-	-
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



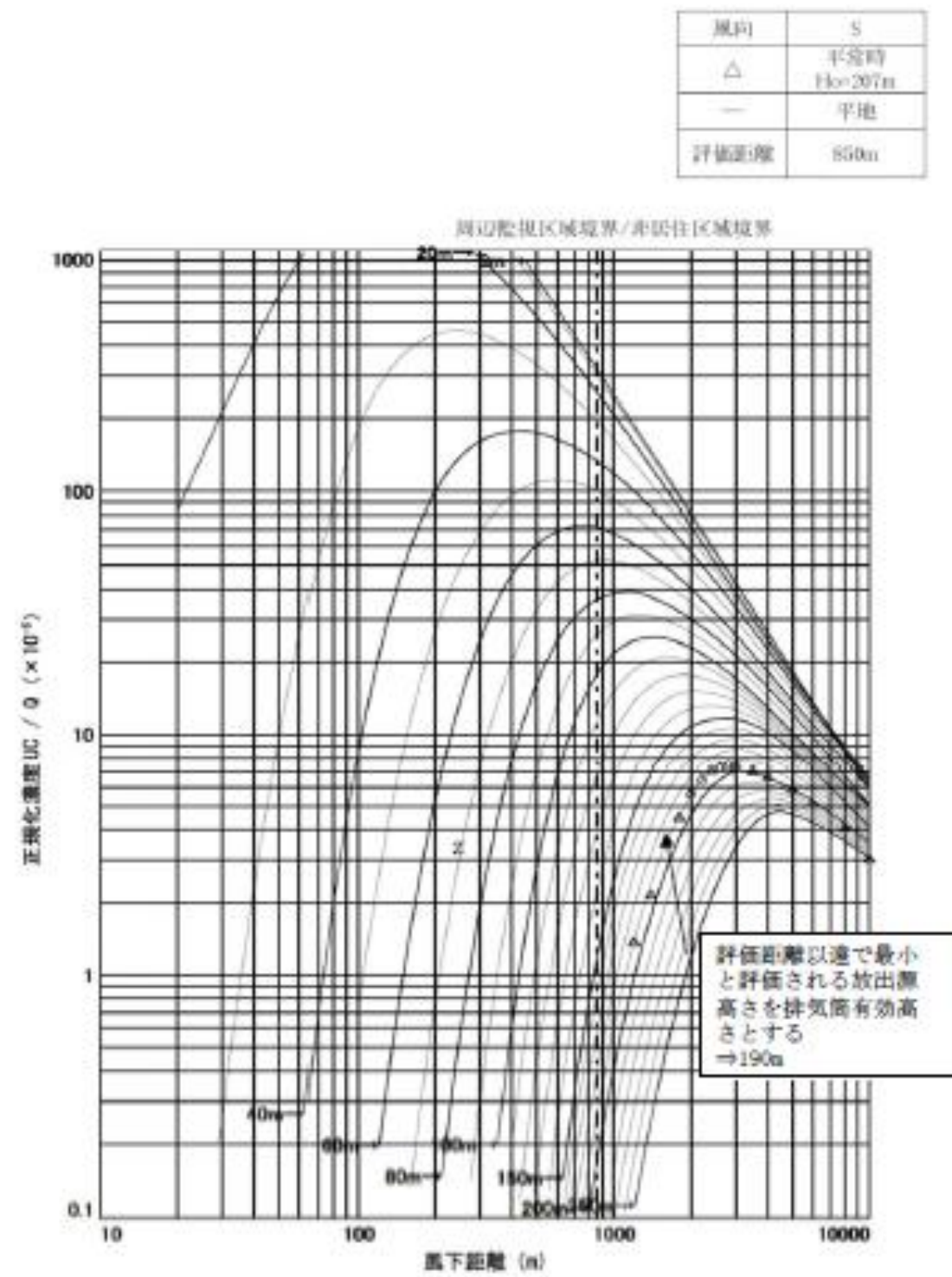
注) 鉛直方向拡散係数は大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。水平方向拡散係数もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C~D)になっている。

第2図 気流条件調整結果

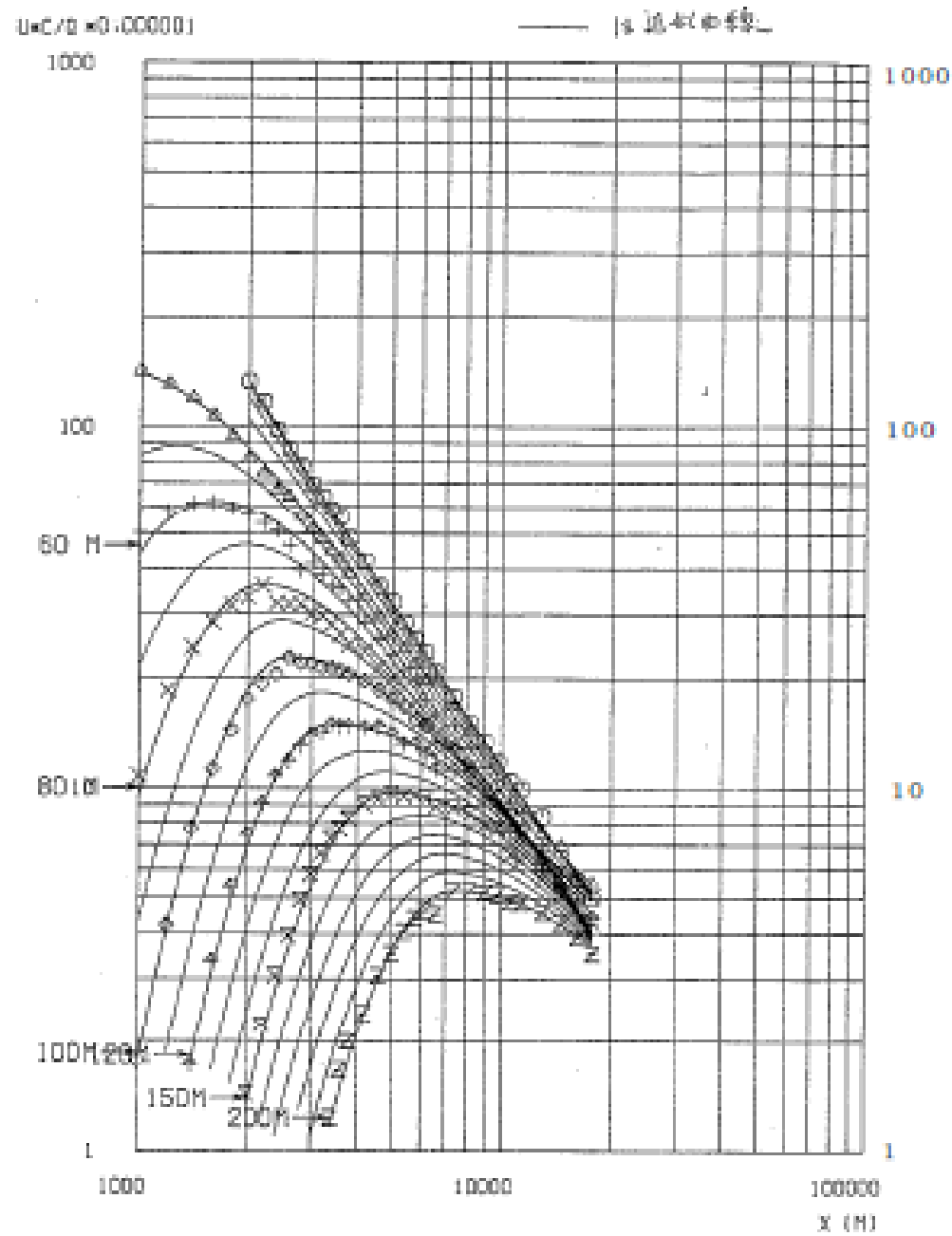
記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



