

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	EP-060 改 51(1) (比)
提出年月日	令和 2 年 6 月 16 日

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

比較表

令和 2 年 6 月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※：本改訂（改 51(1)）による変更箇所の見番号に r1 を付しています。

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

まとめ資料比較表 [別添資料-1（格納容器フィルタベント系について）]

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

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

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

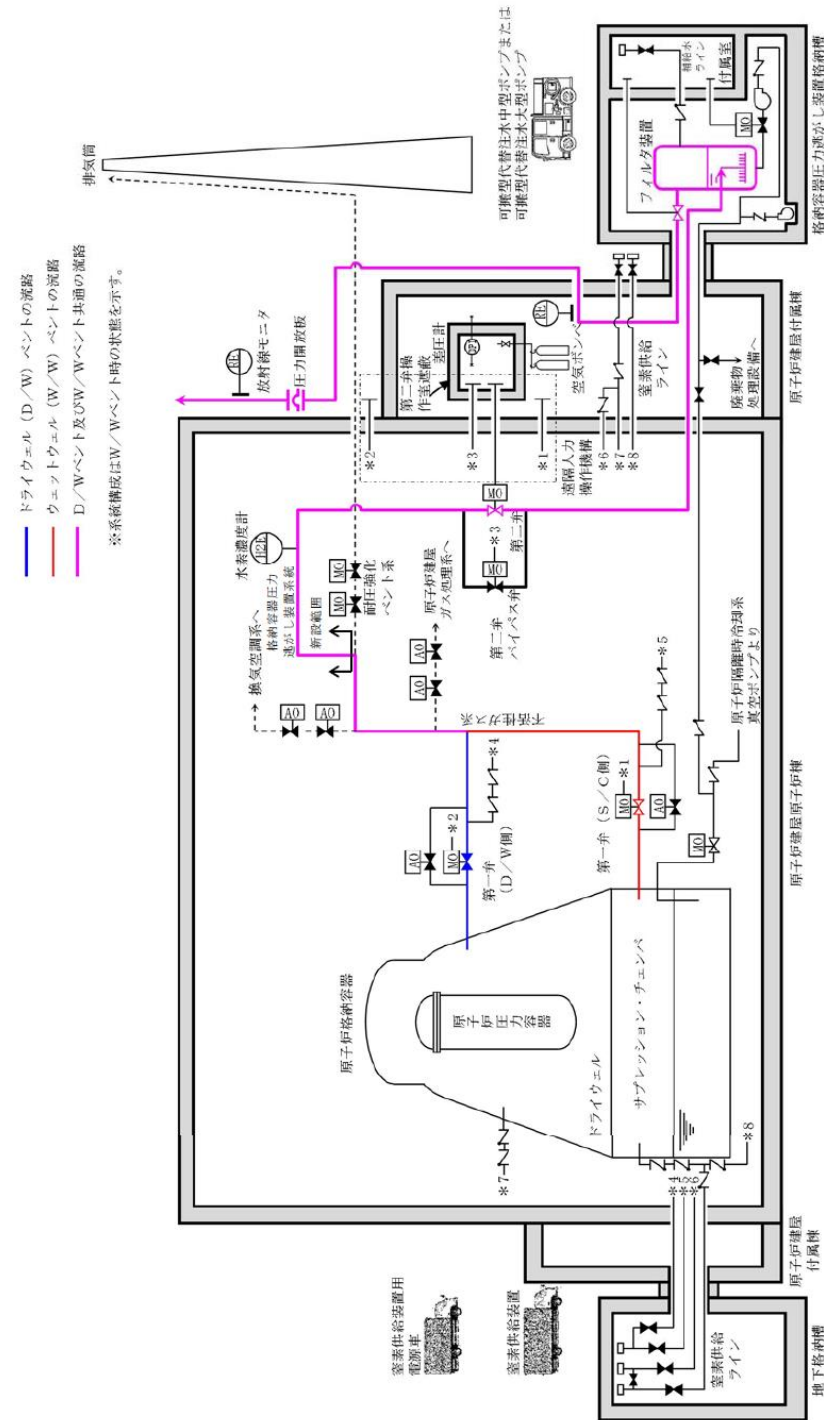
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">＜別紙 目次＞</p> <p>別紙1 可燃性ガスの爆発防止対策について</p> <p>別紙2 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について</p> <p>別紙3 格納容器圧力逃がし装置の漏えいに対する考慮について</p> <p>別紙4 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙5 金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p> <p>別紙6 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>別紙7 ベント実施時の放射線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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1. 概要</p> <p>1.1 設置目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するため、格納容器圧力逃がし装置を設置する。本系統はフィルタ装置を通して放射性物質を低減した上で、格納容器内の雰囲気ガスを放出することで、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、格納容器内に滞留する水素を大気へ放出する機能を有する。</p> <p>また、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するために、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能を有する。</p> <p>1.2 基本性能</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。</p> <p>フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。</p> <p>また、当該装置は、ガス状放射性元素の除去効率として、無機元素は99%以上、有機元素は98%以上の性能を有する。</p> <p>1.3 系統概要</p> <p>第1.3-1図に系統概要を示す。</p> <p>本系統は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第一弁及び第二弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建屋屋上位置（標高約65m）で放出する。（別紙40）</p> <p>本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。</p> <p>本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、代替電源設備からの給電を可能とする</p>	<p>1. 概要</p> <p>1.1 設置目的</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び熱を外部に放出し、原子炉格納容器の圧力及び温度を、限界圧力及び限界温度未満に維持することで、原子炉格納容器の破損を防止する目的で設置する。</p> <p>排気ラインに設置するスクラバ容器により、サプレッション・チェンバの排気ラインまたはドライウェルの排気ラインを経由して排出する原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を低減することで、格納容器フィルタベント系使用時の環境への影響を緩和する。</p> <p>また、格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガスを環境へ放出する機能、及び、設計基準事故対処設備に係る最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷または格納容器の破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するための機能も併せ持っている。</p> <p>なお、スクラバ容器を設置することにより、格納容器フィルタベント系より排出される原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる放射性物質を十分に低減できると考えているが、環境への影響を更に低減させるため、スクラバ容器の下流に、原子炉格納容器雰囲気ガスに含まれる元素を除去するための銀ゼオライト容器を設置する。</p> <p>1.2 基本性能</p> <p>格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器に発生するガスを、フィルタ装置を通して大気に逃がすことで、放出される粒子状の放射性物質（セシウム等）を低減する。このため、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められているCs-137の放出量が100TBqを下回ることができる性能を有したものとする。</p> <p>フィルタ装置としては、上述したCs-137の放出量制限を満足させるため、粒子状放射性物質除去効率99.9%以上の性能を有する装置を採用する。</p> <p>また、当該装置は、ガス状放射性元素の除去効率として、無機元素は99%以上、有機元素は98%以上の性能を有する。</p> <p>1.3 系統概要</p> <p>格納容器フィルタベント系の全体概要図を図1.3-1に示す。</p> <p>本系統は、スクラバ容器、銀ゼオライト容器、圧力開放板等で構成する。本系統は、中央制御室からの操作で、第1弁及び第2弁を「全開」とすることにより、格納容器内の雰囲気ガスを、ドライウェル又はサプレッション・チェンバより抜き出し、フィルタ装置にて放射性物質を低減させた後に、排気管を通して原子炉建物屋上位置（標高約65m）で放出する。（別紙1）</p> <p>本系統は、排気ラインに圧力開放板を設け、水素爆発防止のため系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機する際の大気との隔壁とする。この圧力開放板は、格納容器からの排気の妨げにならないように、格納容器からの排気圧力と比較して十分小さい圧力に設定する。</p> <p>本系統は、中央制御室からの操作を可能とするため、常設代替交流電源設備又は可搬型代替</p>	<p>・記載方針の相違</p>

が、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。



第 1.3-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

交流電源設備からの給電を可能とするが、電源の確保ができない場合であっても、放射線量率の低い原子炉建物付属棟（二次格納施設外）より遠隔で操作することができる。

なお、格納容器からの排気時に、高線量率となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するために、必要な遮蔽等を行う。

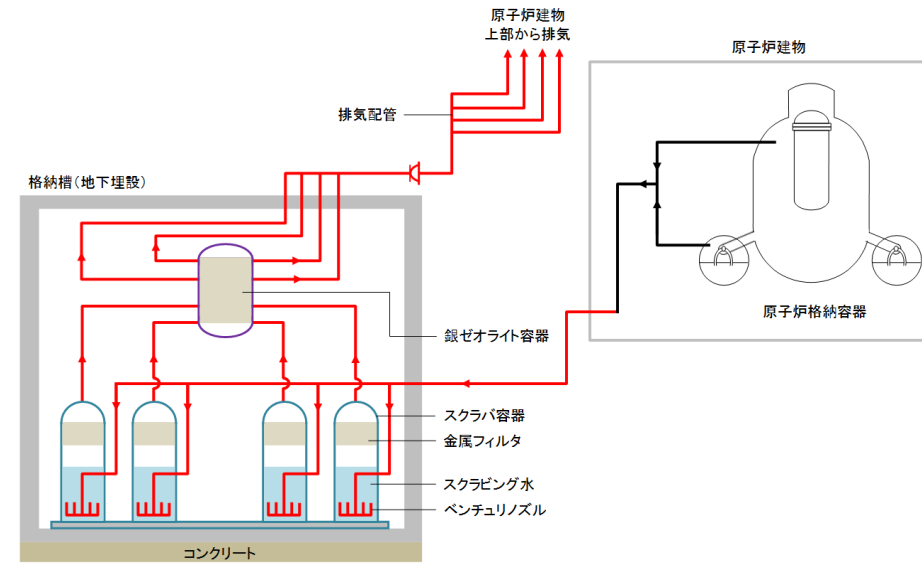


図 1.3-1 格納容器フィルタベント系 全体概要図

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等が発生した場合において、格納容器の過圧破損及び格納容器内の水素による爆発を防止するとともに、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送できるよう、以下の事項を考慮した設計とする。</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置の設置 (設置許可基準規則解釈第1項 a) , b))</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。</p> <p>フィルタ装置は、排気中に含まれるエアロゾル (粒子状放射性物質) に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス (窒素) に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス (水素) が蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とするとともに、使用後においても不活性ガスで置換できるよう、可搬型窒素供給装置 (窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車)を用いて系統内に窒素を供給できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器圧</p>	<p>2. 設計方針</p> <p>格納容器フィルタベント系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可基準規則」という。)等の関係法令の要求を満足するよう設計する。以下に設計方針を示す。</p> <p>2.1 系統設計</p> <p>(1) <u>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。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>《設置許可基準規則第 48 条》</u></p> <p>(2) <u>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。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>《設置許可基準規則第 43 条, 48 条》</u></p> <p>(3) <u>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。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》</u></p> <p>(4) <u>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。</u></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 style="text-align: right;"><u>《設置許可基準規則第 50 条, 52 条》</u></p> <p>(5) <u>格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス (窒素) に置換した状態で待機させ、系統内に可燃性ガス (水素) が蓄積する可能性のある箇所には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。</u></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>・記載方針の相違</p> <p>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</p> <p>①の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>①の相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>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。</p> <p>格納容器フィルタベント系内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。(別紙2)</p> <p>《設置許可基準規則第50条, 52条》</p> <p>(6) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で2弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p> <p>(7) 格納容器フィルタベント系の使用に際して、格納容器の水素爆発を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第52条》</p> <p>(8) 格納容器フィルタベント系のベント弁は、現場でも操作が可能となるよう、遠隔手動弁操作機構を設け、原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。(別紙3, 別紙4)</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p> <p>(9) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器フィルタベント系のベント弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作機構を介した操作場所又は操作室を放射線量の低い原子炉建物付属棟に設置する設計とする。</p> <p>《設置許可基準規則第43条, 50条》</p>	<p>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、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。(別紙22, 別紙33)</u></p> <p>ix) <u>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。(別紙17, 別紙18, 別紙48)</u></p>	<p>(10) <u>格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系統内を不活性ガス(窒素)にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。</u> 圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力(0.427MPa [gage] ~0.853MPa [gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa [gage]にて開放する設計であり、<u>格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。(別紙5)</u> <u>《設置許可基準規則第50条》</u></p> <p>(11) <u>格納容器フィルタベント系は、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。(別紙6, 別紙7)</u> <u>《設置許可基準規則第50条》</u></p> <p>(12) <u>格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、第1ベントフィルタ格納槽(地下埋設)に格納し、十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等は、原子炉棟内及び原子炉建物付属棟内に設置することにより、事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。(別紙4, 別紙8)</u> <u>《設置許可基準規則第43条, 50条》</u></p> <p>(13) <u>水素を含むガスの排出経路において水素濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。</u> <u>《設置許可基準規則第52条》</u></p> <p>(14) <u>想定される重大事故等時の使用条件下において、確実に操作ができ、性能を発揮できるよう、運転モード(系統待機モード、ベント運転モード、ベント後収束モード)を考慮し、排気容量にも十分な余裕を持たせた設計とする。</u> <u>《設置許可基準規則第43条》</u></p> <p>(15) <u>ベント機能の確実性を担保する観点から、可能な限り、系統に冗長性を持たせた設計とする。</u></p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は、被ばく評価上遮蔽等の対策が不要(以下、本文においては②の相違)</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・炉型の違い 東海第二(Mark-II)と島根2号炉(Mark-I改)の最高使用圧力の相違による(以下、本文においては③の相違)</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違 ①の相違</p>

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

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

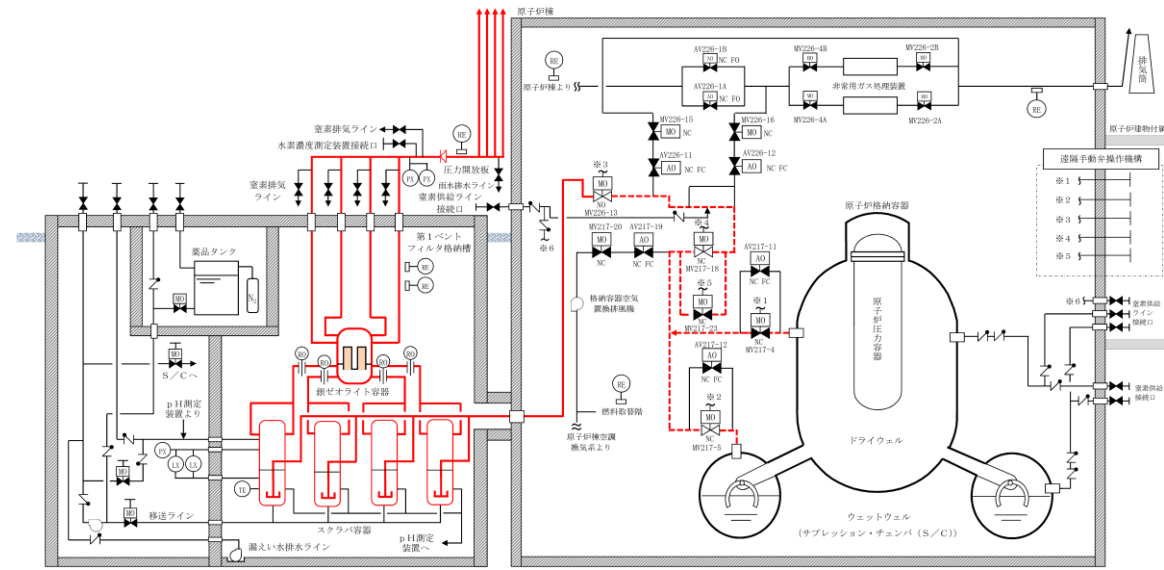


図 2.6-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

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中に維持する。

(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。

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)

- ・記載方針の相違
- ・記載方針の相違
- ・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)			島根原子力発電所 2号炉			備考
<u>第2.2-1表 設計条件</u>			<u>表2.6-1 格納容器フィルタベント系の主な系統設計条件</u>			<ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 ・資料構成の相違
設計条件		設定根拠	項目	設計条件		
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し、2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の2倍) とする。	最高使用圧力	853kPa [gage] (流量制限オリフィスまで)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果 (格納容器圧力の推移) を踏まえ、格納容器の限界圧力である 853kPa [gage] とする。	
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し、200℃とする。		427kPa [gage] (流量制限オリフィス以降)	格納容器フィルタベント系の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィス以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、427kPa [gage] とする。	
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310kPa [gage]) であっても排出可能な流量とする。	最高使用温度	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果 (格納容器温度の推移) を踏まえ、格納容器の限界温度である 200℃とする。		
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集及び保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015% に相当する発熱量とする。	系統流量 (ベントガス流量)	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果 (ベントタイミング) を踏まえ、原子炉定格熱出力の 1%相当の蒸気流量 (9.8kg/s @427kPa [gage]) とする。		
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。	スクラバ容器内発熱量	格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果 (ソースターム評価) に基づく放射性物質の崩壊熱に対して、十分な余裕を見込み、370kW とする。		
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。				
耐震条件	基準地震動 S_s にて機能維持	基準地震動 S_s にて機能を維持する。				