第3図 平地実験結果



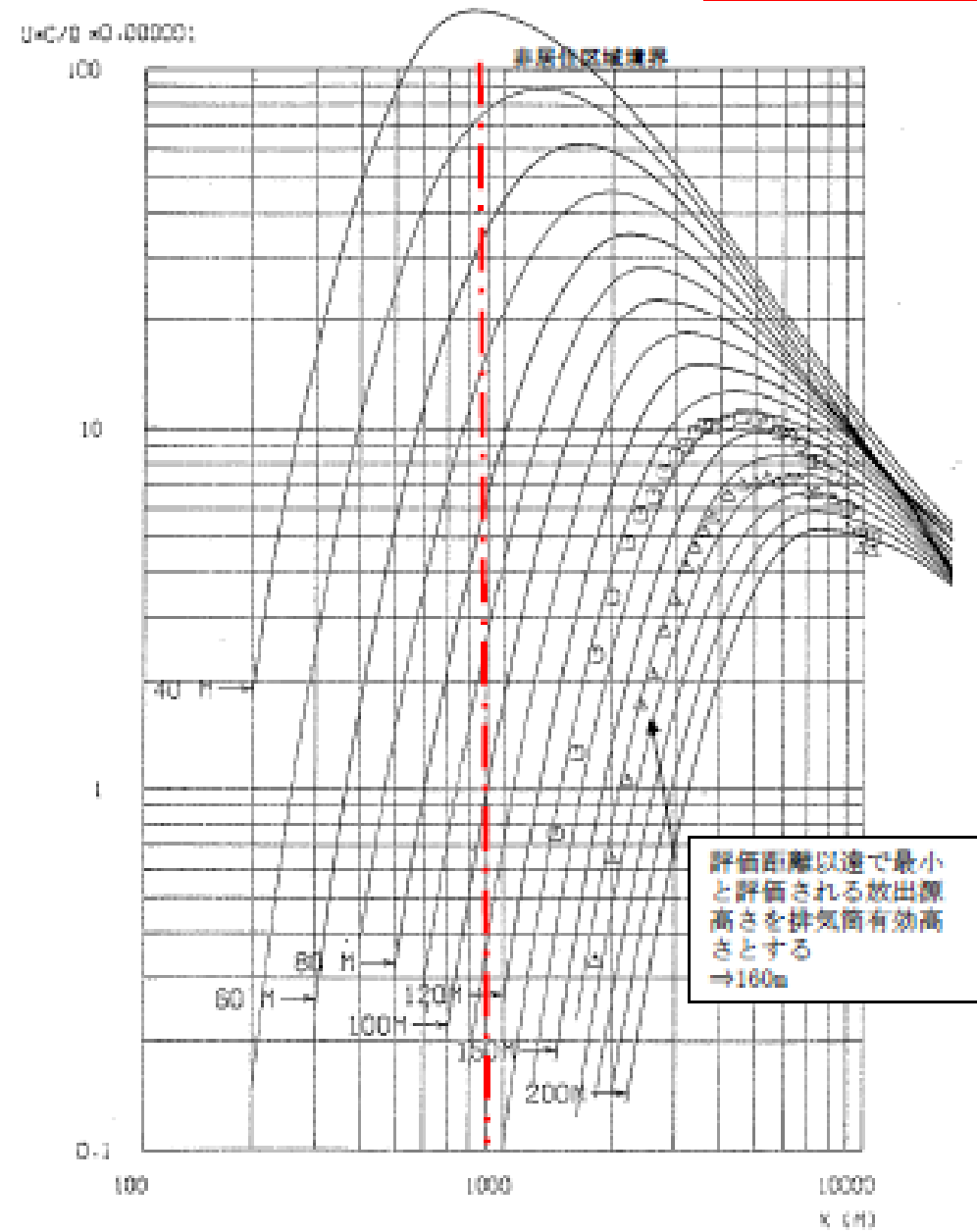
第4図 排気筒有効高さの求め方 (風向: S, 平常時の例)



- 05H02N-0x10-HE1-0011
- ◇ 05H02N-HE1-0011
- + 05H02N-HE1-0011
- × 05H02N-0-HE1-0011
- * 05H02N-0-HE1-10011
- △ 05H02N-0-HE1-12011
- 05H02N-0-HE1-15011
- ▽ 05H02N-0-HE1-20011

第5図 1982年風洞実験の平地実験結果

風下 方位	風向	放出高さ H _e (m)	有効高さ H _a (m)	評価地点 X _p (m)	符号
N	S	100	100~130	100	○
		131	100	100	△



評価距離未満で最小と評価される放出源高さを排気筒有効高さとする
→180m

注) ○は参考評価

第6図 1982年風洞実験の模型実験結果の一例(風向:S, 平常時の例)

参考 4

東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003の解説「2.原子炉増設の際の実験の必要性について」^{*1}では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5~-3%と変動が10%以内であった。放出源高さとはほぼ比例である^{*2}ため有効高さの変動も10%以内に収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6~+14%と10%を超えていた(下図参照)。

風向	増設建屋	1981年度データ (既設建屋風洞実験)		2005年度データ		放出源高さ 変動率(%)	風洞実験値 (2005年度)
		放出源高さ (m)	有効高さ (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)		
N	0	40	130	40	130	0	2.79
NNE	100%	30	111	30	110	0	6.60
NNE	100%	30	107	30	106	-1	17.68
NNE	100%	40	122	38	117	-3	6.66
E	0	60	130	60	129	-2	6.33
ESE	100%	60	147	60	141	-4	2.77
SE	100%	60	130	60	127	0	2.76
SSE	100%	30	116	27	108	11	6.38
S	0	30	116	30	121	4	6.88
SSW	100%	30	117	30	120	13	2.43
既設建屋風洞実験		17		-			
既設建屋風洞実験		18		-			
既設建屋風洞実験		40		-			

(参考)

風向	風速方位	1999年度データ (2000年風洞実験)		2009年度データ (2017年風洞実験)		既設建屋 実効割合 (%)	風洞調査時 (2009年度)
		吹き上げ高さ (m)	吹き上げ高さ (m)	吹き上げ高さ (m)	吹き上げ高さ (m)		
N	S	22	212	91	221	9	3.52
NOE	SOE	43	183	89	209	14	6.87
NE	SE	24	174	40	180	9	18.41
ENE	SSE	51	181	60	205	7	6.80
E	SE	89	209	88	208	9	5.55
ESE	SSE	81	221	102	202	10	3.68
SE	SE	58	198	108	205	28	3.09
SSE	SOE	44	194	78	218	18	3.32
S	SE	51	181	67	207	9	4.99
SOE	NOE	47	187	88	208	21	3.13
換気量(m³)		4.5		—			
吹き上げ高さ(m)		14		18			
換気量(m³)		140		—			

※1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

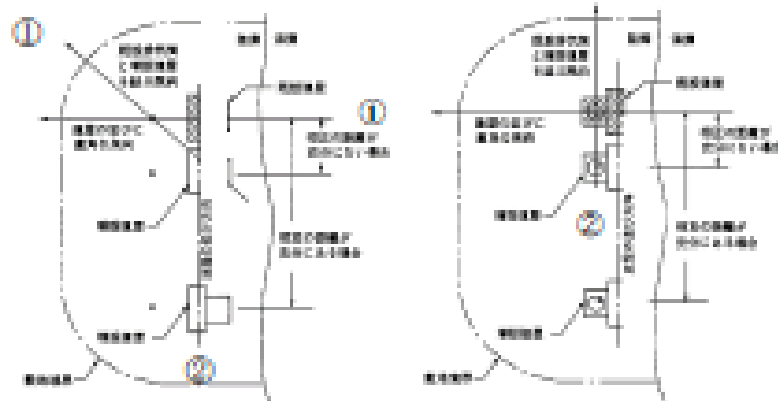
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

① 本体の「既設御気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、送出源近傍の地形が増設により大幅に変化しない場合であって、かつ、既設御気筒高さが増設建屋の高さの1.5倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

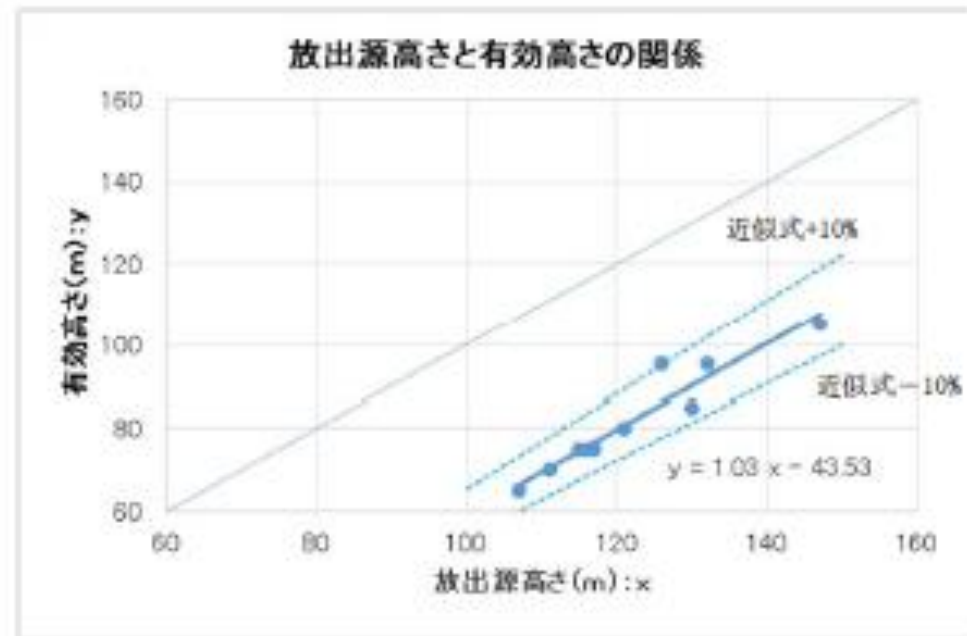
1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設御気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い2風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図を1参照)。

● ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が10%以内であり、かつ、換気量換算、めやす換算等を下回るということが明らかである。



※2 1982年東海発電所風洞実験時の放出源高さとは有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さとは有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが10%変動したとしても、有効高さの変動は10%以内に収まると推定される。



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;">参考 5</p> <p style="text-align: center;">異常年検定法の概要について</p> <p>F分布検定の手順により異常年検定を行った。</p> <p>この検定方法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを X_0(検定年)、その他のものを $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$(比較年)とした場合、$X_0$を除く他の n個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$として、標本の分散から見て X_0と\bar{X}との差が有意ならば X_0を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。</p> <p>(1) 仮説:不良標本 X_0と他の標本(その平均値) \bar{X}との間に有意な差はないとする。</p> $H_0: X_0 = \bar{X} (\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n)$ <p>(2) 分散比 F_0を計算する。</p> $F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$ $S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$ <p>(3) 検定年は1年、比較年は10年、有意水準(危険率)は5%として、F分布表のF境界値 ($F_0^1(0.05) = 5.12$)を求める。</p> <p>(4) F_0とF境界値を比較して、$F_0 < F$境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年 X_0が収まっているかを確認して検定している。</p> $\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}}$		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>補足 12 <u>コンクリート密度の根拠について</u></p> <p>1. はじめに 日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下、JASS 5N）」に基づき、コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。</p> <p>2. 乾燥単位容積質量の推定方法 JASS 5N に記載されている予測式（解 3.6）を用いて、以下の手順で推定した。</p> <p>① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め、調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換</p> <p>② JASS 5N の予測式（解 3.6）により、含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出</p> <p>③ コンクリートのばらつきを考慮して、ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。（解説図 3.10） 標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3（最大値）を採用</p> $\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3.6 より})$ <p>ρ_p : 乾燥単位容積質量 (kg/m^3) G_0 : 調合計画における粗骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※参考参照 S_0 : 調合計画における細骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※参考参照 C_0 : 調合計画におけるセメント量 (kg/m^3) ※参考参照 w : コンクリート中の含水量 (kg/m^3) ※安全側に 0 とする。</p> <p>3. 推定乾燥単位容積質量について（参考参照） 推定乾燥単位容積質量の最小値は 2.016g/cm^3 となり、遮蔽計算に使用するコンクリート密度はこれを包絡する 2.00g/cm^3 とする。</p>		

参考

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

No.	行目番号	東海第二発電所 (kg/m ³)				砂 (乾燥)	砕石 (乾燥)
		水	セメント	砂(乾燥)	砕石(乾燥)		
1							
2							
3							
4	一次燃焼室						
5							
6							
7							
8							
9							
10							
11							
12							
13							
14							
15							
16							
17							
18							
19							
20							
21							
22							
23							
24							
25							
26							
27							
28							
29							
30							
31							
32							
33							
34							
35							
36							
37							
38							
39							
40							
41	二次燃焼室						
42	原子炉建屋基礎コンクリート						
43	原子炉建屋基礎コンクリート						
44	原子炉建屋基礎コンクリート						
45							
46							
47							
48							
49							
50							
51							
52							
53							
54							
55							
56							
57							
58							
59							
60							
61							
62							
63							
64							
65							
66							
67							
68							
69							
70							
71							
72							
73							
74							

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

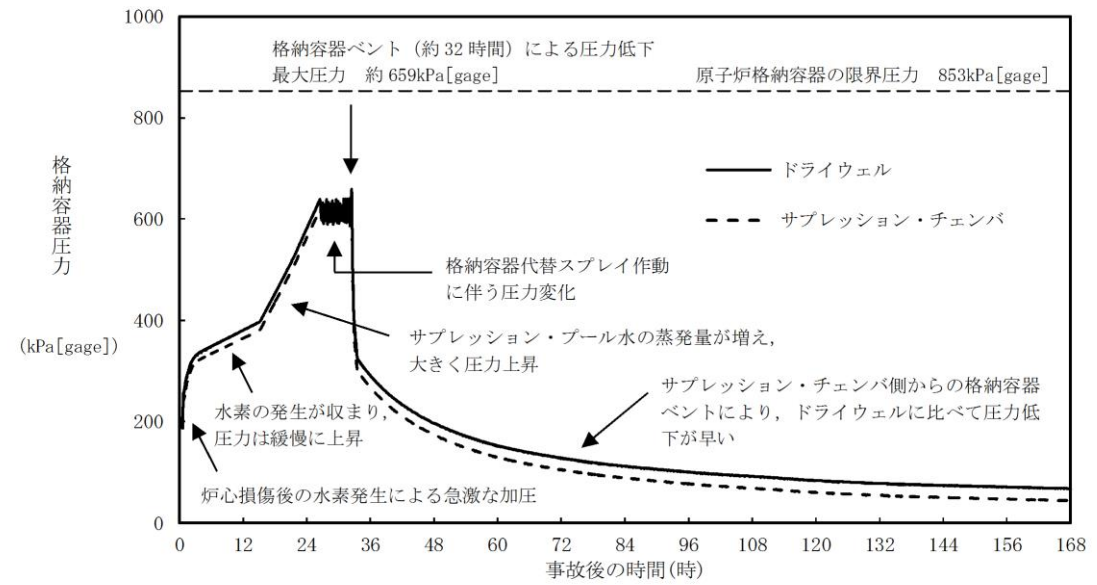
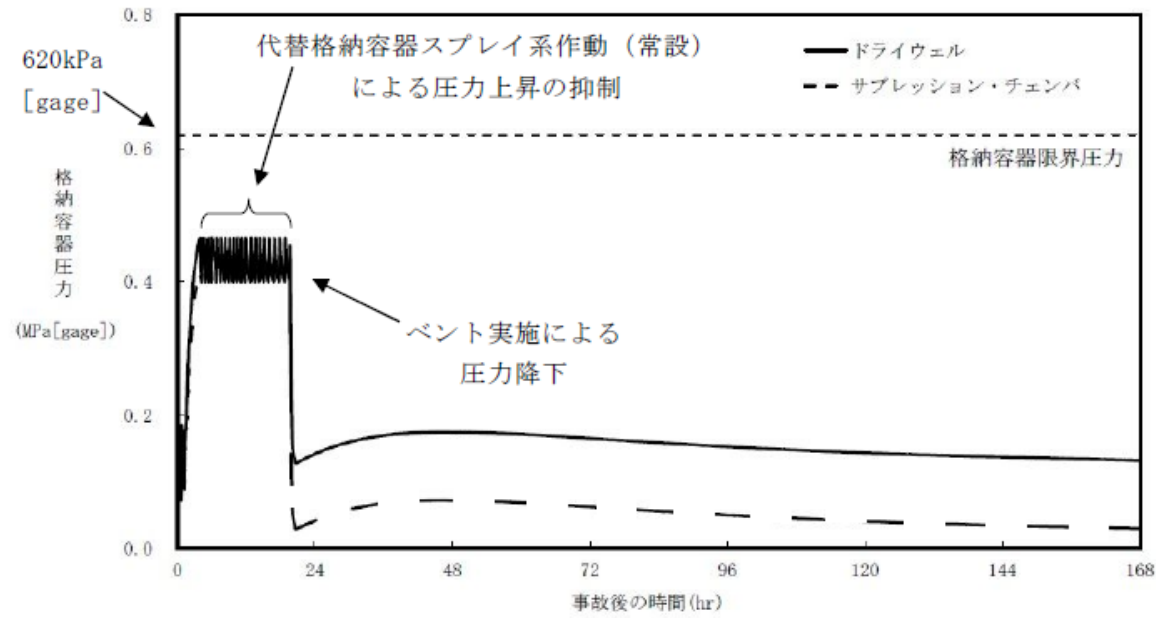
格納容器フィルタベント系については、想定される重大事故等での使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を表1に示す。