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

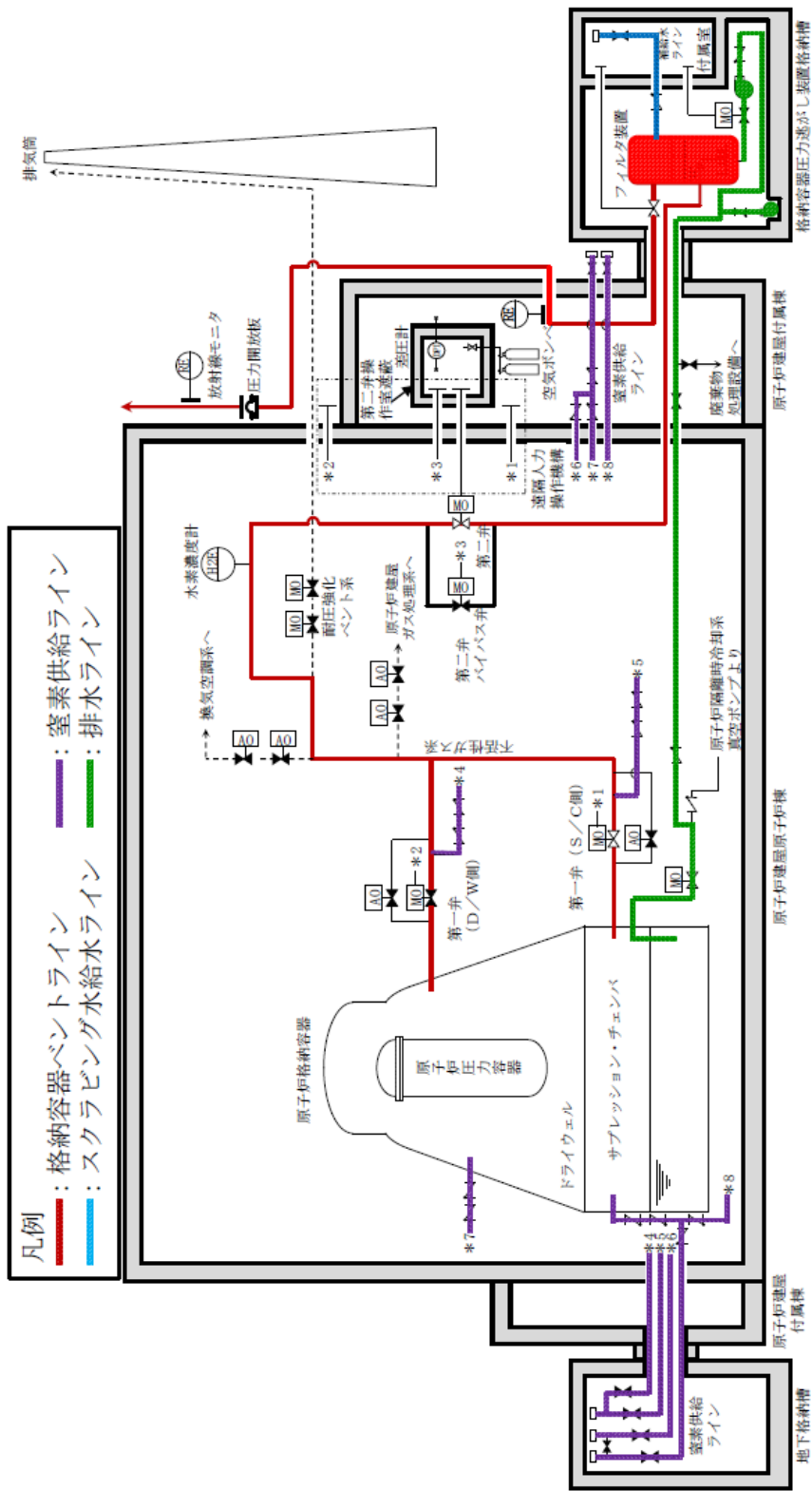
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインを経由する設計としている。なお、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物から給気する非常用ガス処理系のラインを経由しない設計としている。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>これらの系統はもとより格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。</u> ・<u>格納容器フィルタベント系を使用する場合に、経由する窒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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙15)</p> <p><u>フィルタ装置</u>には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合に、漏えい水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための排水ポンプ及び配管を設置する。(別紙39, 別紙47)</p> <p>第2.3.1-1図に格納容器圧力逃がし装置の系統構成を示す。</p> <p>(2) 材質及び構造</p> <p>配管及び弁は、重大事故等クラス2機器として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005/2007)」クラス2の規定に準拠して設計する。材質は炭素鋼を基本とするが、使用環境に応じて耐食性の高いステンレス鋼を使用する。炭素鋼配管外面には防錆のため塗装を施し、特に屋外に敷設される配管の外表面については、海塩粒子の付着による腐食防止の観点から、<u>シリコン系等の防食塗装</u>を行う。(別紙3, 別紙30, 別紙43)</p> <p>系統を構成する主要な機器の仕様を第2.3.1-1表に、フィルタ装置及び配管の材質範囲を第2.3.1-2図に示す。</p> <p>(3) 系統の切替性</p> <p>格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。対象となる系統は、<u>原子炉建屋ガス処理系、換気空調系及び耐圧強化ベント系</u>である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。</p> <p><u>原子炉建屋ガス処理系及び換気空調系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁であることから、全交流動力電源喪失時には、全閉状態となる。また、耐圧強化ベント系との取合い弁は、電動駆動弁であり、耐圧強化ベント系は格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に使用する系統であるため、全閉状態を維持する。</u></p> <p>以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。</p>	<p>力開放板はベント開始時に微正圧で動作するものとし、信頼性の高いものを使用する。(別紙5)</p> <p><u>スクラバ容器</u>には、外部からスクラビング水を補給できるよう給水配管を設置する。また、外部から系統に窒素を供給できるよう窒素供給配管を設置する。また、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を格納容器(サプレッション・チェンバ)に移送するための移送ポンプ及び配管、さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が<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>原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系</u>である。これらの系統との取合いの弁は通常全閉状態であるが、開状態の場合でも中央制御室からの操作により、速やかに閉操作が可能である。</p> <p><u>原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系との取合いの弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持する。</u></p> <p>以上より、格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、他系統と隔離し、流路の構成が可能である。</p>	<p>備考</p> <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</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>備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第 48 条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第 48 条、第 50 条及び第 52 条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁（第 1 弁及び第 2 弁）の並列 2 重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保 ・他系統との隔離弁の直列 2 重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保 <p>（以下、本文においては⑤の相違）</p>



第 2.3.1-1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

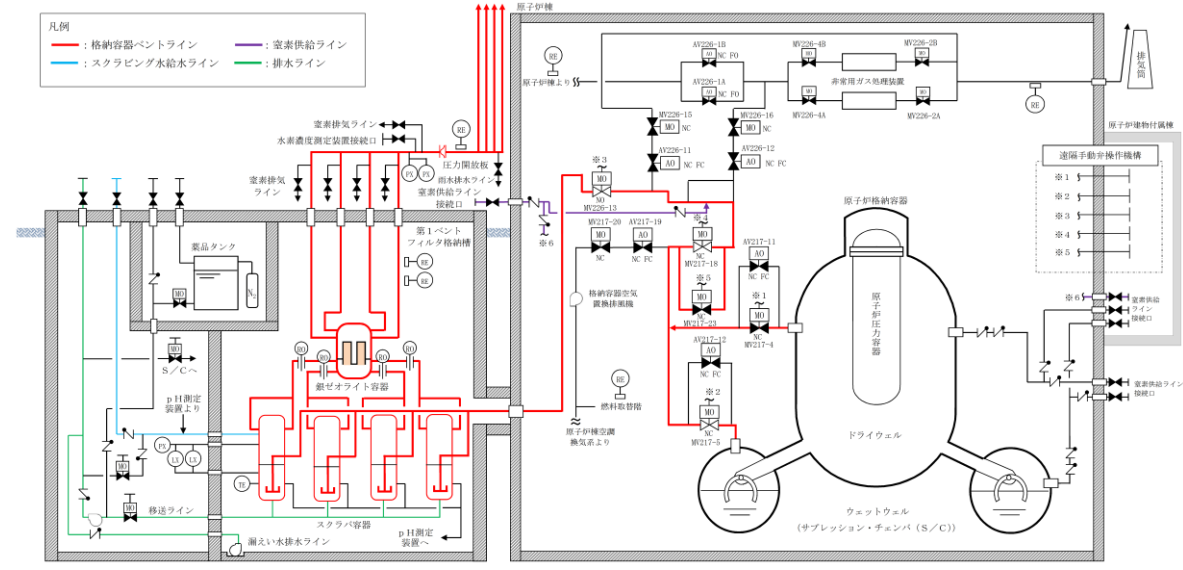
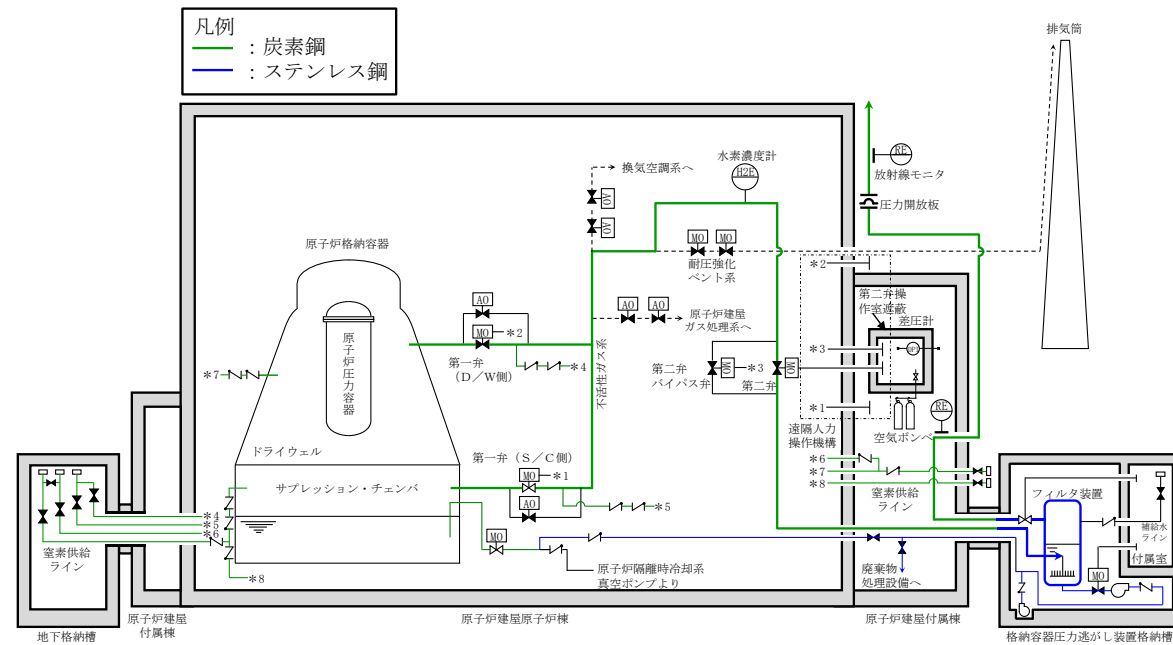


図 2.7-1 格納容器フィルタベント系 系統概略図

・設備の相違

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



第 2.3.1-2 図 フィルタ装置及び配管の材質範囲

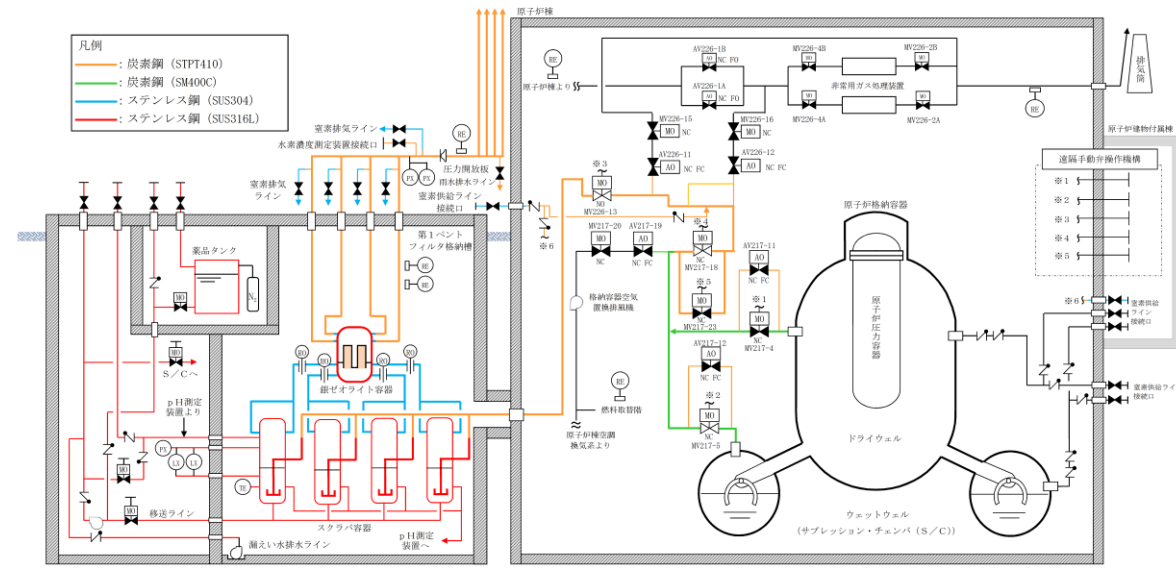


図 2.7-2 格納容器フィルタベント系の材料範囲

2.3.2 フィルタ装置

(1) フィルタ装置仕様

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

さらに、金属フィルタの後段として、容器内部によう素除去部を設け、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。

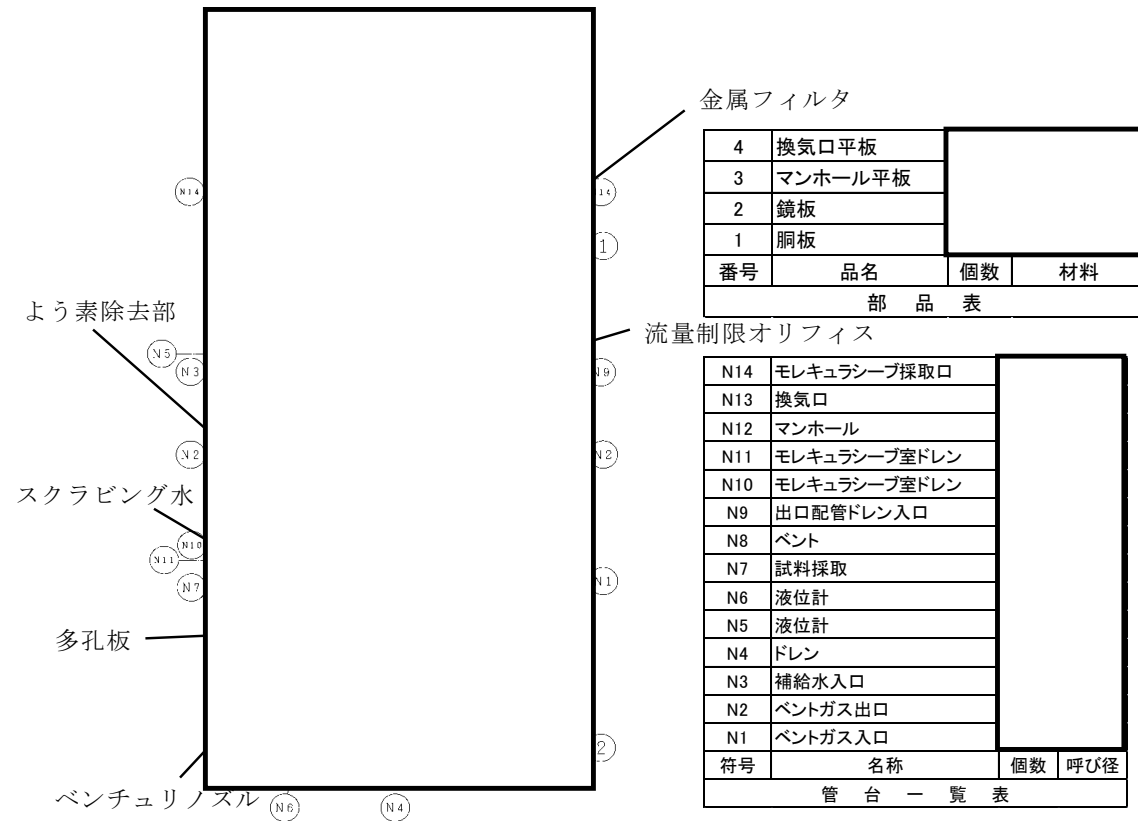
・設備の相違

・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、耐性に優れるステンレス鋼を使用する。</u></p> <p>d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、<u>スクラビング水を採取するための試料採取用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズル</u>を設ける。</p> <p>e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。</p> <p>f. <u>容器内部には、よう素除去部を設け、銀ゼオライトを収納する。</u></p> <p>g. <u>金属フィルタとよう素除去部の連絡管には、流量制限オリフィスを設け、格納容器より排出されるガスの体積流量をほぼ一定に保つ設計とする。</u></p> <p>フィルタ装置の仕様を第2.3.2-1表に、構造を第2.3.2-1図に示す。(別紙4, 別紙53)</p>	<p>フィルタ装置の主な仕様を以下に示す。</p> <p>a. 容器は、重大事故等クラス2容器として「日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005/2007)」クラス2容器の規定に準拠して設計する。</p> <p>b. 容器内に貯留するスクラビング水量は、捕集した放射性物質の崩壊熱による減少を考慮し、設計条件である<u>スクラバ容器内発熱量 370kW</u>に対して、ベント開始後24時間はベンチュリスクラバによる所定の放射性物質の除去性能が確保できるように設定する。<u>なお、事象発生後7日で規定の水位を維持できることを確認している。</u>(別紙21)</p> <p>c. <u>スクラビング水に接液するスクラバ容器等の材料は、スクラビング水の性状を考慮して、耐食性の高いステンレス鋼としている。</u>(別紙20)</p> <p>d. 容器には、スクラビング水の減少分を補充するための注水用ノズル、<u>各容器水位に差異が出ないようにするための連絡配管用ノズル及びスクラビング水を移送するためのドレン用ノズル</u>を設ける。<u>なお、スクラビング水のサンプリングは、連絡配管から行う設計としている。</u></p> <p>e. 容器は、ベンチュリノズル及び金属フィルタを内蔵する。</p> <p>フィルタ装置(スクラバ容器)の仕様を表2.7.2-1に、概略構造を図2.7.2-1に示す。(別紙22)</p>	<p>・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、フィルタ装置内発熱量が異なる</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は、容器メーカーの製造能力を考慮し4基構成としている</p> <p>・設備の相違 ⑥の相違</p>



第2.3.2-1 図 フィルタ装置概略図

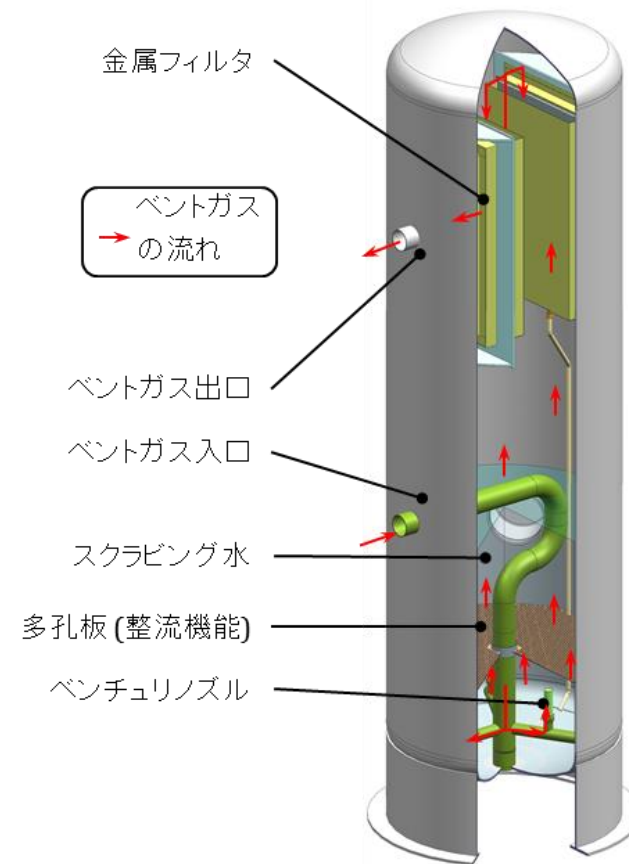


図2.7.2-1 フィルタ装置 (スクラバ容器) 概略構造

・設備の相違

(2) フィルタ仕様

a. ベンチュリスクラバ

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

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。また、ノズル中低部の一番流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けている。これにより、ノズルスロート部で高流速とすることで、スロート部の圧力を周囲スクラビング水領域よりも低下させて側面開口からノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内に噴霧させる。ノズル内ではガスと噴霧水滴の流速の差でエアロゾルの捕集効率を高め、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

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

【ベンチュリスクラバ】

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

ベンチュリノズルは、上部に行くにつれて緩やかに矩形断面の流路面積を増やして断面変化させており、上端は閉じて、側面に出口開口を設けている。ベンチュリノズルには、流路断面積が小さくなるスロート部の側面にスクラビング水を取り込む開口を設けており、流入したガスをスロート部で高流速とすることでノズル周囲のスクラビング水を吸込み、ノズル内の流速差で気液混合させてから、上端吐出部からスクラビング水中に排出させる。

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

隣接ノズルへ与える影響はない。



ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [] とする。

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

また、スクラビング水には化学薬剤として [] 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。



スクラビング水を高アルカリ性の状態に維持するものである。(別紙23)

ベンチュリノズルの材質は、耐アルカリ性に優れる [] とする。

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

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

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

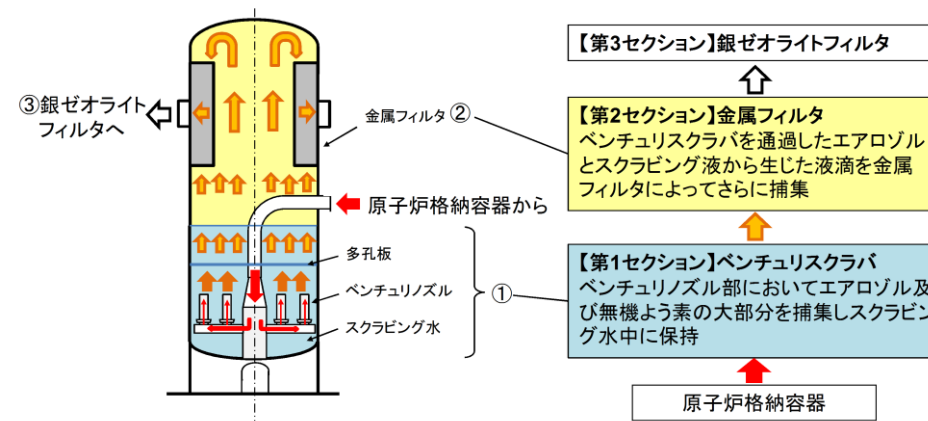
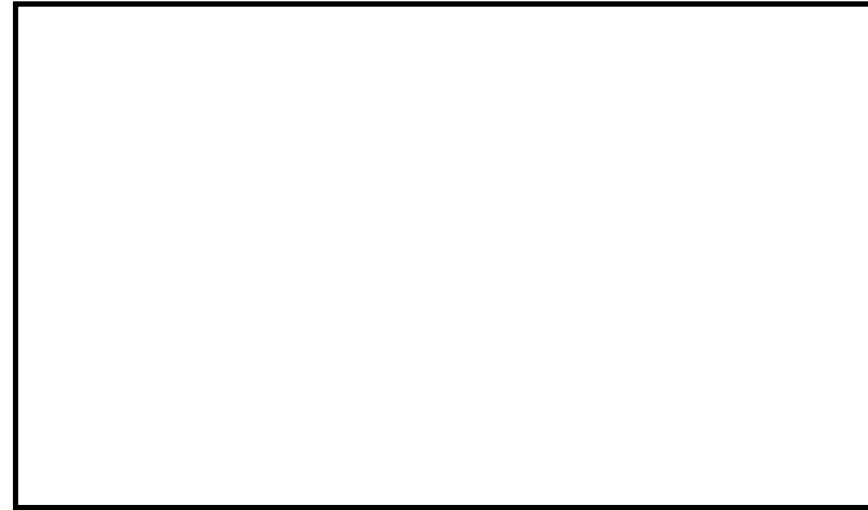


図2.7.2-2 フィルタ装置(スクラバ容器)の機能模式図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違



第 2.3.2-2 図 ベンチュリノズル概略図

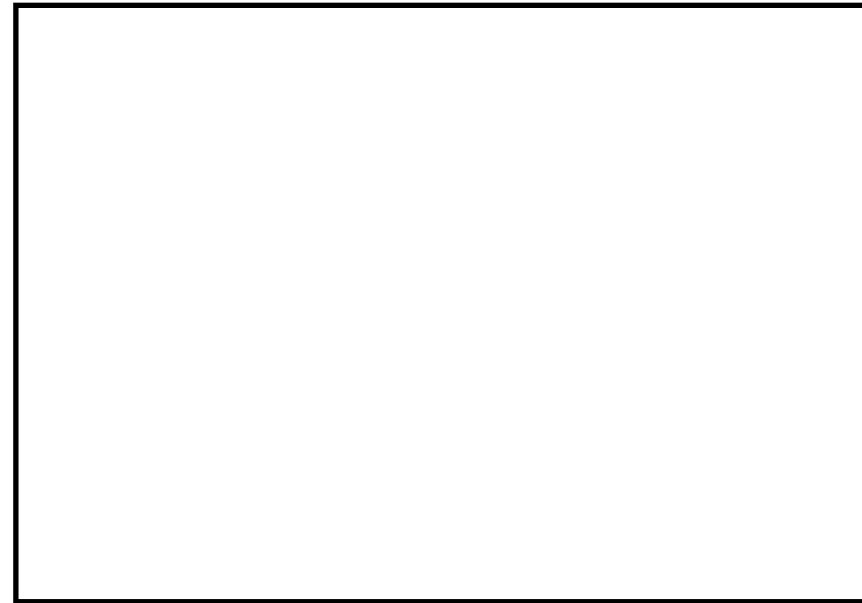
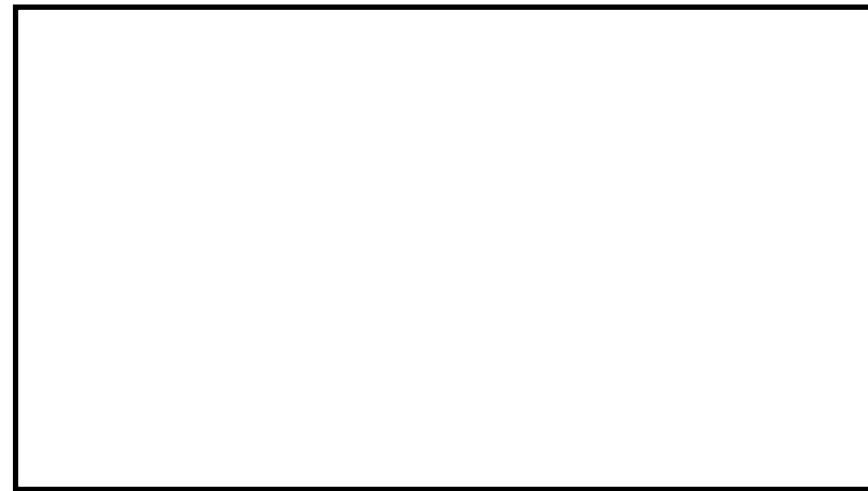
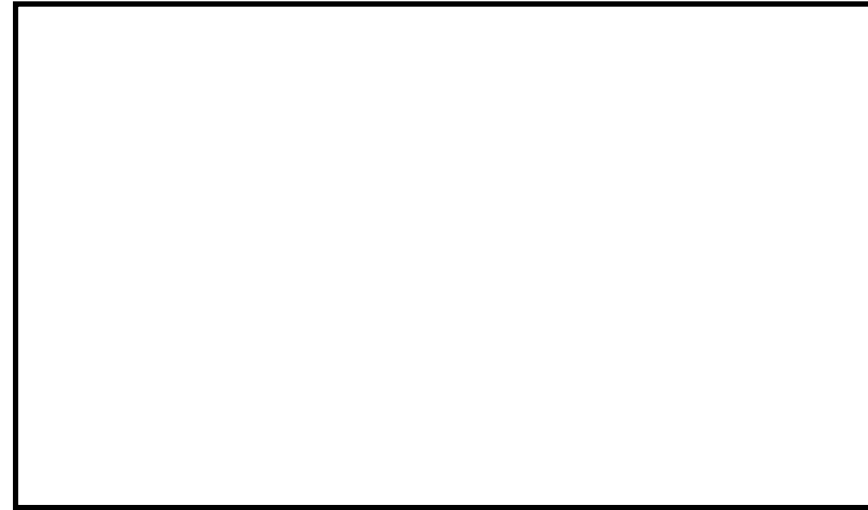


図 2.7.2-3 ベンチュリノズル概略図



第 2.3.2-3 図 ベンチュリノズルの配置図



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。

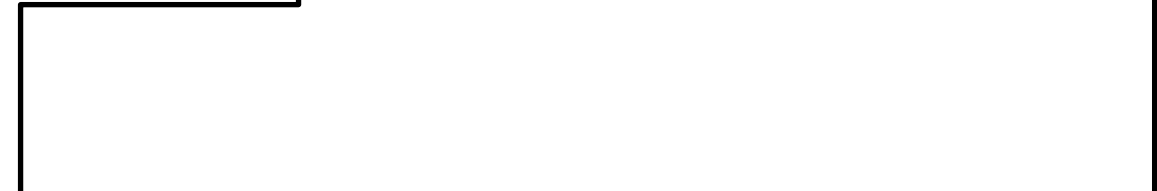
金属フィルタの機器仕様を第 2.3.2-1 表に、概略図及びフィルタ容器内の配置を第 2.3.2-5 図及び第 2.3.2-6 図に示す。



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

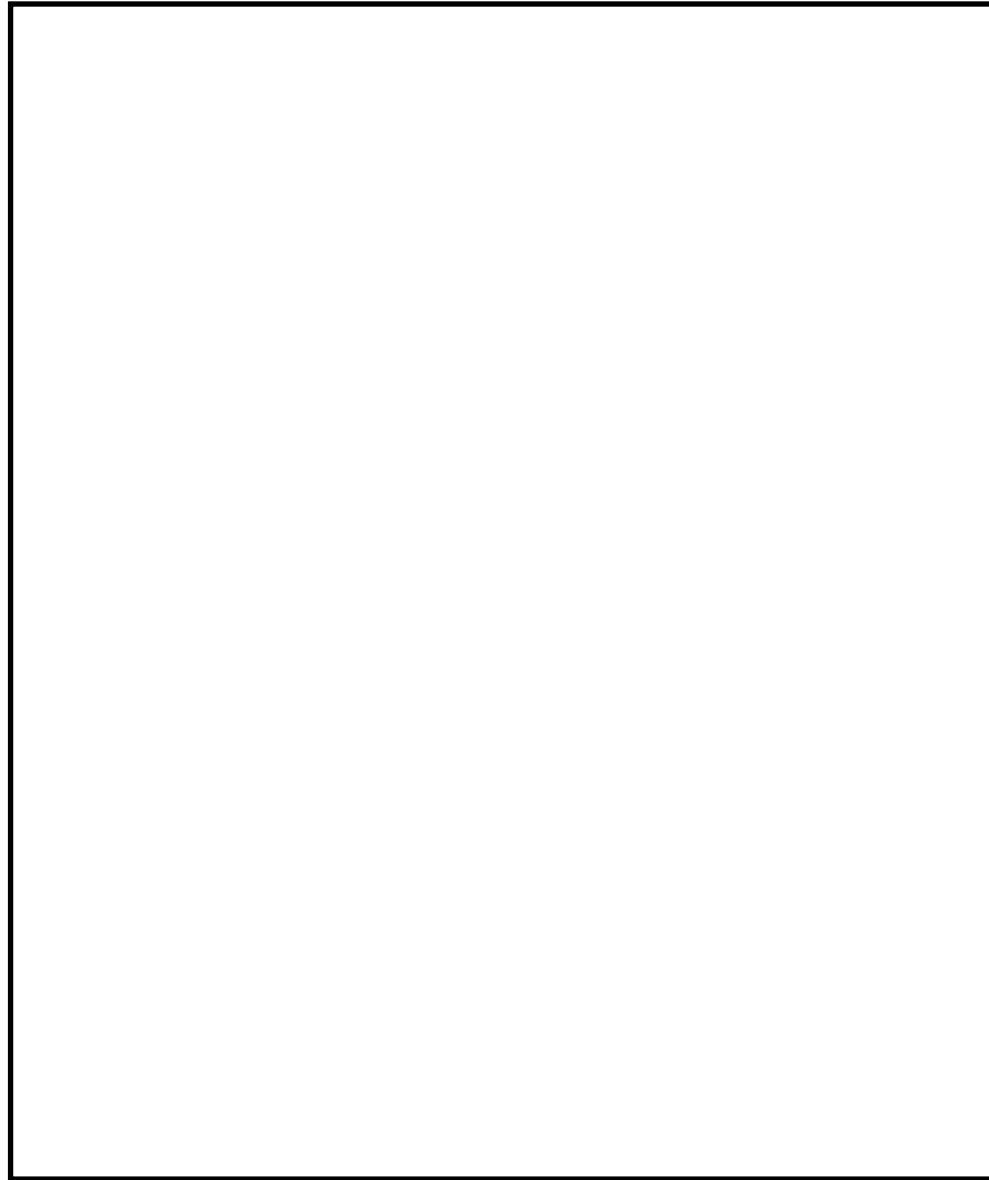
【金属フィルタ】

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

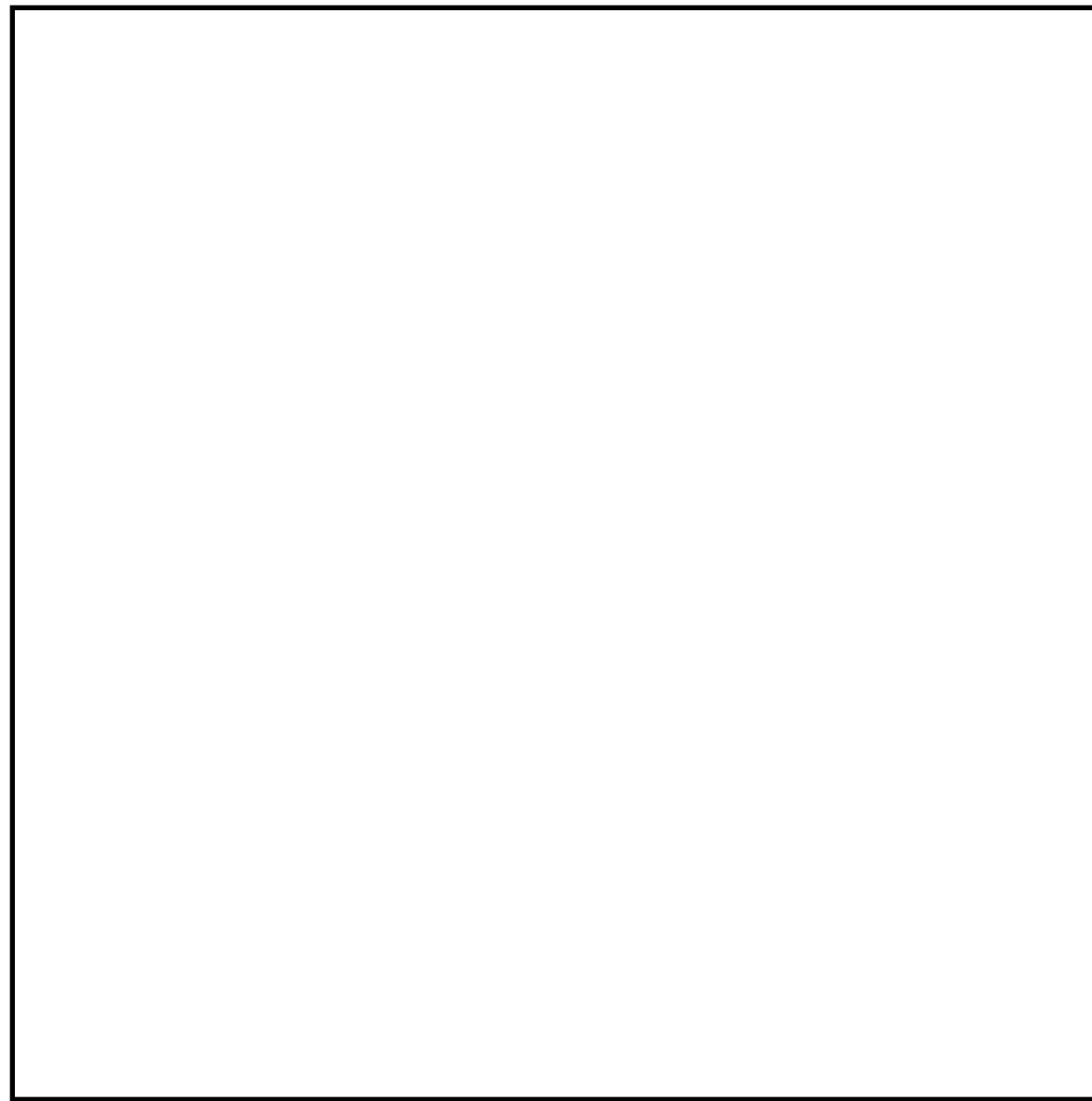



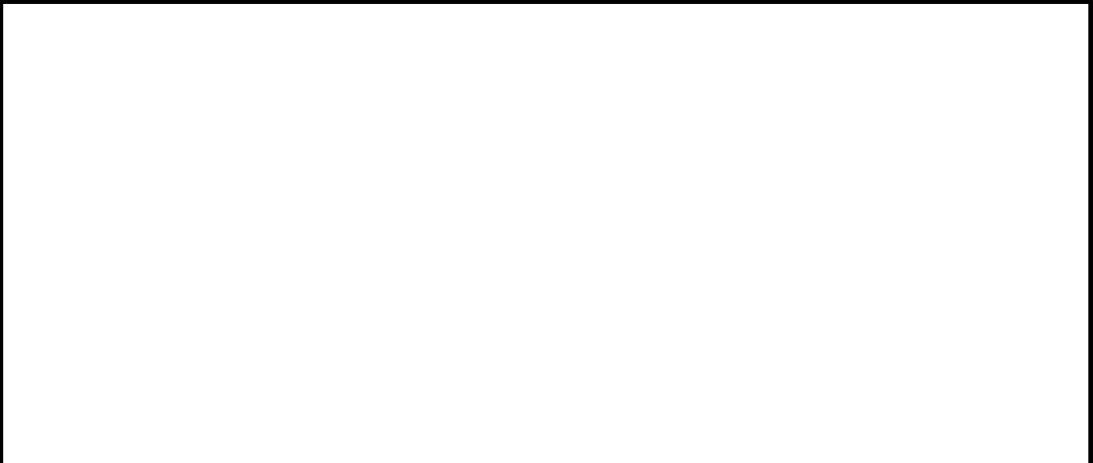


図 2.7.2-5 金属フィルタ概略図

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="498 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="344 1604 1062 1635">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"> </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	
ベツト厚さ	