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

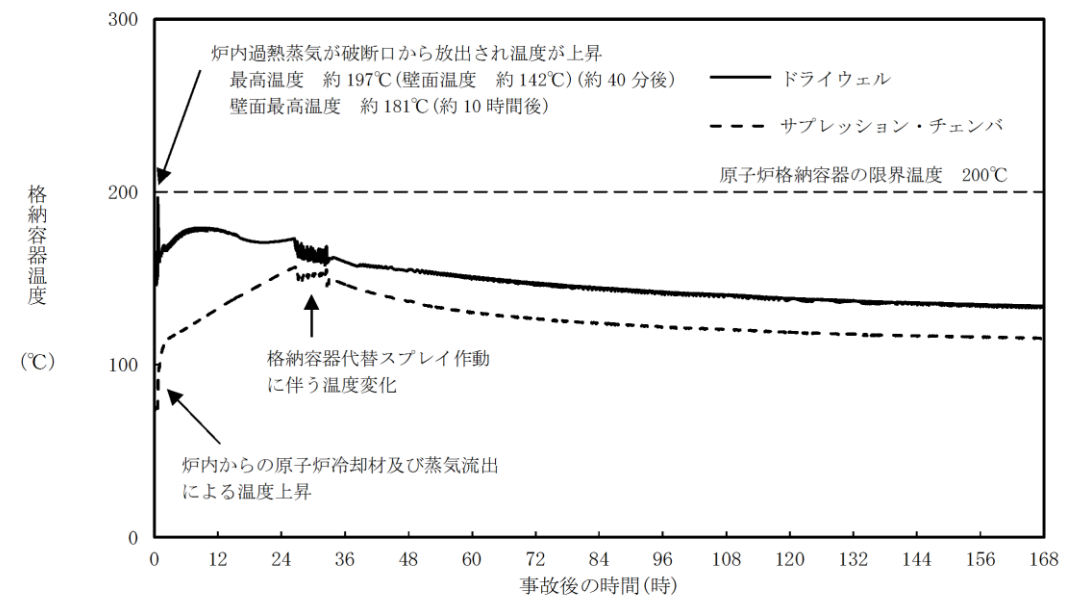
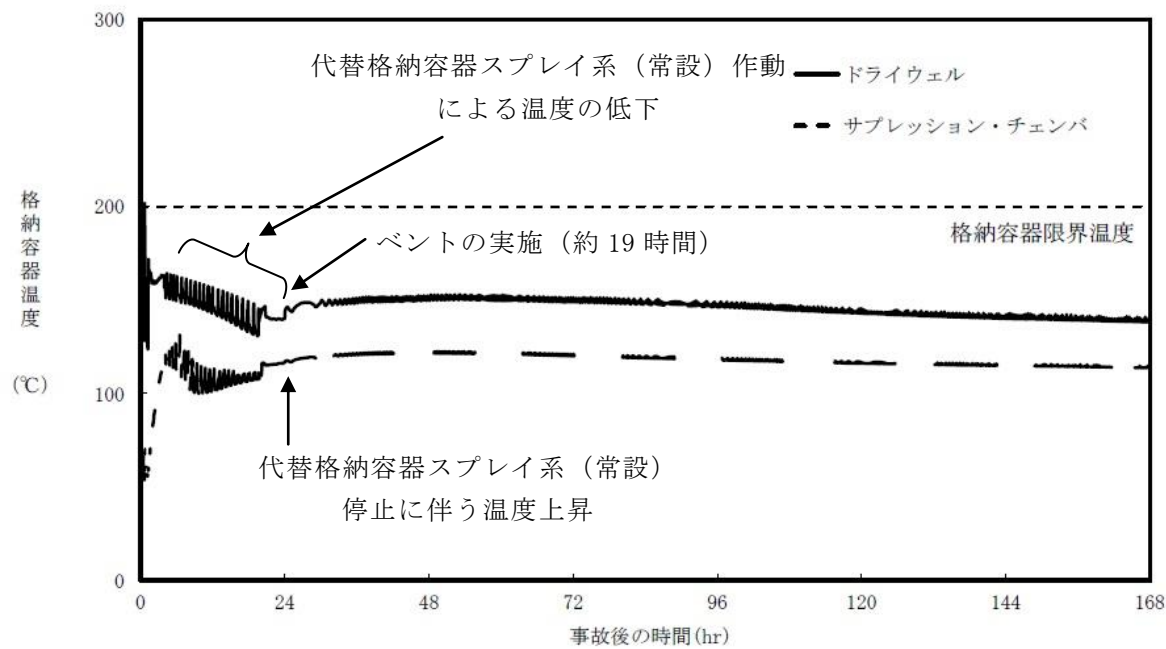
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る <u>620kPa[gage]</u> (2Pd: 最高使用圧力の2倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。</p> <p>有効性評価における格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、格納容器圧力逃がし装置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</u> 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。<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(冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)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、<u>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285℃, 1.05Pd(Mark-I)及び1.45Pd(Mark-II)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200℃, 2Pdを流量制限オリフィスまでの格納容器フィルタベント系の設計条件としている。また、流量制限オリフィス以降については、流量制限オリフィスにて1Pd未満に減圧されることから、200℃, 1Pdを格納容器フィルタベント系の設計条件としている。</u></p> <p>最高使用圧力及び最高使用温度については、格納容器フィルタベント系の構造設計に使用される。</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 冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失時における格納容器圧力の推移

・解析結果の相違

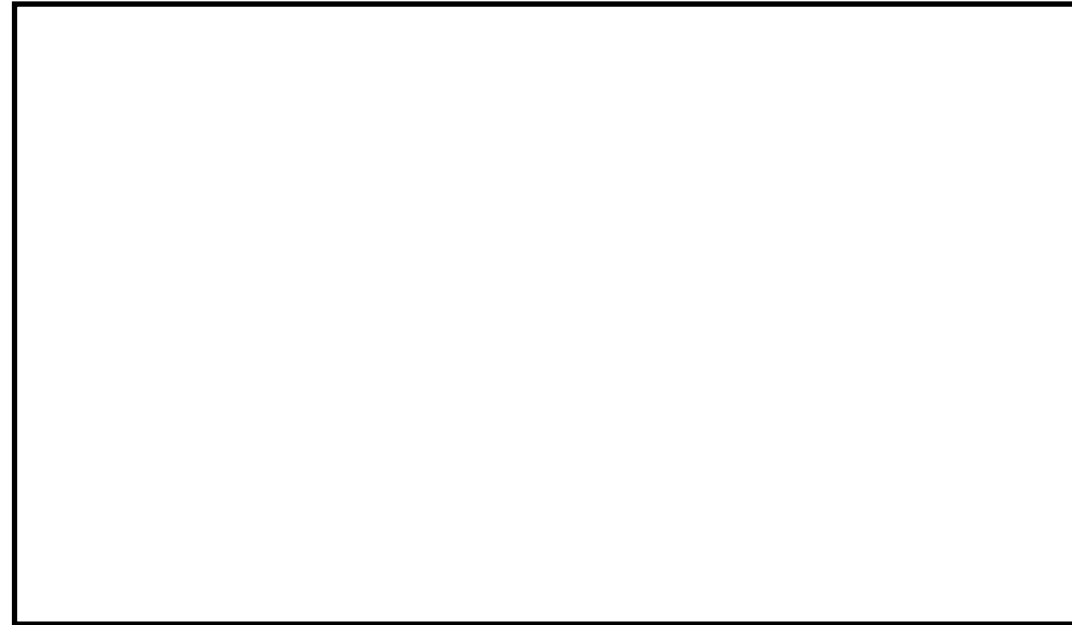


第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

図2 冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失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、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。</p> <p><u>フィルタ装置内発熱量</u>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 <u>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。</u></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、<u>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。</u></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 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 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。 <u>スクラバ容器内発熱量</u>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 <u>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。</u> 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、<u>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。</u></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られる。

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。

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

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。

- ▶ ウェットウエルベント : $0.01 \times 0.61 \div 80 \times 0.22 = 0.00168\%$
- ▶ ドライウエルベント : $0.01 \times 0.61 \div 10 \times 0.22 = 0.01342\%$

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(冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失)におけるスクラバ容器内発熱量は、約 8.9×10^{-3} kW である。

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

表2 NUREG-1465における格納容器内への放出割合

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

※ 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

・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（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）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4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>

第5表 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	エアロゾル移行量 (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
合計			3.8E+01	

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。

表4 核分裂生成物の炉内内蔵量

核種グループ	代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	格納容器への放出割合 (-)	フィルタ装置へ流入するエアロゾル量 ^{※1} (kg)
Halogens	CsI		0.61	
Alkali metal	CsOH		0.61	
Te	TeO ₂ , Sb		0.305	
Ba, Sr	BaO, SrO		0.12	
Noble metals	MoO ₂		0.005	
Ce	CeO ₂		0.0055	
La	La ₂ O ₃		0.0052	
合計			2.8E+01	

※1 ドライウェルからのベントの場合を想定し、格納容器でのDFを10とする。

エアロゾル移行量は、金属フィルタの総面積の設定に使用される。

《参考図書》

1. NEI13-02 “INDUSTRY GUIDANCE FOR COMPLIANCE WITH ORDER EA-13-109”
2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”
3. NUREG-1150 “Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”

・評価結果の相違

・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>(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</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>・評価結果</p> <p>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 428 2362 1050" style="border: 1px solid black; height: 296px; width: 334px; margin: 10px auto;"></div> <p>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>	

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) 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</p> <p>(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</p> <p>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。</p> <p>①ドライウェル内の配管破断によるジェット力</p> <p>②プールスウェル荷重</p> <p>③ベント管出口での蒸気凝縮振動荷重</p> <p>④逃がし安全弁作動時の荷重</p> <p>⑤原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力の荷重</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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)</p>	<p>(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</p> <p>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。</p> <p>1. クリアリング荷重の評価</p> <p>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。</p> $\Delta P = \dots \quad (1)$ $v = \dots \quad (2)$ <p style="text-align: right;">[m/s]</p> <p>ここで、P_i、P_o、ρ は以下の通り設定した。</p> <p>■ $P_i=0.953\text{MPa[abs]}$</p> <p>P_i はベント開始時の内部配管内の圧力であり、保守的に格納容器の最高使用圧力の 2 倍の圧力である 0.953MPa[abs] とする。実際は、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格納容器の圧力以下となる。</p> <p>■ $P_o=0.10\text{MPa[abs]}$</p> <p>P_o は噴射出口の圧力であり、保守的に大気圧である 0.10MPa[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。</p> <p>■ $\rho=1000\text{kg/m}^3$</p> <p>ρ は水の密度であり、1000kg/m^3 とする</p> <p>■ 圧力損失は保守的に発生しないものとする。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>島根 2 号炉は、具体的な評価結果を記載</p>																				
第 6 表 フィルタ装置の設計																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th colspan="2">設計に用いた荷重</th> <th>評価方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置 (容器)</td> <td>静的荷重</td> <td>内圧荷重 (最高使用圧力)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>動的荷重</td> <td>内圧荷重、地震荷重</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">内部構造物 (ベンチュリノズル)</td> <td rowspan="2">静的荷重</td> <td>差圧荷重</td> <td>ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価</td> </tr> <tr> <td>差圧荷重、地震荷重</td> <td>ASME Sec. II, III, VIIIに基づき評価</td> </tr> <tr> <td>動的荷重</td> <td>水力学的荷重</td> <td>JAVA 試験にて得られた知見を踏まえて、圧力振動を評価</td> </tr> </tbody> </table>	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		
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																			

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。

$$F = \rho \cdot A \cdot v^2 \cdot \sin^2 \alpha \quad (3)$$

$$= \rho \cdot A \cdot v^2 \cdot \sin^2 \alpha \quad (4)$$

$$= \rho \cdot A \cdot v^2 \cdot \sin^2 \alpha \quad (5)$$

= [N/個]

ここで、A、 $\sin\alpha$ は以下の通り設定した。

■ A =

Aは噴出出口の面積であり、とする。

■ $\sin\alpha$ =

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="1472 359 2300 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="1472 995 2300 1413" style="border: 1px solid black; height: 199px; margin: 10px 0;"></div> <p data-bbox="1673 1423 2041 1451">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、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、格納容器と同じ 171℃ (ドライウエル)、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。

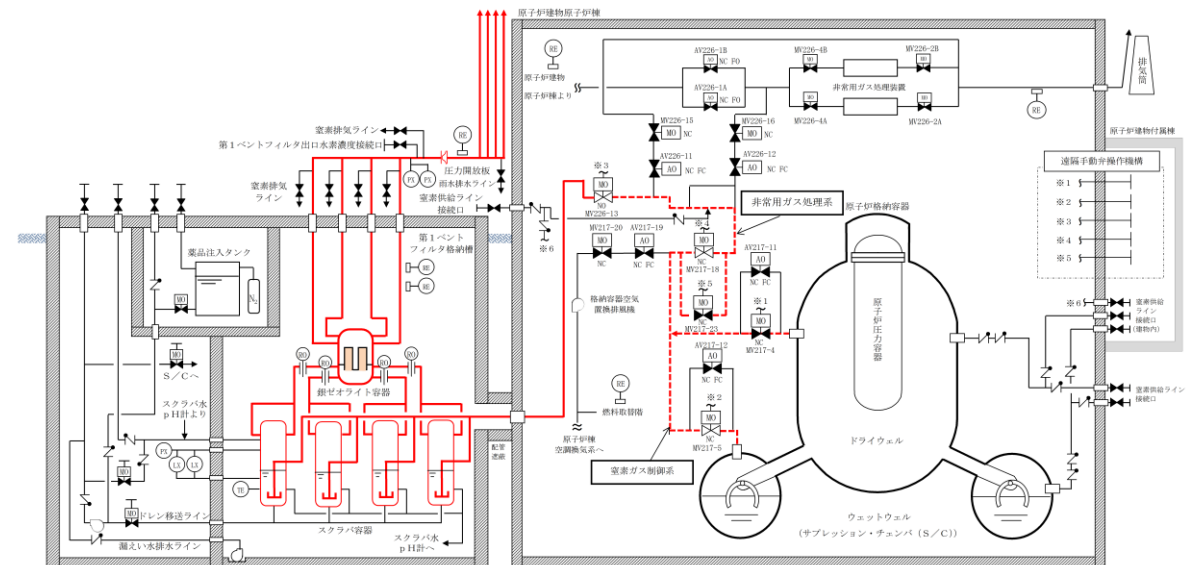


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図

・ 記載方針の相違

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 36</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの保守性について</p> <p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設計条件について <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設計条件としては、エアロゾル移行量を <u>400kg</u> に設定している。(別紙2)</p> <p>(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について</p> <p>a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について</p> <p>ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして<u>格納容器圧力逃がし装置</u>に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「<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>」を選定している。</p> <p>(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p><u>(c) 東海第二発電所では、MCCI対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。(別紙38)</u></p> <p>b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について</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>」シーケンスにおける<u>格納容器圧力逃がし装置</u>へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではS/Cベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。第1表より、エアロゾル移行量はS/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く約<u>5kg</u>であるが、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る<u>400kg</u>である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 10</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの保守性について</p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系</u>の設計条件について <u>格納容器フィルタベント系</u>の設計条件としては、エアロゾル移行量を <u>300kg</u> に設定している。(別紙9)</p> <p>(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について</p> <p>a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について</p> <p>ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして<u>格納容器フィルタベント系</u>に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「<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>」を選定している。</p> <p>(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について</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>」シーケンスにおける<u>格納容器フィルタベント系</u>へ流入するエアロゾル移行量を表1に示す。本シーケンスの有効性評価ではW/Wベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。表1より、エアロゾル移行量はW/Wベント時よりD/Wベント時の方が多く約<u>3.5kg</u>であるが、<u>格納容器フィルタベント系</u>で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る<u>300kg</u>である。</p>	<p>・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる</p> <p>・設備設計の相違 島根2号炉では、ペDESTAL壁面の溶融炉心による侵食が発生する</p> <p>・解析結果の相違 ・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる</p>