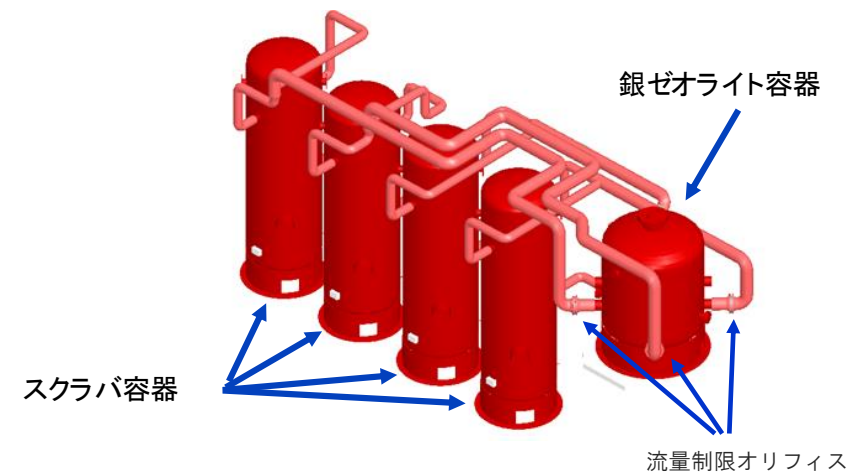


図 2.7.2-9 フィルタ装置全体 概略配置

表 2.7.2-1 フィルタ装置主要仕様

(1) フィルタ装置

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

a. スクラバ容器

型 式 円筒たて形
 最高使用圧力 853kPa[gage]
 最高使用温度 200℃
 材 料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴 内 径 約 2m
 高 さ 約 8m
 基 数 4
 ベンチュリノズル
 金属フィルタ
 スクラビング水 約 9m³/基 (初期水量)
 添加薬剤

b. 銀ゼオライト容器

型 式 円筒たて形
 最高使用圧力 427kPa[gage]
 最高使用温度 200℃
 材 料 ステンレス鋼 (SUS316L)
 胴 内 径 約 3m

- ・記載方針の相違
- ・設備の相違

第2.3.2-2表 スクラビング水仕様 (待機水位時)

項目	設定値

2.3.3 配置

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。

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。

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。

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。

- 高さ 約5m
- 基数 1
- 吸着剤 銀ゼオライト
- c. 流量制限オリフィス
 - 材料 ステンレス鋼
 - 個数 4
 - 穴径

2.7.3 配管及び弁類

配管及び弁類は以下のとおり設計している。

- (1) 格納容器フィルタベント系の主配管は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気を排出可能とする設計としている。格納容器フィルタベント系の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するため、配置に留意する。具体的には配管ルートにUシール部ができないよう配置する。なお、新設部分については、水平配管に適切な勾配を設ける。主配管の主要仕様を表2.7.3-1、格納容器フィルタベント系最上流部であるベント弁 (第3弁) から大気開放端までの配管の配置を図2.7.3-1～7に示す。

表2.7.3-1 主配管主要仕様

- a. ベント弁 (第3弁) からスクラバ容器入口
 - 呼び径 200A, 300A
 - 材料 炭素鋼 (STPT410)
- b. スクラバ容器入口からオリフィス入口
 - 呼び径 200A
 - 材料 ステンレス鋼 (SUS316L, SUS304)

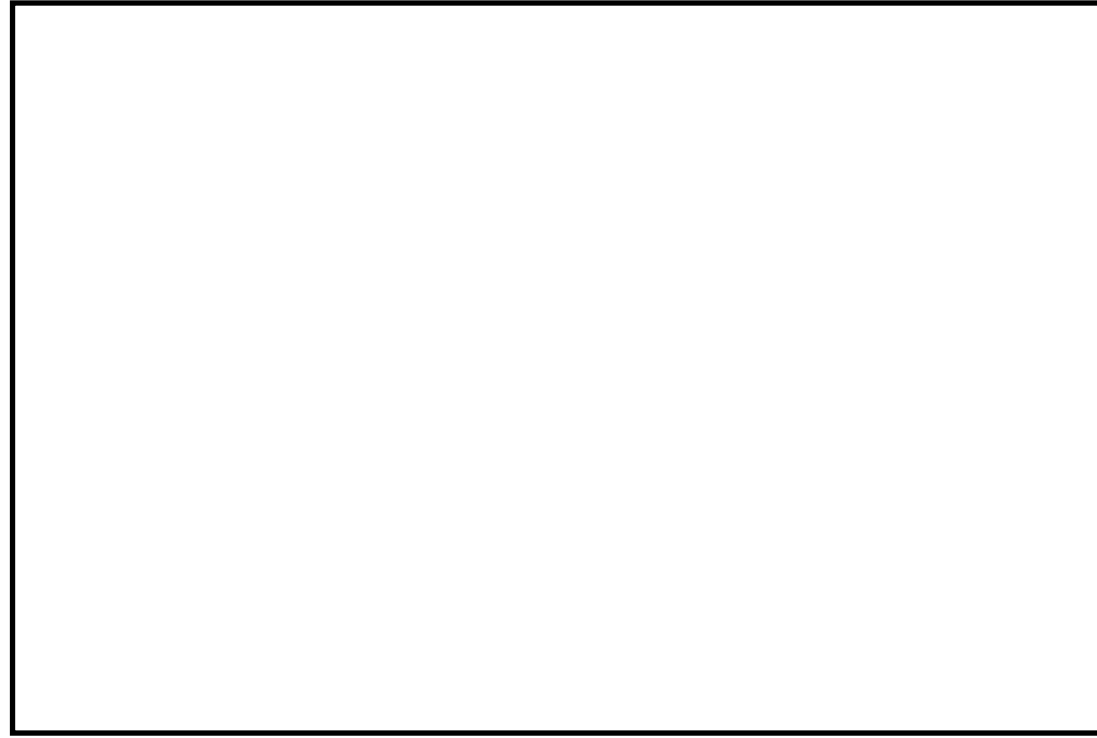
・資料構成の相違
島根2号炉は、残留熱除去系と残留熱代替除去系との位置的分散については、「2.6.d. 位置的分散」に記載

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

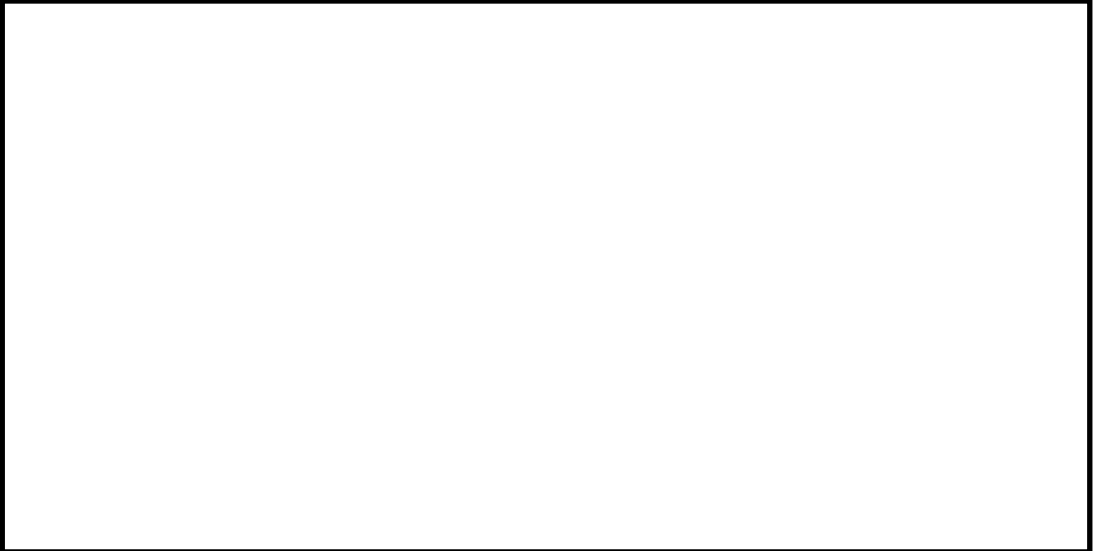

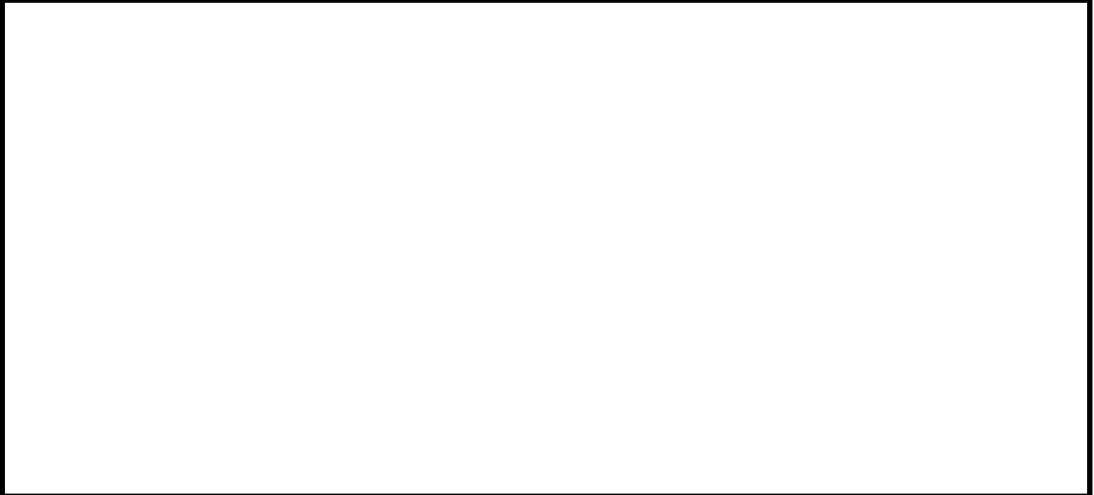

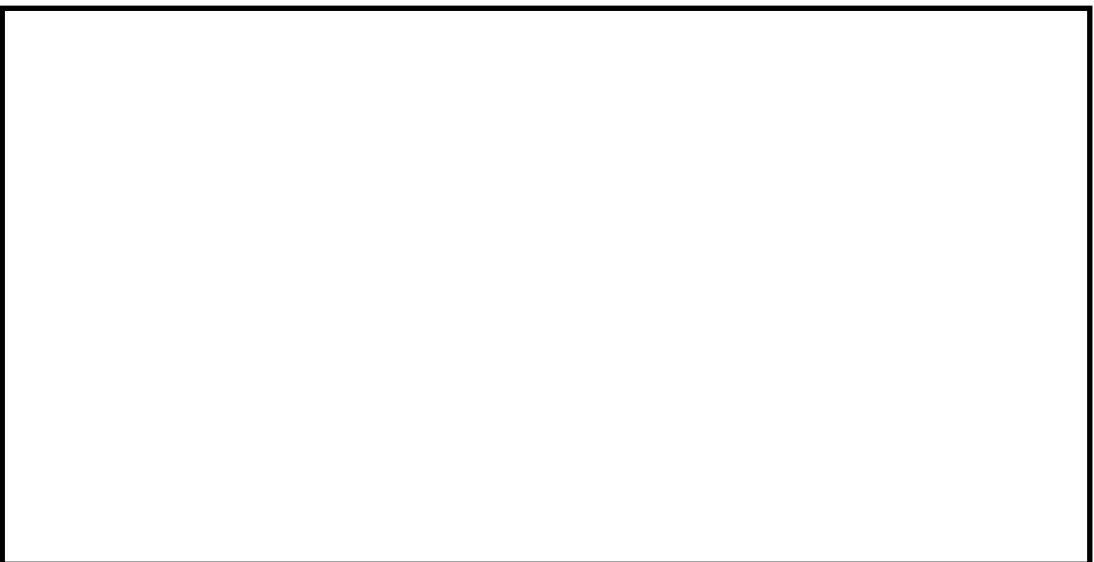
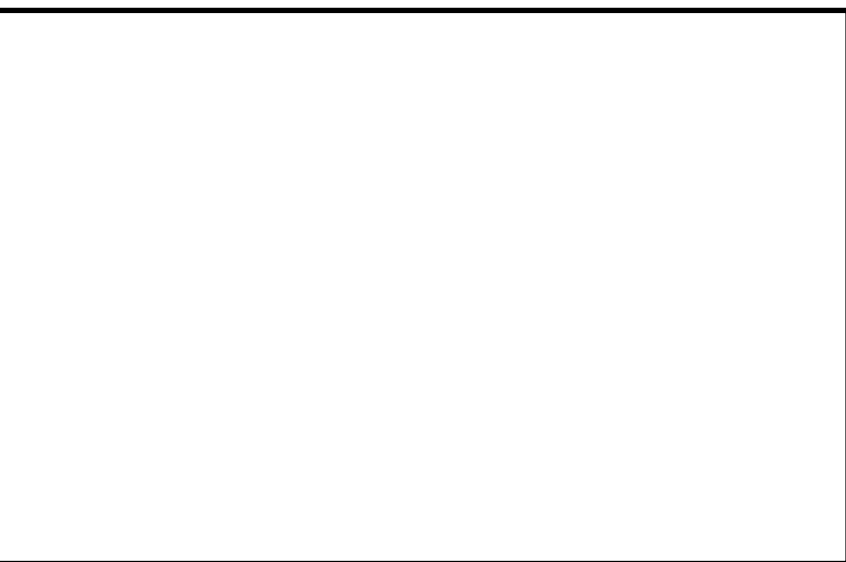
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="189 621 1228 1310" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="350 1331 1056 1365" data-label="Caption"> <p>第 2.3.3-1 図 フィルタ装置配置図 (原子炉建屋地下 2 階)</p> </div>	<p>c. オリフィス入口から銀ゼオライト容器出口 呼び径 300A 材 料 ステンレス鋼 (SUS304)</p> <p>d. 銀ゼオライト容器出口から大気開放端 呼び径 300A, 400A 材 料 炭素鋼 (STPT410)</p>	

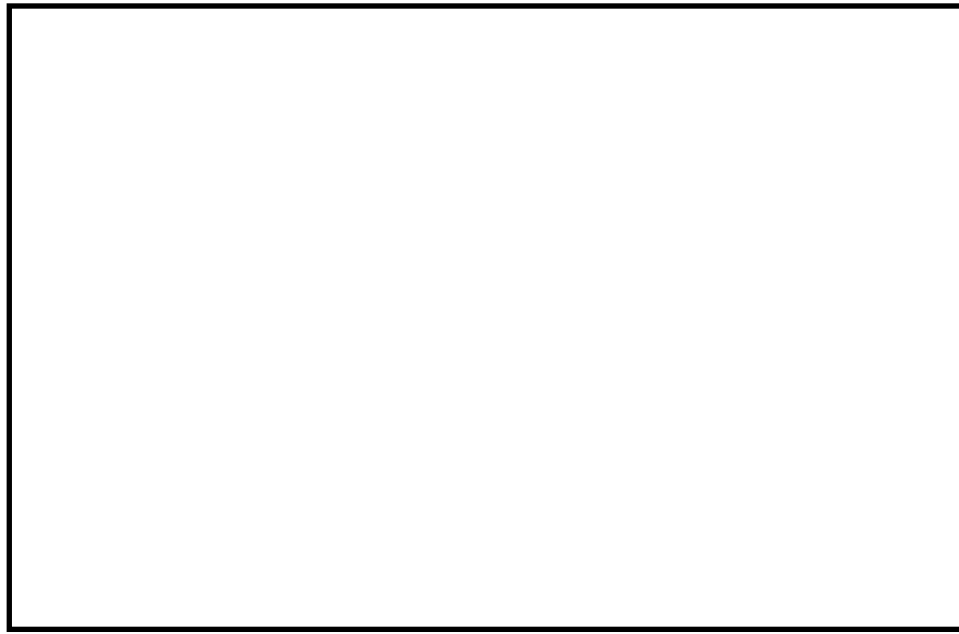


第2.3.3-2図 フィルタ装置配置図(屋外)

第2.3.3-3図 格納容器圧力逃がし装置 配管ルート図 (全体図)

図 2.7.3-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート図 (鳥瞰図)

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



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)

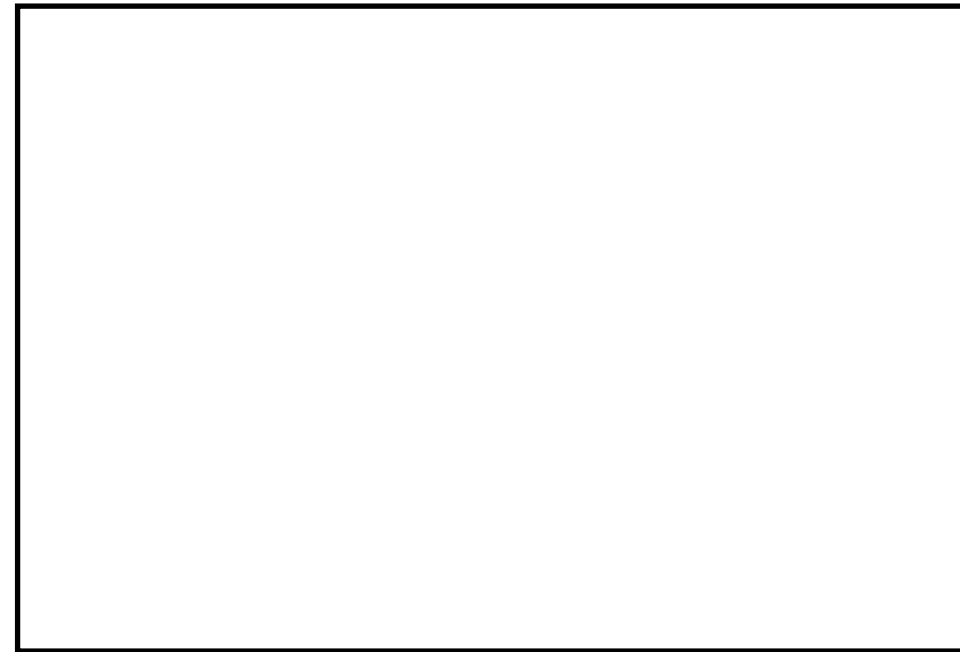


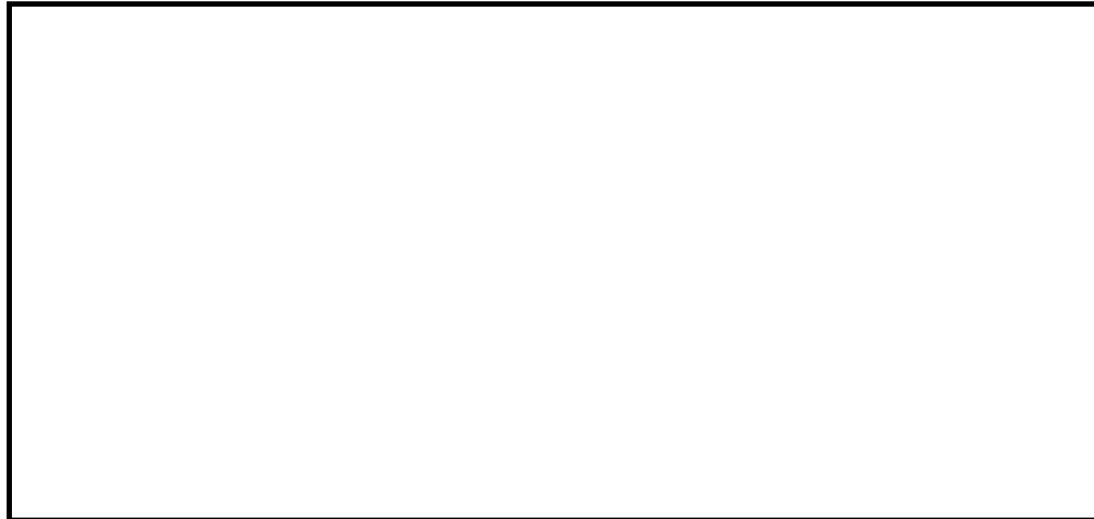
図2.7.3-5 主配管の配置を明示した図面 (その4)