第1表 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
S/Cベント	約0.001kg
D/Wベント	約5kg

表1 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
W/Wベント	約0.0018kg
D/Wベント	約3.5kg

る

- ・設備の相違
原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる

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 style="text-align: right;">別紙 50</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>重大事故等時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質(よう化ナトリウム (NaI)、硫酸ナトリウム (Na₂SO₄))であり、スクラビング水のpHに与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量(500kW(別紙2))とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約1/30であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。</p> <p>重大事故等時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、よう素除去部において有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約0.003vol%と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素除去部にて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部の温度変化が十分小さいことを確認した。</p> <p>1. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量</p> <p>(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙2に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素(Si, Ca, Mg, Al, K等)で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で1mol当たりの発熱量が最も大きいのは□であることから、ここでは□で代表し、設計条件である400kg全量が□としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。</p> <p>ベンチュリスクラバにおける□の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 300px; height: 20px; margin-left: 50px;"></div>	<p style="text-align: right;">別紙 11</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>フィルタ装置に移行してくるエアロゾル及びガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響について評価した結果を以下に示す。</p> <p>(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱の影響</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルと無機よう素について、スクラビング水との化学反応に伴い発生する反応熱量と、ベンチュリスクラバにおいて捕集された放射性物質から発生する崩壊熱量を比較する。</p> <p>a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応熱量</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは、核分裂生成物エアロゾルとコンクリートから生成するエアロゾルがある。エアロゾルのうち、非水溶性及び難水溶性のものは化学反応しないと考えられるが、ここでは、フィルタ装置に流入するエアロゾル全量(300kg)について化学反応するものとした。さらに、最も反応熱が大きくなる□：コンクリートから生成するエアロゾルの一種)で代表した場合の化学反応による発熱量を計算した。</p> <p>ベンチュリスクラバに捕集された□の化学反応熱は以下のとおり表せる。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 20px; margin-left: 50px;"></div>	<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>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより, [] となる。 以上より, 1mol の [] の反応には [] の発熱量を伴うこととなる。 [] 400kg は [] に当たることから, 発熱量は [] となる。 []</p> <p>(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の<u>化学反応による発熱量</u> ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は, スクラビング水に添加する薬剤により行われ, その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。 アルカリ性条件下 (発熱反応)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより, [] となる。 以上より, 1mol の無機よう素の反応には [] の発熱量を伴うこととなる。 フィルタ装置に貯留するスクラビング水 [] には [] [] wt%含有していることから, $S_2O_3^{2-}$の量は [] となる。</p>	<p>ここで, それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値である。(参考図書1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より, [] となる。よって, 1mol の [] が反応すると約 [] の発熱量となる。 ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル [] の量は以下の値を用いる。 ・ [] の量 = 300 (kg) ・ [] 分子量 = [] (g/mol) よって, ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル [] の量は約 [] であるので, 反応熱量は約 [] の発熱となる。</p> <p>b. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の<u>化学反応熱量</u> ベンチュリスクラバにおける化学反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで, それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より, [] となる。よって, 1mol の無機よう素 (I_2) が反応すると約 [] の発熱量となる。</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
<p>一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。</p> <p>a. <u>よう素炉内内蔵量 (約 24.4kg)</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OR I GEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。</p> <p>b. <u>格納容器へのよう素放出割合 (61%)</u> 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> <p>c. <u>格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)</u> 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 253.8) 約 13.6kg (=24.4kg × 61% × 91%) の量は約 53.6mol (=13,600g/253.8g/mol) となる。無機よう素と [] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と [] の反応により生じる全発熱量は [] となる。</p> <p>[]</p> <p>(3) <u>ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価</u></p> <p>[]</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。</p> <p>2. <u>よう素除去部における化学反応による発熱</u></p>	<p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%、Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に基づき、無機よう素生成割合を 91% とすると、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の量は以下のとおりである。</p> <p>・無機よう素 (I₂) の量 = [] (g) ・無機よう素 (I₂) 分子量 = 253.8 (g/mol)</p> <p>よって、ベンチュリスクラバにおいて捕集される無機よう素 (I₂) の量は約 [] であるので、反応熱量は約 [] の発熱となる。</p> <p>c. <u>影響評価</u> a, b で算出したエアロゾル及び無機よう素の化学反応熱量の合計は [] の発熱となり、設計上考慮しているスクラバ容器内発熱量 (370kW) の 24 時間分の積算値 [] に対して約 [] % であり、スクラビング水の水位挙動等への影響は十分小さい。</p> <p>(2) <u>銀ゼオライトフィルタにおける化学反応熱の影響</u> 銀ゼオライトフィルタにおいてガス状放射性よう素の化学吸着により発生する反応熱量と銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素から発生する崩壊熱量を比較する。</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) <u>よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量</u> <u>よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。</u> アルカリ性条件下 (発熱反応)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、となる。 以上より、1mol の有機よう素 CH₃I の反応には の発熱量を伴うこととなる。 ここで、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙 11 に記載のとおり となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は となる。</p> <p>有機よう素の全量が 10 分間 (600 秒) でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は となる。</p>	<p>a. <u>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の化学反応熱量</u> <u>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より、 となる。よって、1mol の有機よう素 (CH₃I) が反応すると約 の発熱量となる。 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465 (参考図書 2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%、Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に基づき、有機よう素生成割合を 4%とする。また、よう素重量から有機重量への補正 (よう化メチルの分子量/よう素の原子量≒1.12) を設定値とすると、銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の量は以下のとおりである。 ・有機よう素 (CH₃I) の量 = (g) ・有機よう素 (CH₃I) 分子量 = 141.9 (g/mol) よって銀ゼオライトフィルタに流入する有機よう素は であるので、反応熱量は の発熱となる。</p>	
<p>(2) <u>よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量</u> <u>よう素除去部における無機よう素 I₂ の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div>	<p>b. <u>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の化学反応熱量</u> <u>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; 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
<p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、<input type="text"/>となる。 <u>以上より、1molの無機よう素(I₂)の反応には<input type="text"/>の吸熱量を伴うこととなる。</u> <u>ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。</u></p> <p>(3) <u>よう素除去部における化学反応の発熱量の評価</u></p> <div data-bbox="184 758 1267 1171" style="border: 1px solid black; height: 197px; width: 365px;"></div> <p><u>以上より、よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため、影響はないと言える。</u></p>	<p>熱化学方程式及び標準生成エンタルピーより、<input type="text"/>となる。よって、1molの無機よう素(I₂)が反応すると約<input type="text"/>の吸熱量となる。 <u>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約18.1kgである。NUREG-1465(参考図書2)に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195(参考図書3)に基づき、無機よう素生成割合を91%、ベンチュリスクラバにおけるDFを100とすると、銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の量は以下のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・無機よう素(I₂)の量 = <input type="text"/> (g) ・無機よう素(I₂)分子量 = 253.8 (g/mol) <p><u>よって、銀ゼオライトフィルタに流入する無機よう素は約<input type="text"/>であるので、反応熱量は<input type="text"/>の吸熱となる。</u></p> <p>c. 影響評価</p> <p>a. b. で算出したガス状放射性よう素の化学反応熱量の合計は<input type="text"/> <input type="text"/>の発熱となり、ガス状放射性よう素が<input type="text"/>で銀ゼオライトフィルタに捕集されると考えると、約<input type="text"/>となり、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。</p> $\text{上昇温度(}^\circ\text{C)} = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量(W)}}{\text{(比熱(J/kg}^\circ\text{C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3\text{))}}$ <p>ここで、銀ゼオライトフィルタに流入する窒素ガスの条件は以下のとおり設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・窒素ガス流量 = 100 (m³/h[normal]) ・窒素ガス比熱 = 1040 (J/kg・°C) ・窒素ガス密度 = 1.25 (kg/ m³[normal]) <p><u>以上より、銀ゼオライトフィルタの上昇温度は約<input type="text"/>°Cと評価でき、よう素の再揮発等への影響は十分小さい。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価方針の相違 <p>島根2号炉は、吸熱反応を考慮して評価</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>(3) ベンチュリスクラバにおける化学反応生成物の影響</p> <p>ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応は以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">[]</p> <p>スクラビング水には化学薬剤として [] 及び水酸化ナトリウム (NaOH) を添加しており、無機よう素 (I₂) が流入することによって、溶解状態の [] と [] が生成する。</p> <p>スクラビング水に含まれる [] の量は約 [] , [] の量は約 [] である。一方、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に示される無機よう素生成割合を 91%とすると、ベンチュリスクラバにおいて捕集される I₂ の量は約 [] となるため、生成する [] の量は約 [] , [] の量は約 [] となる。</p> <p>ここで、それぞれの化学種の分子量は以下の値である。</p> <ul style="list-style-type: none"> • [] の分子量 = [] (g/mol) • [] の分子量 = [] (g/mol) <p>よって、[] は約 [] , [] は約 [] となる。スクラバ容器4基のスクラビング水の保有水量約 [] であり、[] の濃度は約 [] , [] の濃度は約 [] と微量であることから、構造材への腐食の影響はないと考えられ、これらの物質は中性であるため、スクラビング水のpHにも影響しない。</p> <p>(4) 銀ゼオライトフィルタにおける化学反応生成物の影響</p> <p>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素と無機よう素の化学反応はそれぞれ以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">[]</p> <p style="text-align: center;">[]</p> <p>この化学反応による化学反応生成物である [] には爆発の恐れがあることが知られている。[] については、[] と [] が発生するため、格納容器内で発生する有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。</p> <p>格納容器内で発生する有機よう素は [] であり、仮に温度を 200℃ (473K) で圧力を保守的に 1atm とすると [] となり、D/W 自由空間容積は約 [] m³ であるため、格納容器内の有機よう素の濃度は約 [] となる。</p> <p>よって、有機よう素が銀ゼオライトフィルタで反応し生成する [] の濃度は約 [] であると評価でき、一般に有機化合物の可燃性限界の下限濃度は数%オーダーであることからこのような極低濃度において爆発の恐れはない (参考図書4)。</p> <p>[] については、熱や光で分解する性質がある。[] [] は 400℃以上の高温状態において、数時間程度 [] を通気した場合に起こることが知られているが、銀ゼオライトフィルタの温度は 400℃に対して十分低く抑えることができる。</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><参考図書></p> <p>1. 化学便覧基礎編改訂 5 版</p>	<p>また、，銀ゼオライトフィルタは容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。</p> <p></p> <p>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素との化学反応においては、の他の化学反応生成物は、安定な固体である及び極低濃度のであり、銀ゼオライトフィルタの性能に与える影響はない。</p> <p><<参考図書>></p> <p>1. 化学便覧基礎編改訂 3, 5 版</p> <p>2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” <u>Feb. 1995</u></p> <p>3. <u>Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”</u></p> <p>4. <u>M. G. Zabetakis, “Flammability Characteristics of Combustible Gases and Vapor.”</u> <u>U. S. Bureau of Mines Bulletin 627. 1965</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

別紙 51

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

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

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

ベント時に格納容器からスクラバ容器に可溶性及び不溶性エアロゾルが流入し、スクラビング水中のエアロゾル濃度の増加に伴い、スクラビング水の粘性が増加することが考えられる。

可溶性及び不溶性エアロゾルによる粘性変化に関する評価を以下に示す。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

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

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

第1表 エアロゾル (設計条件) の種類と溶解の可否

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

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

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

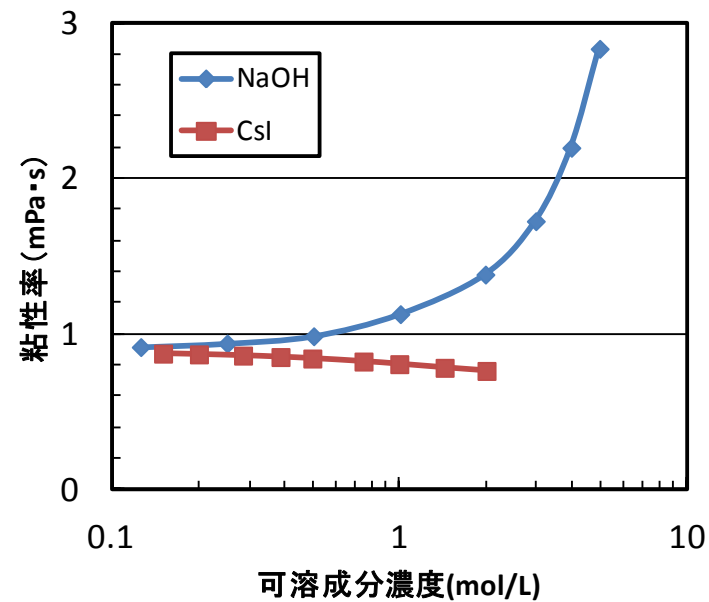
a. 可溶性エアロゾルの影響

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

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、 Na^+ 、 K^+ 、 Cs^+ があり、陰イオンには OH^- 、 Cl^- 、 Br^- 、 I^- 、 CO_3^{2-} 、 HCO_3^- 、 SO_4^{2-} がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na^+ 、陰イオンは OH^- であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+ 、陰イオンは I^- であると考えられる(参考図書1,3)。

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

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



第1図 NaOHとCsIが水に溶解した場合の粘性率の変化(25°C)
(NaOH: 参考図書4, CsI: 参考図書5)

(1) 可溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが可溶性の場合、スクラバ溶液中では捕集したエアロゾルが溶解し、溶液中の可溶成分濃度が上昇する。可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化(25°C)を図1,2に示す。

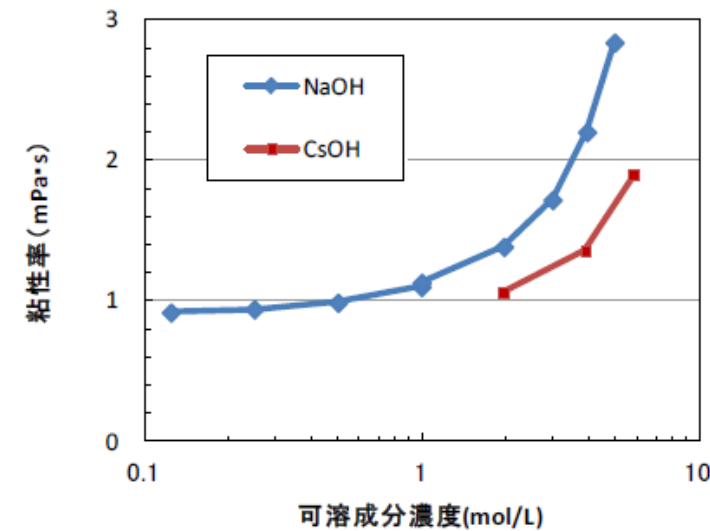


図1 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化(25°C)
(NaOH: 参考図書1,3, CsOH: 参考図書3)

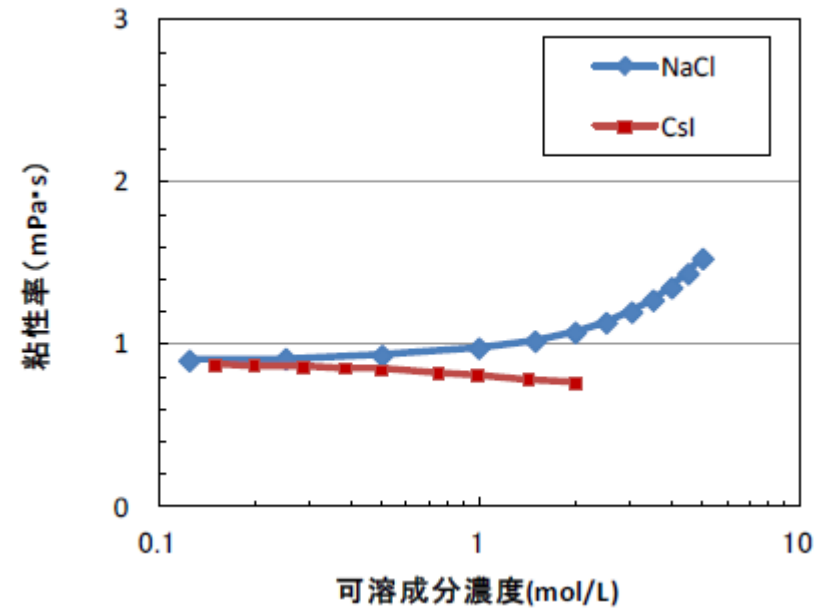


図2 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

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

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム (400kg=10,000mol) と想定とすると、その溶液のモル濃度は [] mol/l 上昇し、 [] となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より [] mPa·s となる。