図2.7.3-6 主配管の配置を明示した図面 (その5)

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

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



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

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

・記載方針の相違

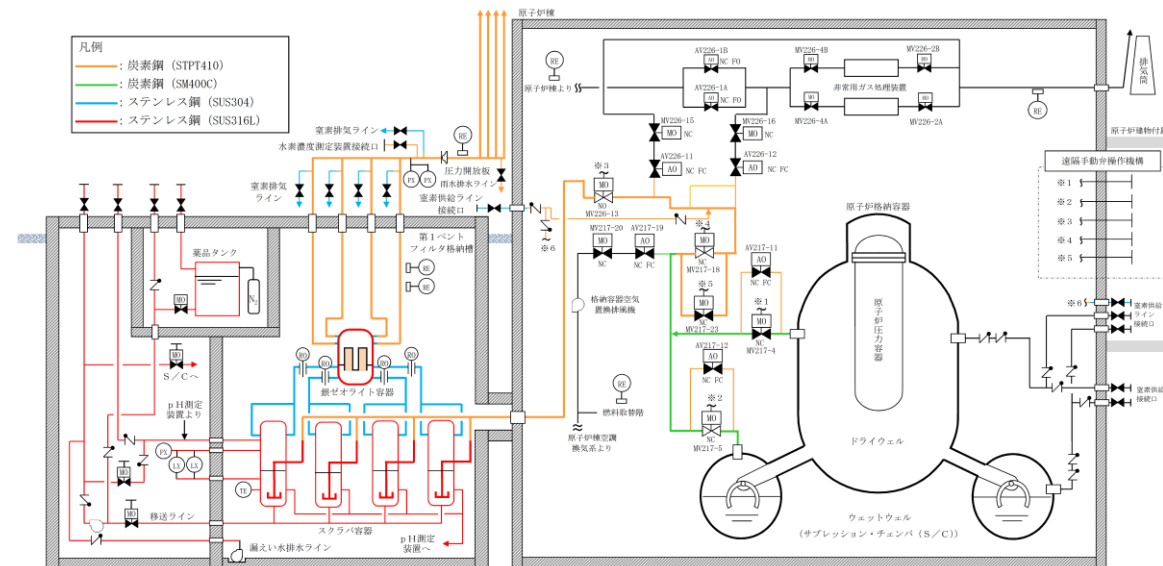


図 2.7.3-8 格納容器フィルタベント系の材料範囲

・記載方針の相違

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

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: center;"><u>表 2.7.3-2 電動駆動弁主要仕様</u></p> <p>a. ベント弁 (第1弁 : MV217-4, 5) (格納容器第1隔離弁) 型 式 バタフライ弁 呼 び 径 600A 材 料 炭素鋼 (SCPH2) 駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構</p> <p>b. ベント弁 (第2弁 : MV217-18, 23) (格納容器第2隔離弁) 型 式 バタフライ弁 呼 び 径 400A 材 料 炭素鋼 (SCPH2) 駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構</p> <p>c. ベント弁 (第3弁 : MV226-13) 型 式 バタフライ弁 呼 び 径 300A 材 料 炭素鋼 (SCPH2) 駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構</p> <div data-bbox="1436 1190 2320 1627" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;"><u>図 2.7.3-9 電動駆動弁 概要図</u></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
	<div data-bbox="1418 216 2300 653" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1587 657 2119 695" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-10 遠隔手動弁操作機構の模式図</p> </div> <div data-bbox="1418 789 2300 1444" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1445 1461 2258 1501" data-label="Caption"> <p>図 2.7.3-11 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)</p> </div>	<p data-bbox="2448 657 2656 695">・記載方針の相違</p> <p data-bbox="2448 1461 2656 1501">・記載方針の相違</p>

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

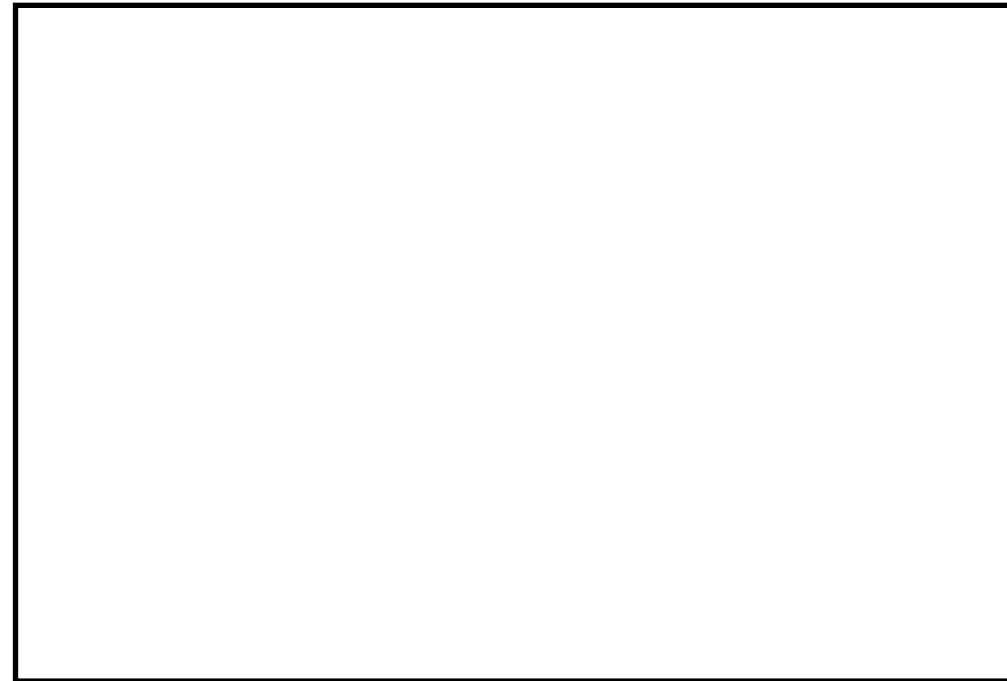


図 2.7.3-14 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

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

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

表 2.7.3-3 圧力開放板 主要仕様

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

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

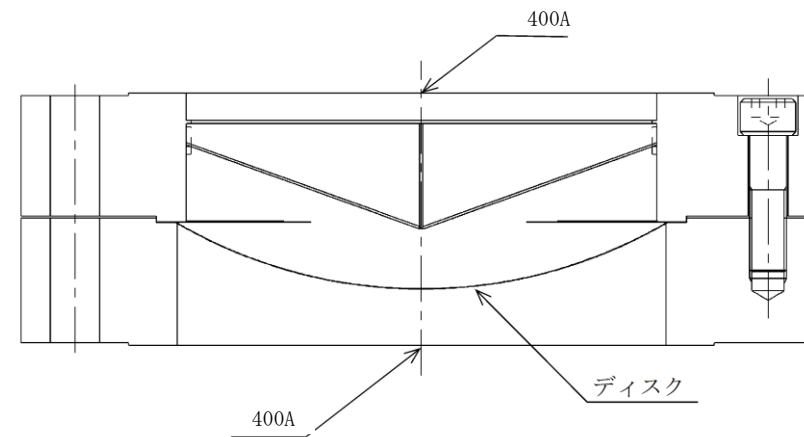


図 2.7.3-15 圧力開放板 構造図

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

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

表 2.7.3-4 伸縮継手 主要仕様

a. 伸縮継手

呼び径 300A
材料 ステンレス鋼



図 2.7.3-16 伸縮継手（排気配管）構造図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

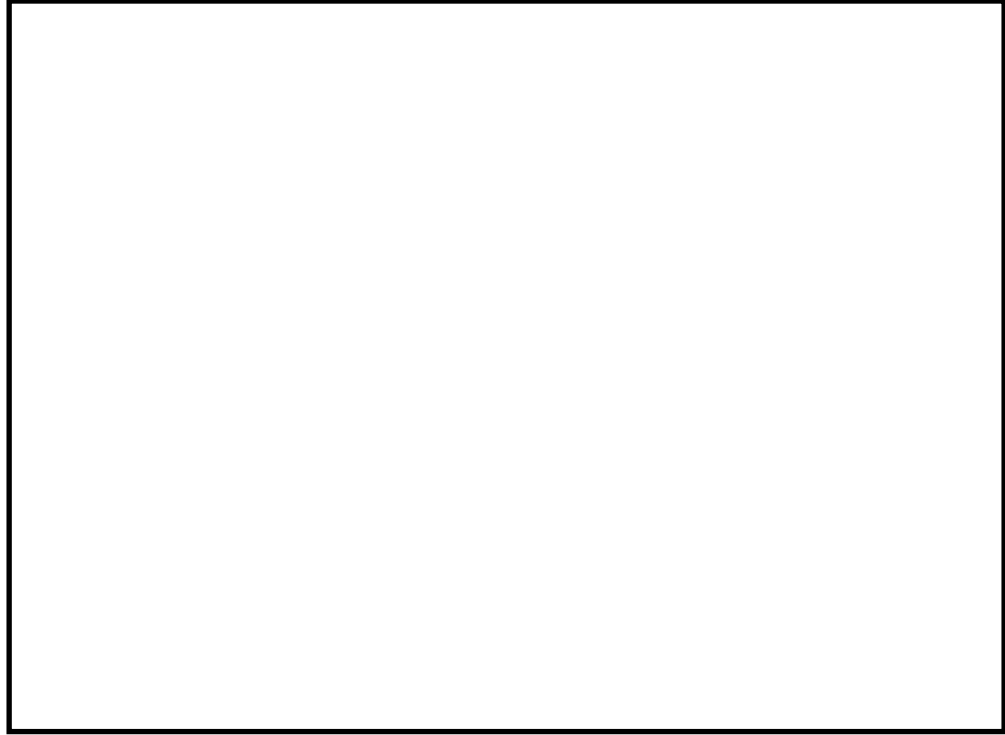
・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.1 計装設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、フィルタ装置入口水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置周り計装設備にて構成する。(別紙 27, 別紙 28, 別紙 29, 別紙 42)</p> <p>(1) <u>フィルタ装置入口水素濃度計</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>は、<u>ベント停止後の</u>系統内の水素濃度が可燃限界 4vol%以下に維持されていることを監視するため、<u>フィルタ装置入口配管</u>に設置する。(別紙 1, 別紙 34)</p> <p><u>ベント停止 (第一弁を閉止) 後は</u>, <u>フィルタ装置入口配管</u>に窒素を供給し、系統内に残留するガスを掃気することで、水素が可燃限界に至ることはない。また、フィルタ装置内の放射性物質を保持するスクラビング水より放射線分解で発生する水素は、窒素供給することでフィルタ装置出口配管を通して掃気され、可燃限界に至ることはない。</p> <p>水素濃度の計測は、<u>ベント停止後の窒素供給による系統パージ停止後に実施する。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。</p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>は、<u>通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低压電源車から給電可能な構成とする。</u></p> <p><u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>の主要仕様を第 2.4.1-1 表に示す。</p>	<div data-bbox="1418 216 2300 558" style="text-align: center;"> </div> <p>図 2.7.3-17 <u>伸縮継手 (原子炉建物～第 1 ベントフィルタ格納槽) 構造図</u></p> <p>2.8 付帯設備</p> <p>2.8.1 計装設備</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は、各運転状態において、設備の状態を適切に監視するため、<u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>、<u>第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>及び<u>フィルタ装置 (スクラバ容器) 周り計装設備</u>にて構成する。(別紙 26, 別紙 27, 別紙 28, 別紙 29)</p> <p>(1) <u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u></p> <p><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>は、系統内の水素濃度が可燃限界 4 vol%以下に維持されていることを監視するため、<u>第 1 ベントフィルタ装置出口配管</u>に設置する。(別紙 2)</p> <p><u>ベント開始時以降</u>, <u>可搬式窒素供給装置</u>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して掃気され、可燃限界に至ることはない。</p> <p>水素濃度の計測は、<u>ベント開始時以降</u>, <u>可搬式窒素供給装置</u>による窒素供給で系統内の排気及び不活性化を念のために行うような場合に必要により実施する。</p> <p><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>の計測範囲は、0～100vol%とし、0～20vol%に切り替えて計測できるようにする。計測した水素濃度は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。</p> <p><u>第 1 ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>の主要仕様を表 2.8.1-1 に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、ベント開始時以降、窒素供給を行う運用となっている。</p> <p>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																														
<p align="center"><u>第2.4.1-1表 フィルタ装置入口水素濃度計の仕様</u></p> <table border="1"> <tr> <td>種類</td> <td>熱伝導式水素濃度検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>交流電源</td> </tr> </table>	種類	熱伝導式水素濃度検出器	計測範囲	0~100vol%	個数	2	使用電源	交流電源	<p align="center"><u>表2.8.1-1 第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計の仕様</u></p> <table border="1"> <tr> <td>種類</td> <td>熱伝導式水素濃度検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~20 vol%/0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1(予備1)</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>交流電源</td> </tr> </table>	種類	熱伝導式水素濃度検出器	計測範囲	0~20 vol%/0~100vol%	個数	1(予備1)	使用電源	交流電源	<p>・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違</p>														
種類	熱伝導式水素濃度検出器																															
計測範囲	0~100vol%																															
個数	2																															
使用電源	交流電源																															
種類	熱伝導式水素濃度検出器																															
計測範囲	0~20 vol%/0~100vol%																															
個数	1(予備1)																															
使用電源	交流電源																															
<p>(2) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>は、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、<u>フィルタ装置出口配管近傍</u>に設置する。(別紙7) <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$(高レンジ用)を、炉心損傷していない場合は$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$(低レンジ用)を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。 <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。</p>	<p>(2) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u> <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>は、大気へ放出する放射性物質濃度を監視する目的で、排気中の放射性物質からのγ線強度を計測するため、<u>第1ベントフィルタ出口配管近傍</u>に設置する。(別紙30) <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の計測範囲は、フィルタ使用時に想定される排気中の放射性物質がフィルタ装置出口配管に内包された時の最大の放射線量率を計測できる範囲として、炉心損傷している場合は$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$(高レンジ用)を、炉心損傷していない場合は$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$(低レンジ用)を計測範囲としている。計測した放射線量率は、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計とする。</p>	<p>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p>																														
<p><u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の主要仕様を第2.4.1-2表に示す。</p> <p align="center"><u>第2.4.1-2表 フィルタ装置出口放射線モニタの仕様</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>高レンジ用</th> <th>低レンジ用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>イオンチェンバ式放射線検出器</td> <td>イオンチェンバ式放射線検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</td> <td>$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>直流電源</td> <td>直流電源</td> </tr> </tbody> </table>		高レンジ用	低レンジ用	種類	イオンチェンバ式放射線検出器	イオンチェンバ式放射線検出器	計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	個数	2	1	使用電源	直流電源	直流電源	<p><u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の主要仕様を第2.8.1-2表に示す。</p> <p align="center"><u>表2.8.1-2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの仕様</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>高レンジ用</th> <th>低レンジ用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td>電離箱式</td> <td>電離箱式</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$</td> <td>$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>2</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>使用電源</td> <td>直流電源</td> <td>直流電源</td> </tr> </tbody> </table>		高レンジ用	低レンジ用	種類	電離箱式	電離箱式	計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	個数	2	1	使用電源	直流電源	直流電源	<p>・設備の相違 設備設計の相違による構成の相違</p>
	高レンジ用	低レンジ用																														
種類	イオンチェンバ式放射線検出器	イオンチェンバ式放射線検出器																														
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$																														
個数	2	1																														
使用電源	直流電源	直流電源																														
	高レンジ用	低レンジ用																														
種類	電離箱式	電離箱式																														
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$																														
個数	2	1																														
使用電源	直流電源	直流電源																														
<p>(3) <u>フィルタ装置周り計装設備</u> 通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。</p>	<p>(3) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備</u> 通常待機時、系統運転時及び事故収束時の各状態において、フィルタ装置の水位、圧力及び温度並びにスクラビング水pHを監視するため、フィルタ装置周辺に水位計、圧力計、温度計及びpH計を設置し、中央制御室、緊急時対策所及び一部現場において監視できる設計とする。</p>																															

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>フィルタ装置周りの計装設備のうち水位計、圧力計及び温度計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、重大事故等時で非常用電源から受電できない場合には、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電可能な構成とする。また、pH計は、通常待機時には非常用母線より受電しているが、非常用電源から受電できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な構成とする。</p> <p>なお、フィルタ装置周り計装設備のうち、フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置スクラビング水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、フィルタ装置水位計及びフィルタ装置圧力計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。</p> <p>(4) 各状態における監視の目的</p> <p>a. 系統待機状態</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</p> <p>フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 [] であることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。</p> <p>通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙12)</p> <p>また、フィルタ装置スクラビング水pH計にて、pHがアルカリ性の状態(pH13以上)であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙41)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p>フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計にて、封入した窒素圧力 [] を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。</p> <p>b. 系統運転状態</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認</p> <p>フィルタ装置圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p>	<p>なお、フィルタ装置(スクラバ容器)周り計装設備のうち、フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ水pH計は、系統待機時以外の系統運転時及び事故収束時は監視する必要がないため、自主対策設備とする。また、スクラバ容器水位計は、中央制御室及び現場にて監視が可能であるため、現場計器は自主対策設備とする。</p> <p>(4) 各状態における監視の目的</p> <p>a. 系統待機状態</p> <p>格納容器フィルタベント系の通常待機時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) フィルタ装置(スクラバ容器)の性能に影響するパラメータの確認</p> <p>スクラバ容器水位計にて、スクラビング水の水位が、通常待機時の設定範囲内 [] であることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認する。</p> <p>通常待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後7日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙21)</p> <p>また、スクラバ水pH計にて、pHがアルカリ性の状態 [] であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認する。(別紙23)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p>フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計にて、封入した窒素圧力([] [gage] 程度)を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認する。</p> <p>b. 系統運転状態</p> <p>格納容器フィルタベント系の運転時の状態を、以下のとおり確認する設計としている。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認</p> <p>スクラバ容器圧力計にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。</p>	<p>(2.8.2 電源設備に記載している。)</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根2号炉は、スクラバ容器水位について、現場計器も設置している。</p>

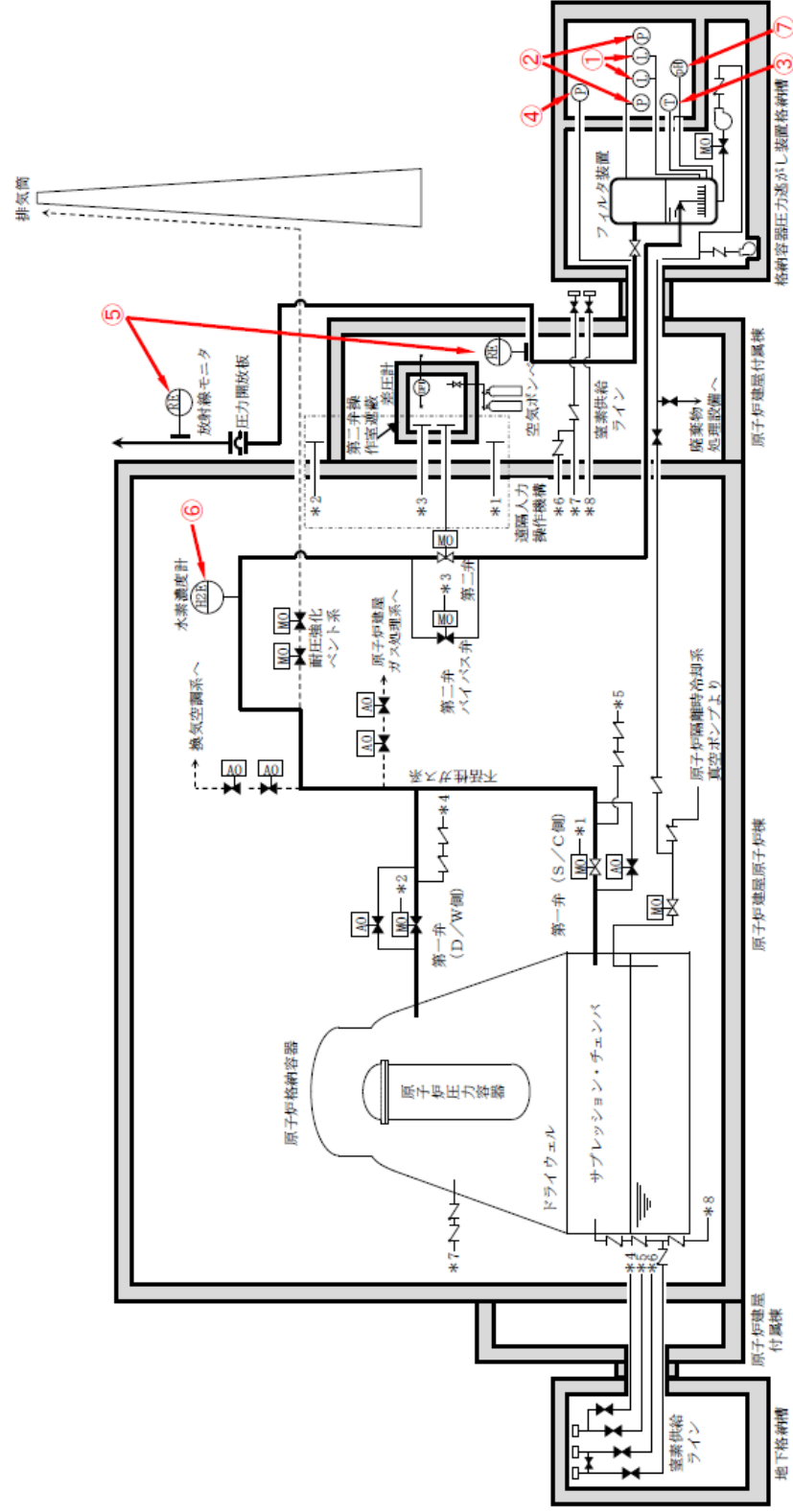
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>装置に導かれていることを確認する。</p> <p>また、<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認する。さらに、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇することを計測することにより、ガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u> <u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、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>第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計</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で測定を開始し</u>、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

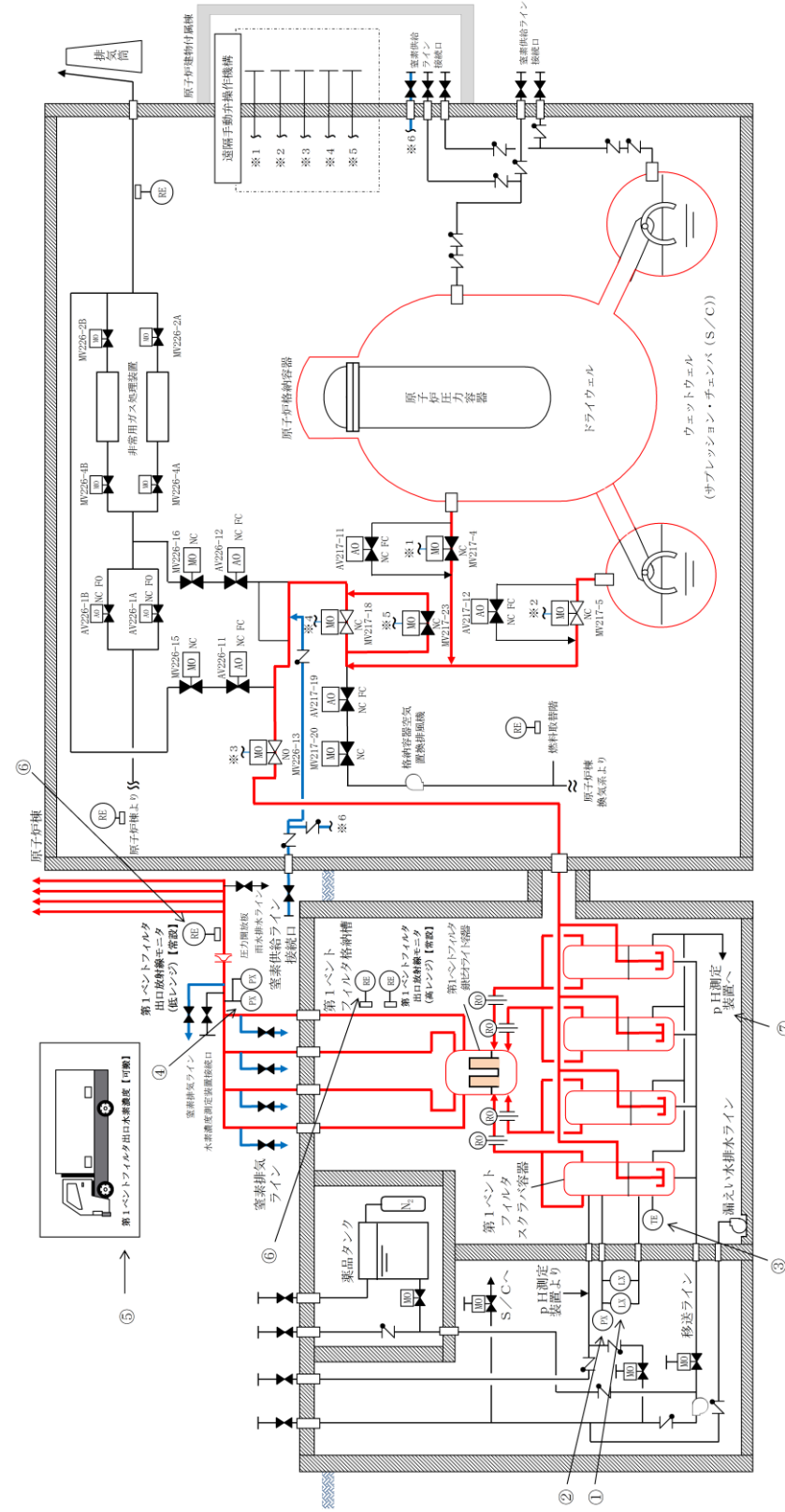


図 2.8.1-2 格納容器フィルタバント系の計装設備 概略構成図

・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

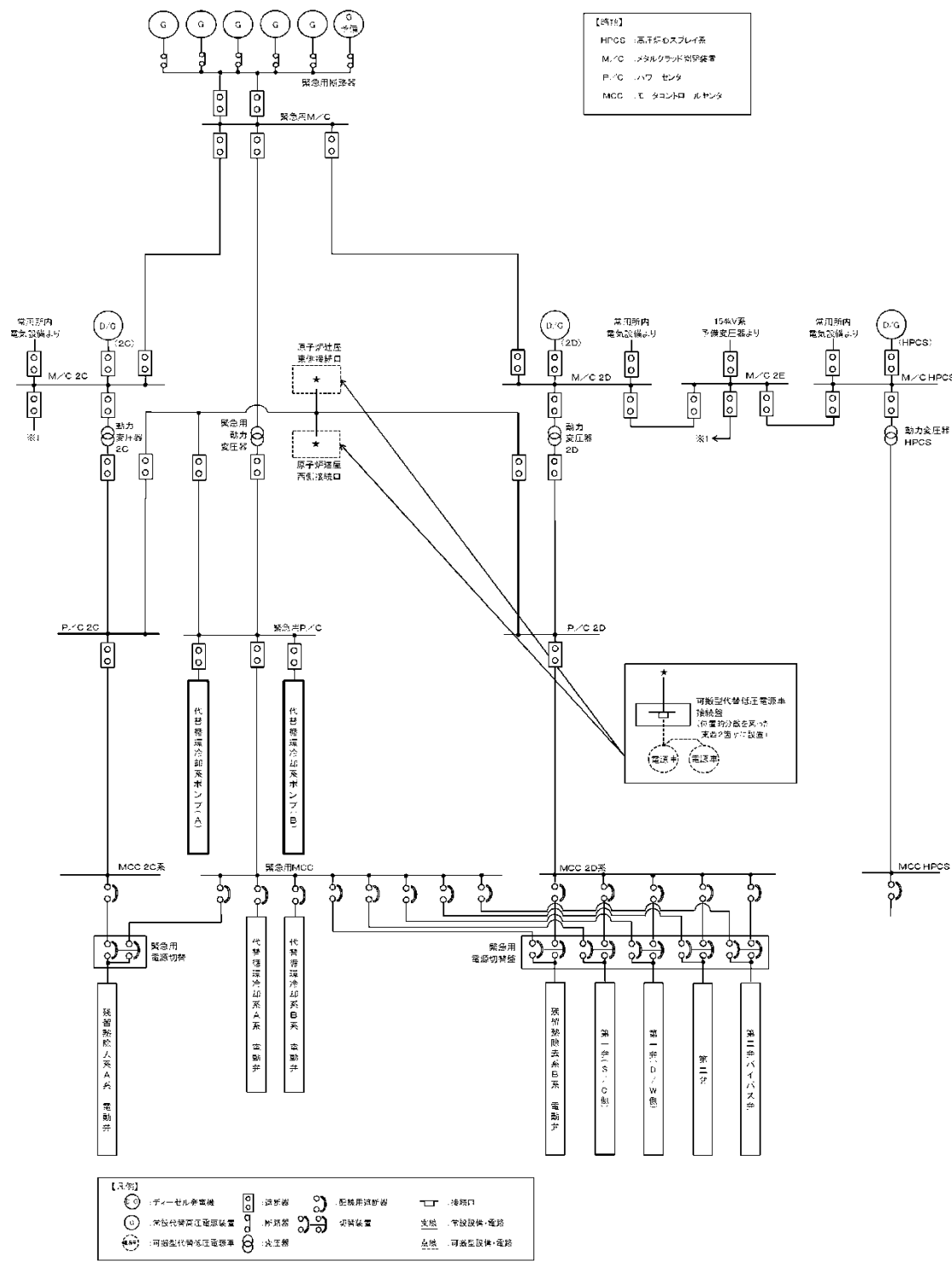
監視パラメータ※1	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
①スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持 のための水位監視		系統待機時における水位の範囲 時の下限水位から上限水位の範囲 を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
②スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内 雰囲気ガスがフィルタ装 置へ導かれていること の確認	0~1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 0.853MPa [gage] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置 換 [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲 と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



第 2.4.2-1 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (交流電源)

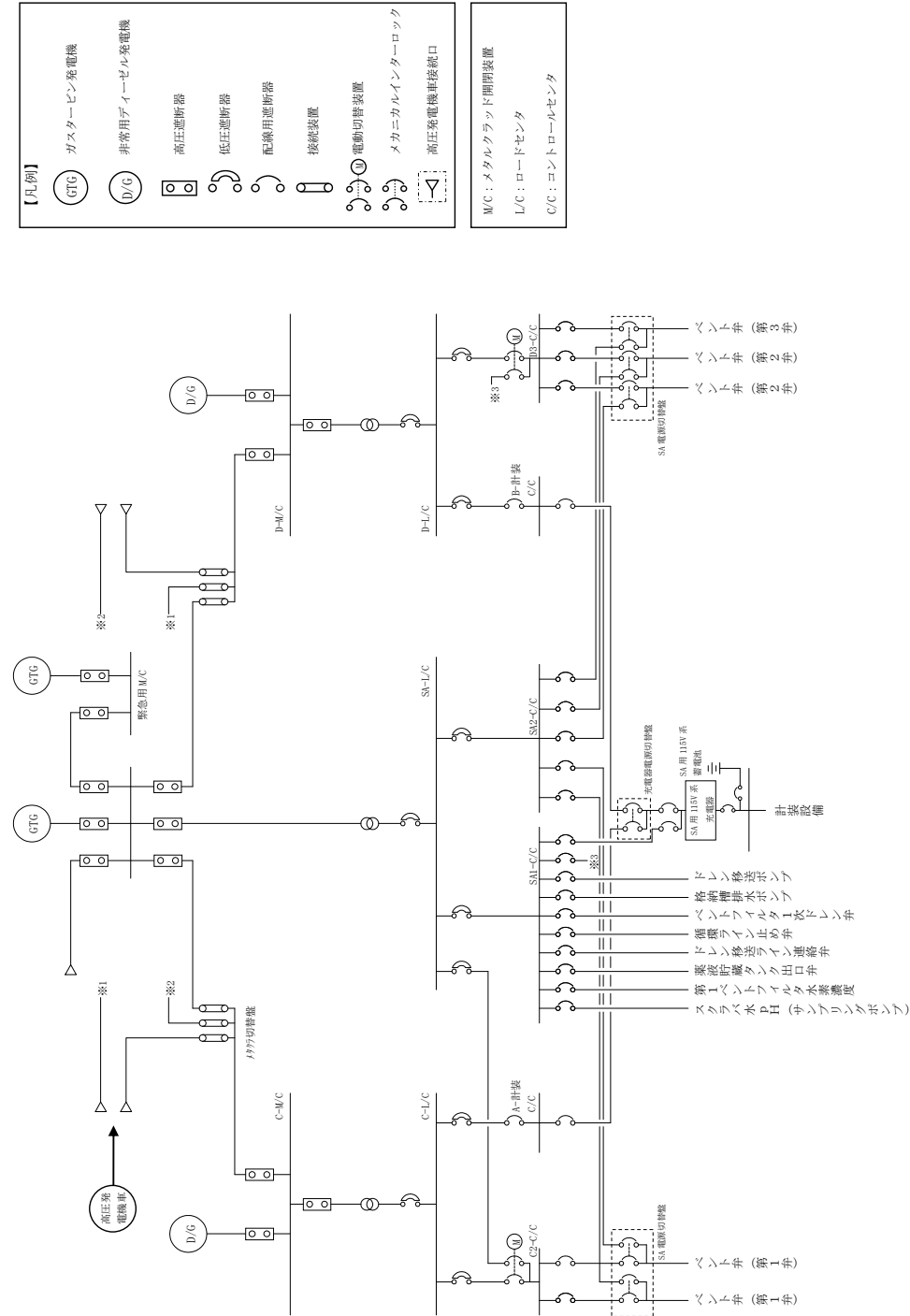
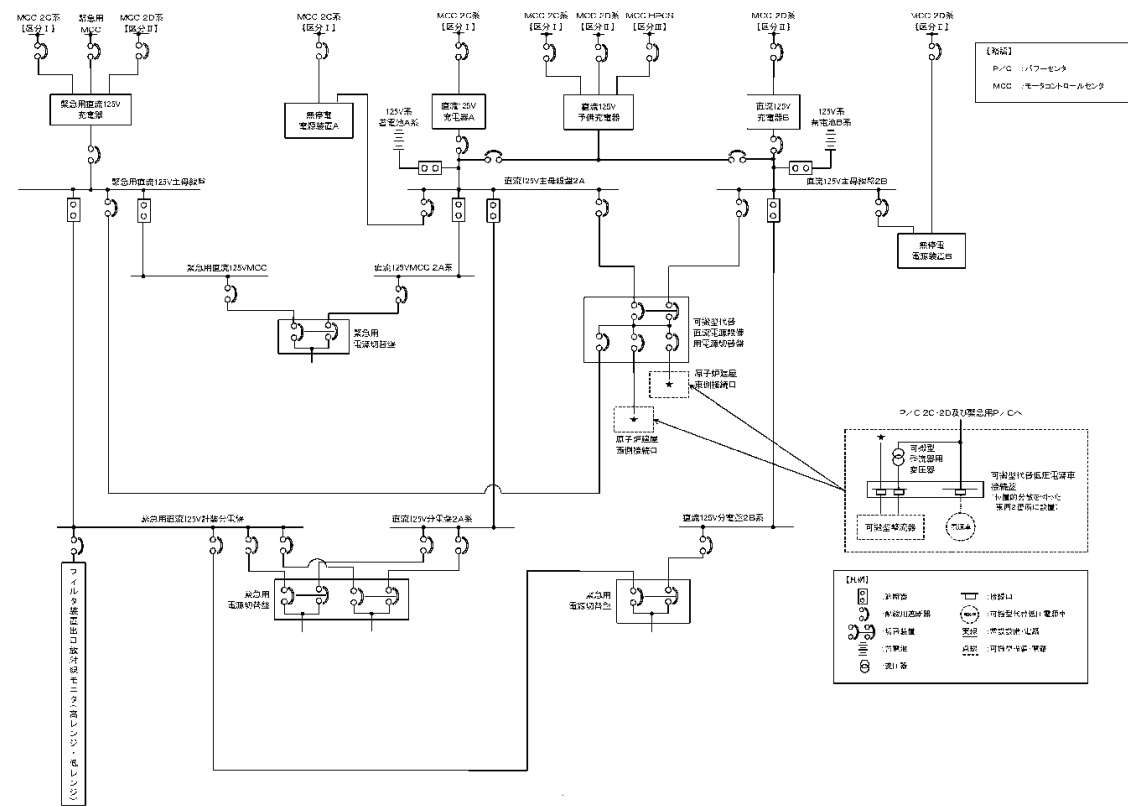


図 2.8.2-1 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (交流電源)

・設備の相違



第 2.4.2-2 図 格納容器圧力逃がし装置 電源構成図 (直流電源)