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

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

スクラバ容器のスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、通常水位 (約 []) で水酸化ナトリウムが [] であり、下限水位 (約 []) ではそれぞれ [] に相当する。ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kg とし、仮に全量がセシウム元素とした場合、可溶性エアロゾルのスクラビング水の濃度は約 [] となる。これらのモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°Cの水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [] となる。

ここで、JAVA 試験でのスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、水酸化ナトリウムが [] であり、このモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°Cの水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [] となる。JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は 25°Cにおいて約 [] 高いと評価できる。

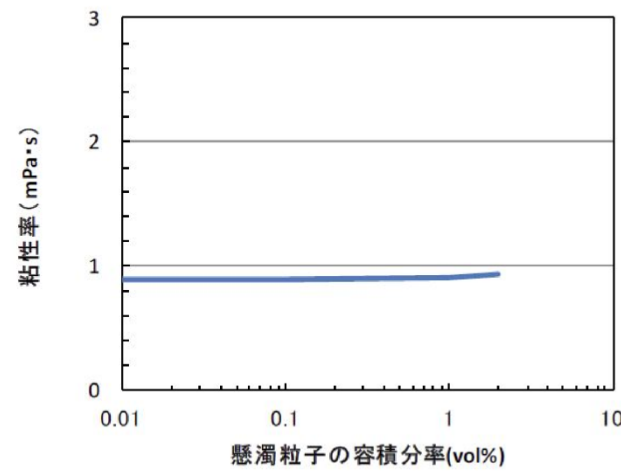
b. 不溶性エアロゾルの影響

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

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

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子の容積分率を示す。

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



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル(密度 \square g/cm³)とし、最低水量の \square tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 \square vol% (= $400 \times 10^3 / 2.4 / (15.5 \times 10^6)$) となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm³は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂(密度約 5.7g/cm³)等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

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

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

η : 懸濁液の粘性率

η_0 : 分散溶媒の粘性率 (25°Cにおける水の粘性率 0.8902 mPa·s)

ϕ : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図3に示す(アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載)。

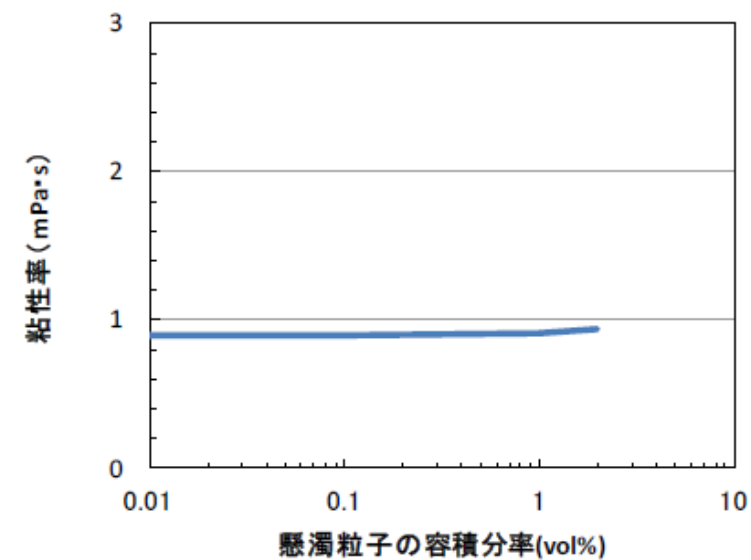


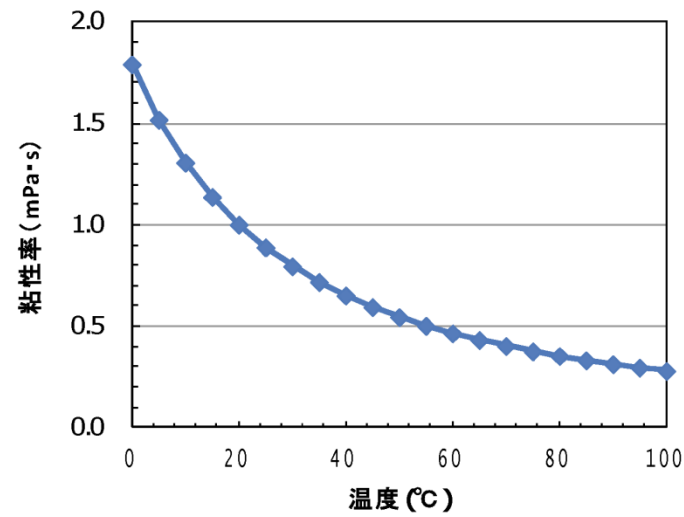
図3 懸濁粒子が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

バント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kgとし、仮にエアロゾルの比重を 2.2g/cm³ (MCCIで発生する可能性のある SiO₂の比重:参考図書2)とした場合、下限水位(約 \square)での不溶性エアロゾルの容積分率は約 \square であり、粘性率はほとんど変化しないため、不溶性エアロゾルによる粘性率への影響はほとんどないと考えられる。

(2) 評価結果

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

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合に mPa・s 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

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

<参考図書>

1. 化学便覧改訂3版基礎編II
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH₃)₄N+ at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J.

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

液体の粘性率は温度が上昇するにつれて低下する。純水の粘性率の温度依存性を図4に示す。

JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は25°Cにおいて約 高いと評価できるが、ベントガスの流入によりスクラビング水の温度は上昇し、粘性率は低下するため、スクラビング水の粘性がスクラバ容器における除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。

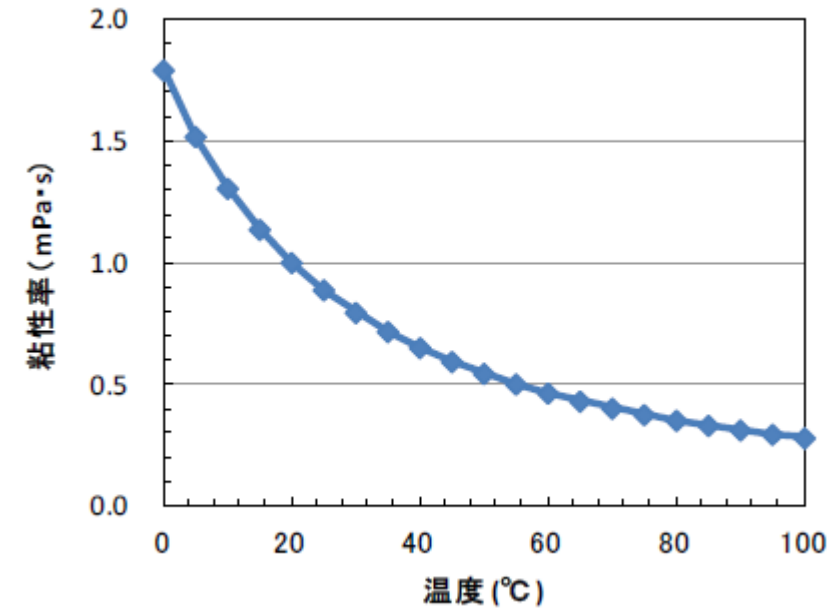


図4 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書1)

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

《参考図書》

1. 化学便覧改訂3版基礎編II
2. 岩波理化学辞典第3版
3. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH₃)₄N+ at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
4. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the

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>Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)</p> <p>6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)</p> <p>7. <u>日本機械学会 蒸気表 <1999></u></p>	<p>Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)</p> <p>5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)</p>	