2.4.3 給水設備

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

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

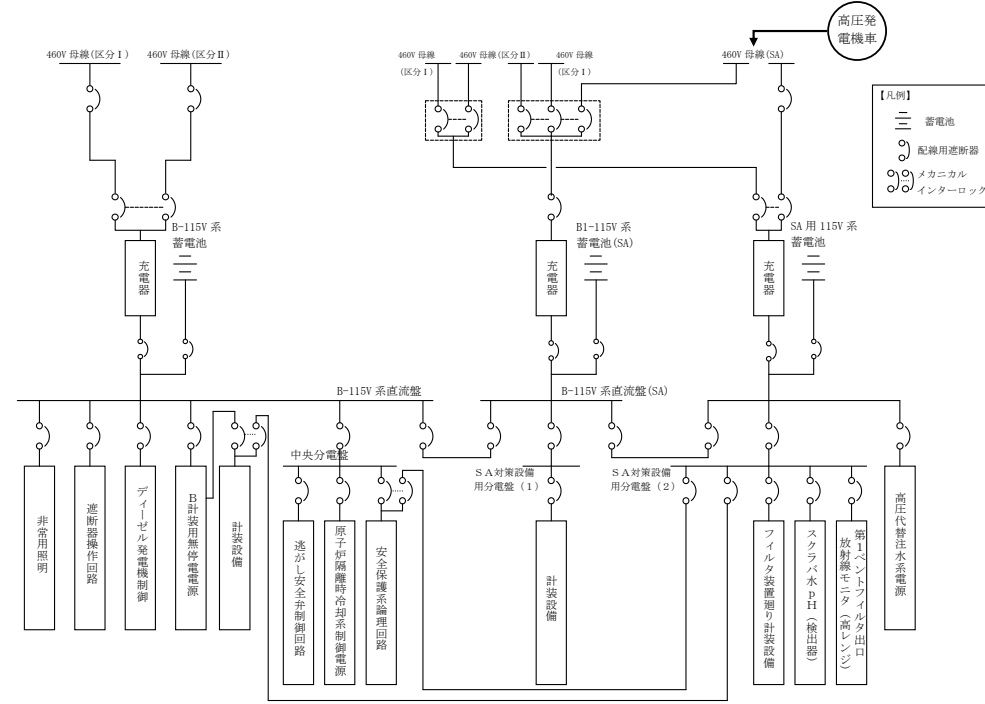


図 2.8.2-2 格納容器フィルタベント系 電源構成図 (直流電源)

2.8.3 補給設備

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

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

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

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

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

・設備の相違

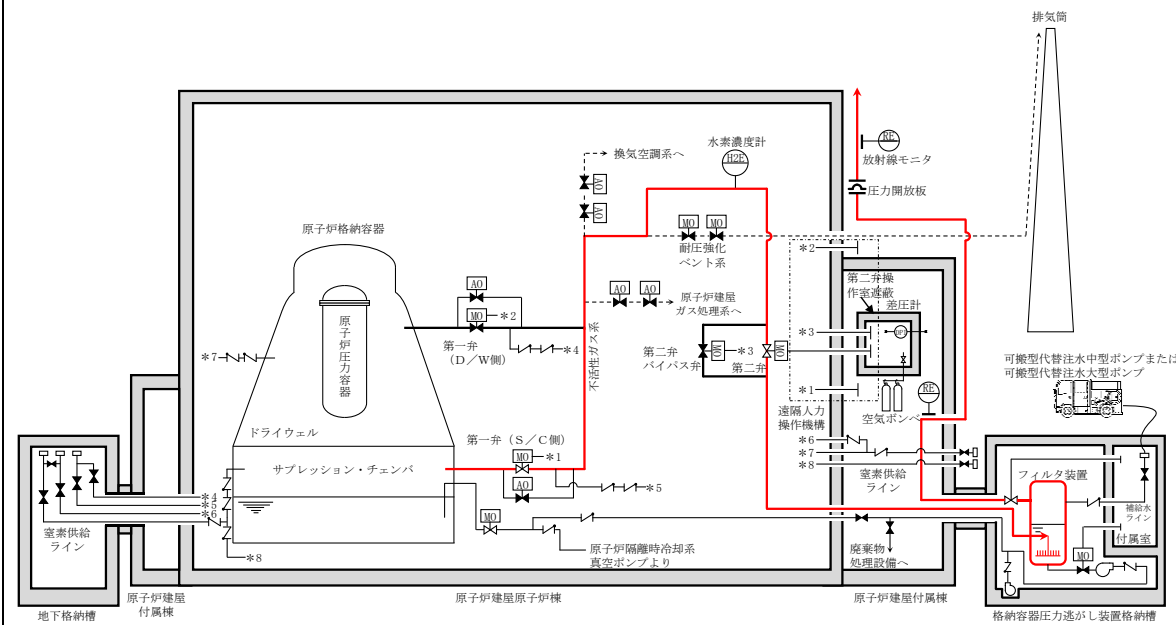
・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

第 2.4.3-1 表 給水配管仕様

口 径	25A, 50A
材 質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)



第 2.4.3-1 図 給水設備概要図

表 2.8.3-1 補給設備主要仕様

- a. 薬品注入タンク
 - 材 質 ステンレス鋼
 - 容 量 約 1 m³
 - 基 数 1

- b. 移送ポンプ (排水設備と兼用)
 - 容 量 約 10 m³/h
 - 基 数 1

- c. 配管
 - 材 質 ステンレス鋼
 - 口 径 100A, 80A, 50A, 25A

- d. 電動駆動弁
 - 型 式 グローブ弁
 - 口 径 100A, 50A
 - 駆 動 方 式 電動 (交流) 及び遠隔手動弁操作機構※

※薬品タンク出口弁は除く

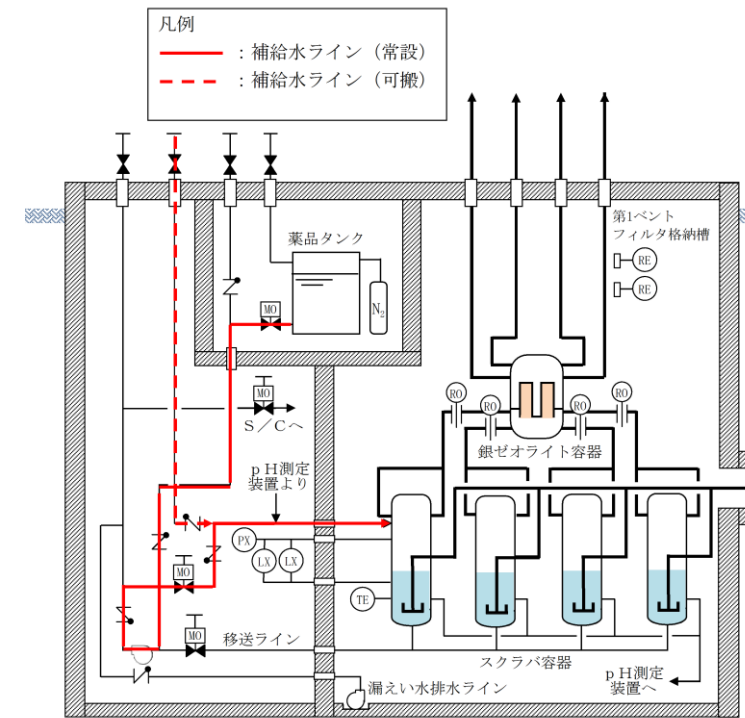


図 2.8.3-1 補給設備系統概略図

・設備の相違

・設備の相違

2.4.4 可搬型窒素供給装置

ベント終了後、スクラビング水の放射線分解によって発生する水素により系統内の水素濃度が上昇する可能性があるため、窒素を供給し、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように希釈及び掃気するために、窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車で構成する可搬型窒素供給装置を設ける。(別紙52)

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

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

第2.4.4-1表 窒素供給装置仕様

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

第2.4.4-2表 窒素供給配管仕様

口径	50A
材質	炭素鋼(STPT410)

2.8.4 可搬式窒素供給装置

ベント後収束モードのうち、ベント弁が開状態において、系統が未飽和となり、蒸気量が少なくなってきた場合は、系統内の排気及び不活性化を行うため、格納容器に接続される窒素供給ラインの屋外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

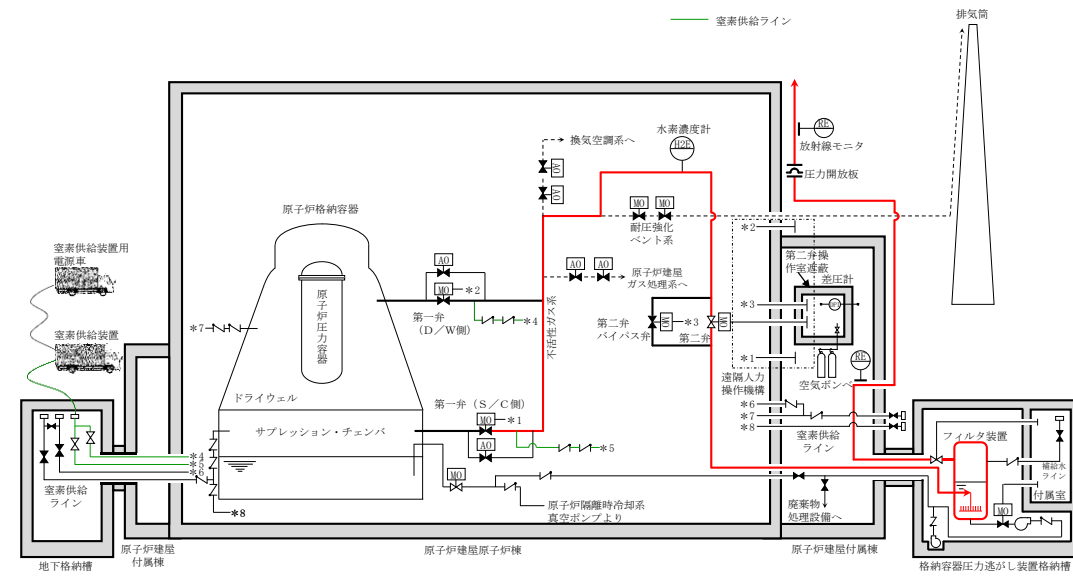
種類	圧力変動吸着式
容量	約100m ³ /h[normal]
純度	約99.9vol%
供給圧力	約600~900kPa[gage]
台数	1

b. 配管

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

・記載方針の相違

・設備の相違



第2.4.4-1図 窒素供給設備概要図

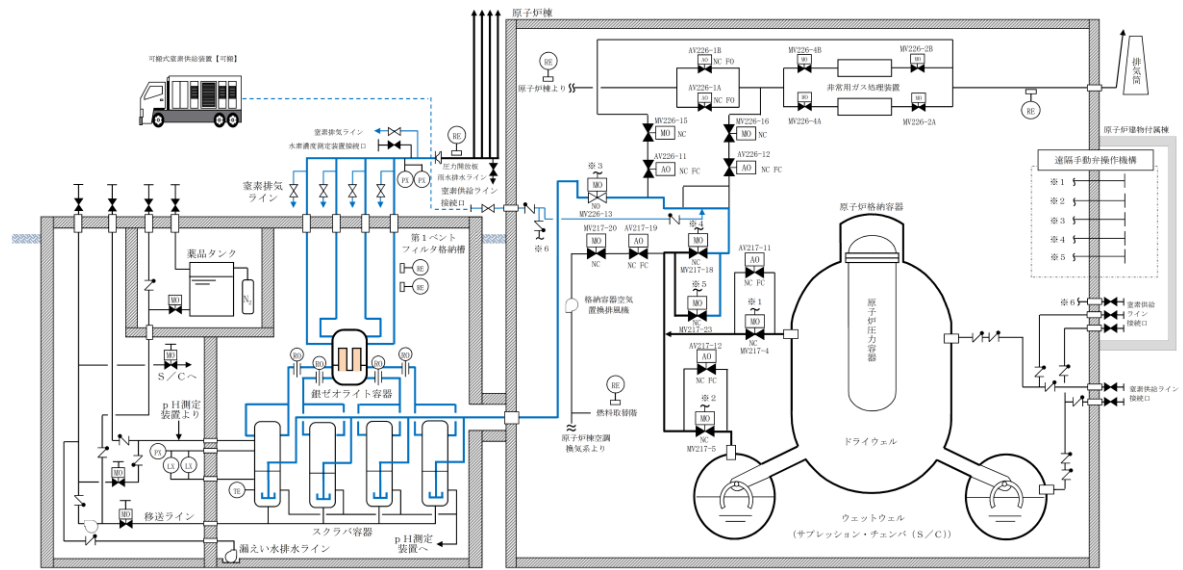


図2.8.4-1 格納容器フィルタベント系 窒素パージ設備系統概略図 (窒素置換の例)

- ・設備の相違
- ・記載方針の相違

可搬式窒素供給装置は、図2.8.4-2に示す通り、トレーラーのコンテナ内に窒素発生装置、空気圧縮機、ディーゼル発電機及び付属機器を搭載したものである。窒素発生装置は圧力変動吸着式 (PSA: Pressure Swing Absorption) とし、圧力変動を利用して空気中の酸素分子を吸着し、残りの窒素ガスと分離することにより窒素を発生させる。図2.8.4-3、2.8.4-4のように、空気圧縮機による加圧下で吸着、減圧下で吸着材の再生 (脱着) 工程を繰り返すことにより、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、ディーゼル発電機によって供給される電源のみで駆動し、燃料タンクに1回の給油で18時間連続して窒素ガスを供給することが可能である。

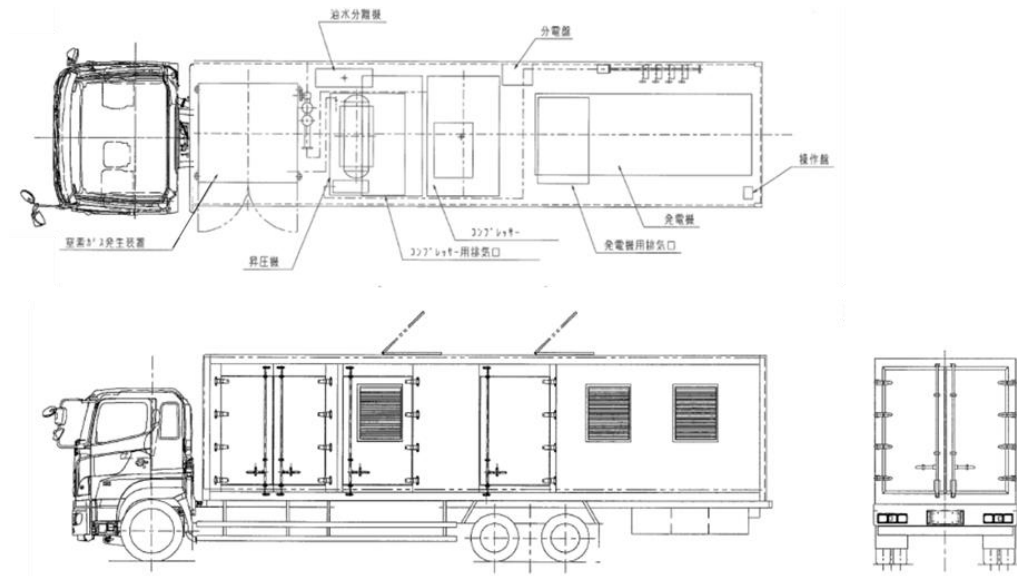
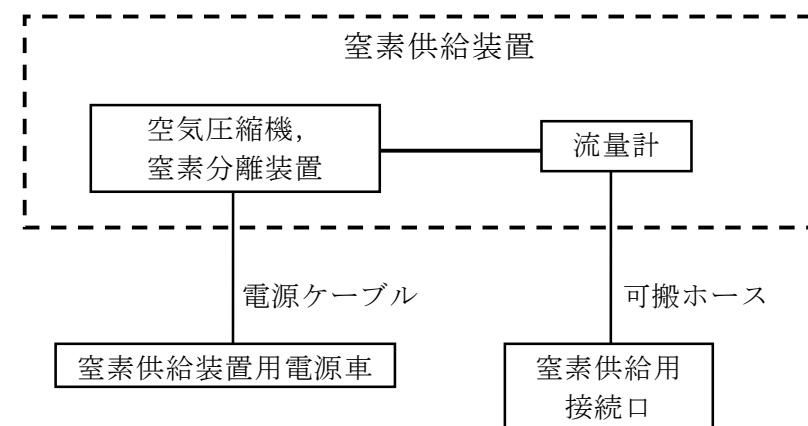


図 2. 8. 4-2 可搬式窒素供給装置 構造図



第 2. 4. 4-2 図 可搬型窒素供給装置構成概略

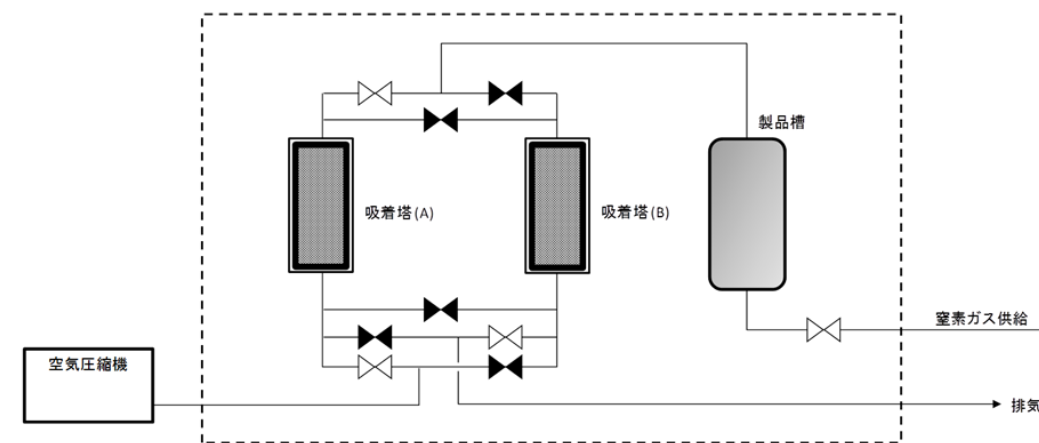


図 2. 8. 4-3 窒素発生装置 (PSA 式) 概略系統図

・記載方針の相違

・設備の相違

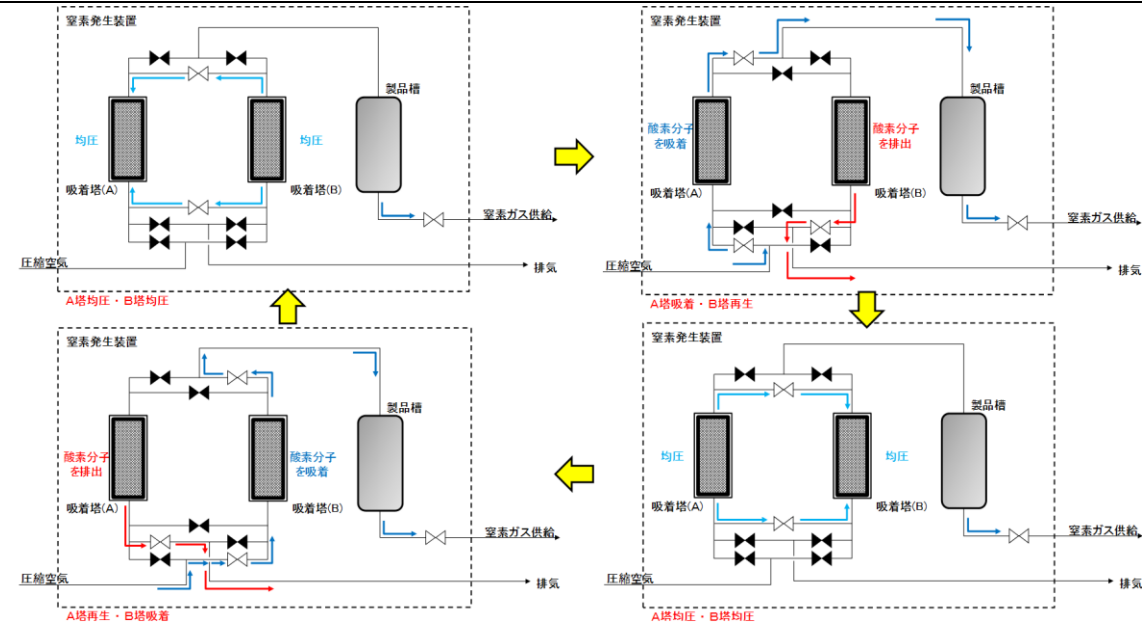


図 2.8.4-4 窒素発生装置 (PSA 式) 着・脱着工程概要図

2.4.5 排水設備

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

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

2.8.5 排水設備

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

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

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

排水設備は、中長期的に使用する設備であり、自主対策設備として設置する。

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

・記載方針の相違

・記載方針の相違

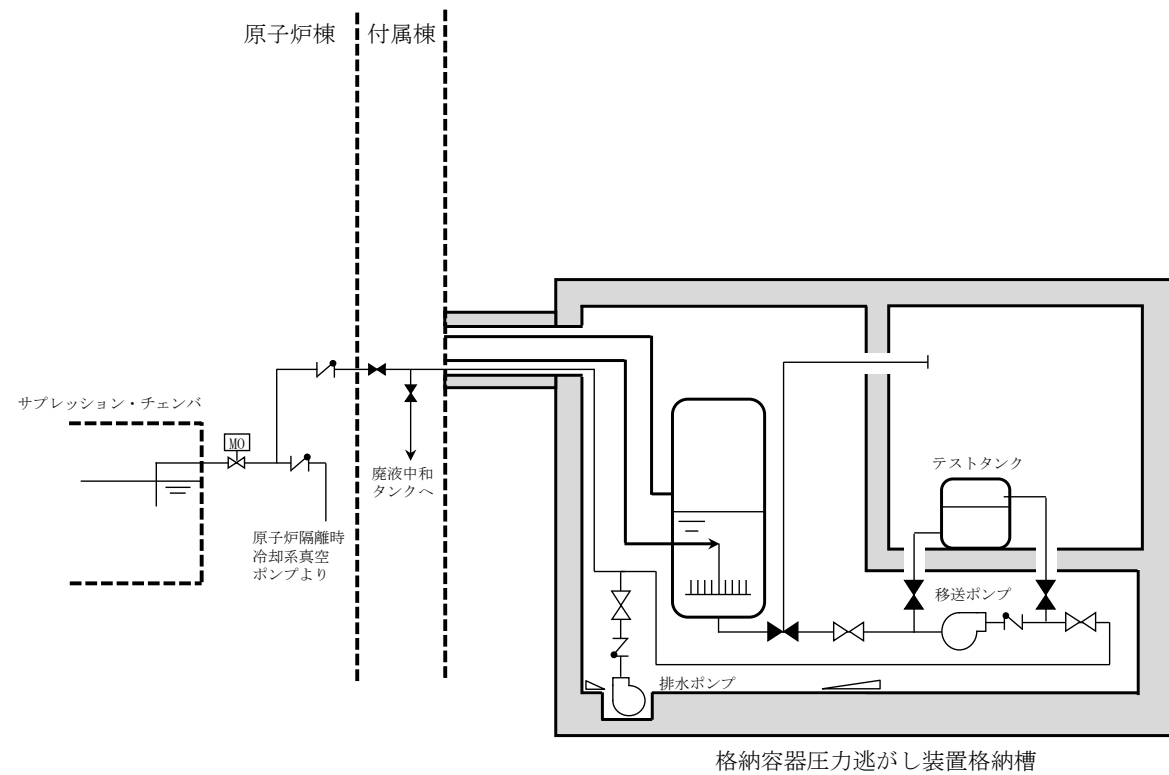
第2.4.5-1表 排水設備仕様

(1) 配管

口径	50A
材質	ステンレス鋼 (SUS316LTP)

(2) ポンプ

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



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. 移送ポンプ (補給設備と兼用)

容量 約10m³/h
基数 1

b. 排水ポンプ

容量 約2m³/min
基数 1

c. 配管

材質 ステンレス鋼
口径 100A, 80A, 65A, 50A

d. 電動駆動弁

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

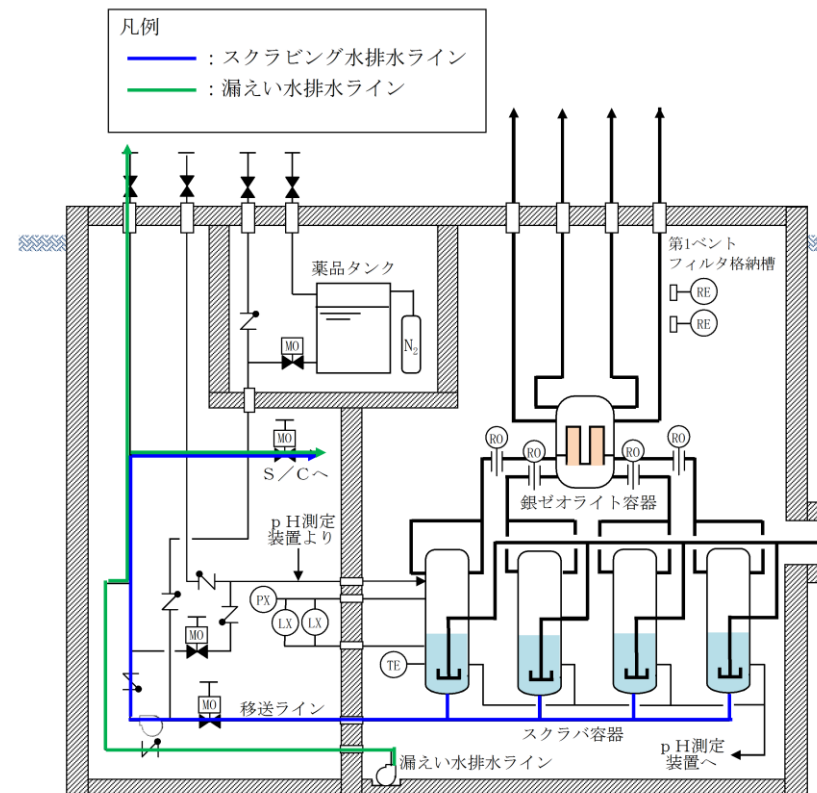
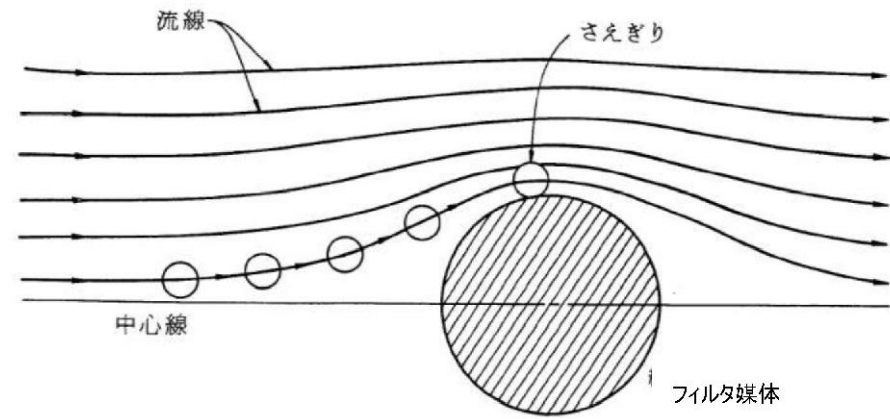


図2.8.5-1 排水設備系統概略図

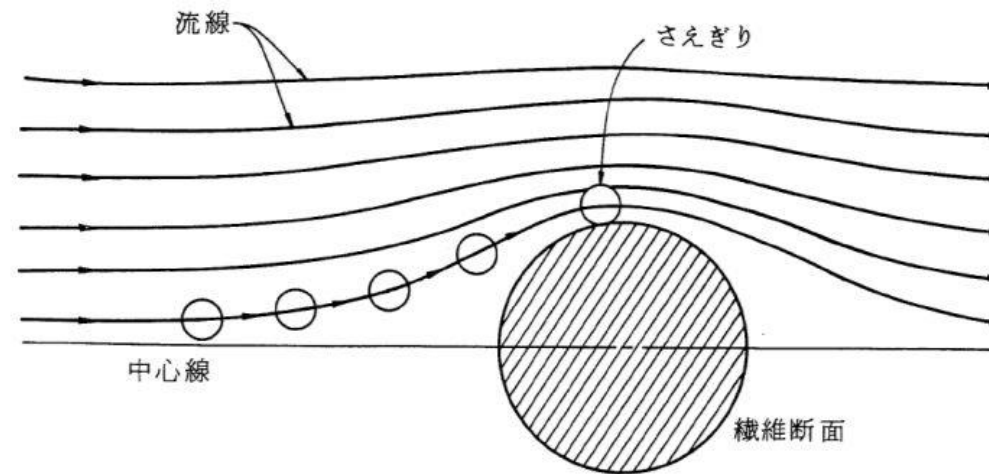
・設備の相違

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. フィルタ性能</p> <p>3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理</p> <p>3.1.1 エアロゾルの除去原理</p> <p>エアロゾルの除去原理は、一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず，主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効 ・拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効 ・慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効 <p>(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径，流速の範囲が異なることから，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。</p> <p>(4)，(5)に，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。</p> <p>(1) さえぎり効果</p> <p>さえぎりによるエアロゾルの捕集は，第3.1.1-1図に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。</p>	<p>3. フィルタ装置の性能</p> <p>3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理</p> <p>3.1.1 粒子状放射性物質の除去原理</p> <p>粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去は，一般にフィルタ媒体（ベンチュリスクラバの場合は水滴，金属フィルタの場合は金属繊維）の種類によらず，主に以下の3つの効果の重ね合わせとして記述できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・さえぎり効果（Interception）：粒径が大きい場合に有効 ・拡散効果（Diffusion）：流速が遅い場合，粒径が小さい場合に有効 ・慣性衝突効果（Inertia effect）：流速が早い場合，粒径が大きい場合に有効 <p>(1)～(3)に，それぞれの除去効果についてその特性を記載する。これらの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが，フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる粒径，流速の範囲が異なることから，幅広い粒径，流速のエアロゾルを除去するためには異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。</p> <p>(4)，(5)に，ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理を示す。</p> <p>(1) さえぎり効果</p> <p>さえぎりによるエアロゾルの捕集は，図3.1.1-1に示すように，エアロゾルが流線にそって運動している場合に，フィルタ媒体表面から1粒子半径以内にエアロゾルが達したときに起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合，より遠くの流線に乗っていた場合でもフィルタ媒体と接触することが可能であるため，さえぎりによる除去効果は，エアロゾル粒径が大きい程大きくなる傾向にある。</p>	

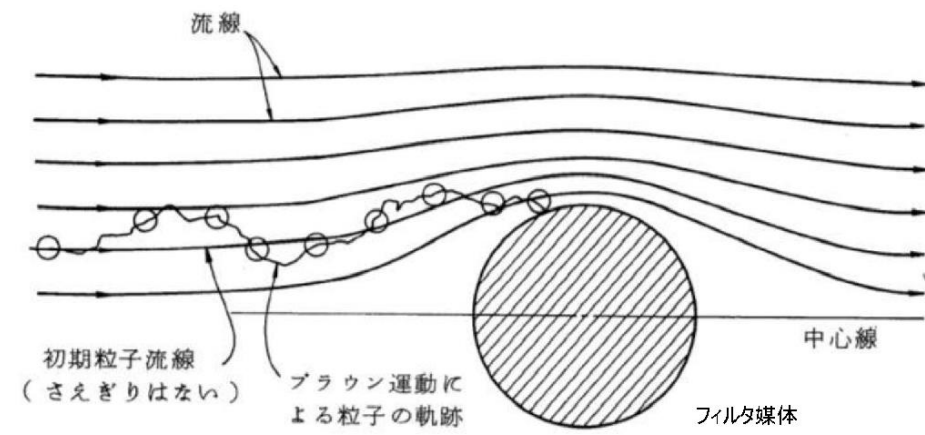


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
第 3.1.1-1 図 さえぎりによる捕集

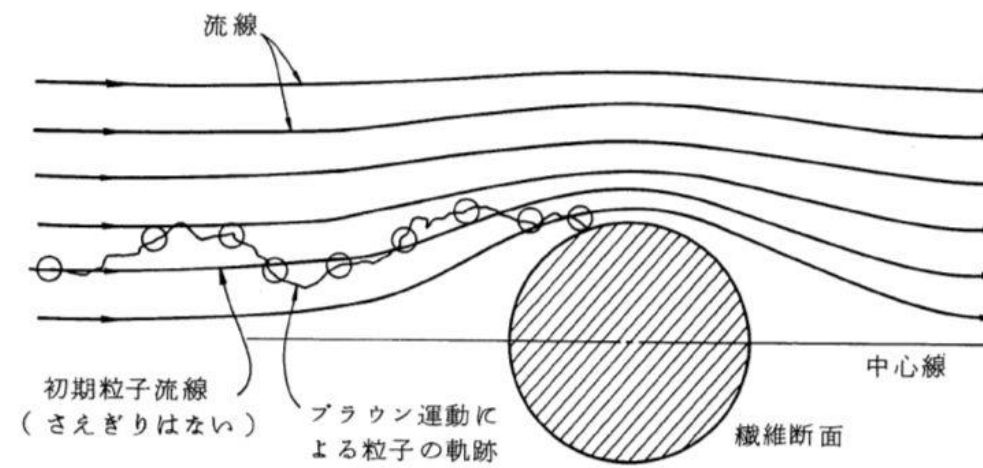


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
図 3.1.1-1 さえぎりによる捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集は、<u>第 3.1.1-2 図</u>に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、流速が遅い程大きくなる傾向にある。</p>	<p>(2) 拡散効果</p> <p>拡散によるエアロゾルの捕集は、<u>図 3.1.1-2</u>に示すように、エアロゾルがフィルタ媒体をさえぎらない流線上を移動しているときでも、フィルタ媒体近傍を通過する際に、ブラウン運動によってフィルタ媒体に衝突することで起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が小さい場合、ブラウン運動による拡散の度合いが大きくなるため、拡散による除去効果は、エアロゾル粒径が小さい程大きくなる傾向にある。また、フィルタ媒体の近傍にエアロゾルが滞在する時間が長い程ブラウン運動によりフィルタ媒体に衝突する可能性が高まるため、<u>拡散による除去効果は、流速が遅い程大きくなる傾向にある。</u></p>	

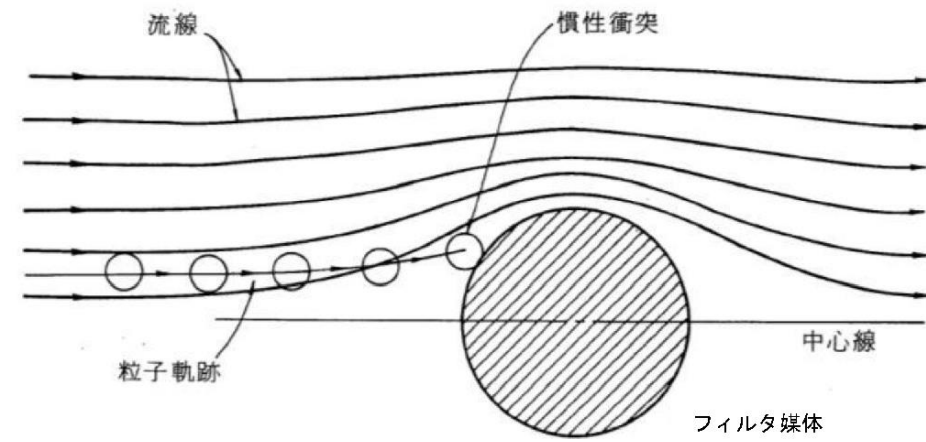


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第3.1.1-2 図 拡散による捕集

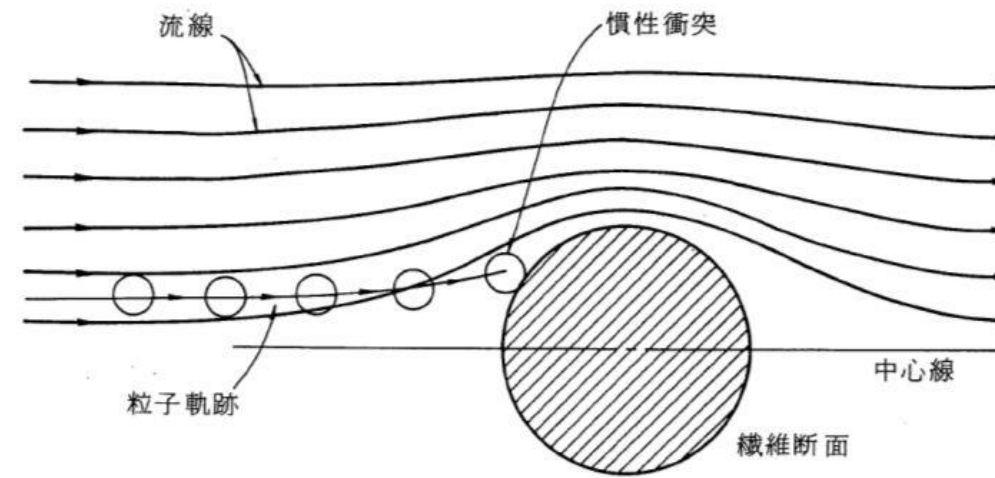


出典：W. C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図3.1.1-2 拡散による捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 慣性衝突効果</p> <p>慣性衝突によるエアロゾルの捕集は、<u>第 3.1.1-3 図</u>に示すように、エアロゾルがその慣性のために、フィルタ媒体の近傍で急に変化する流線に対応することができず、流線を横切ってフィルタ媒体に衝突するとき起こる。</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起こる。</p> <p>エアロゾル粒径が大きい場合、もしくは、エアロゾルの流れが速い場合にエアロゾルの持つ慣性が大きくなり、フィルタ媒体と衝突する可能性が高まるため、慣性衝突による除去効果は、エアロゾル粒径が大きい程大きく、流速が早い程大きくなる傾向にある。</p>	

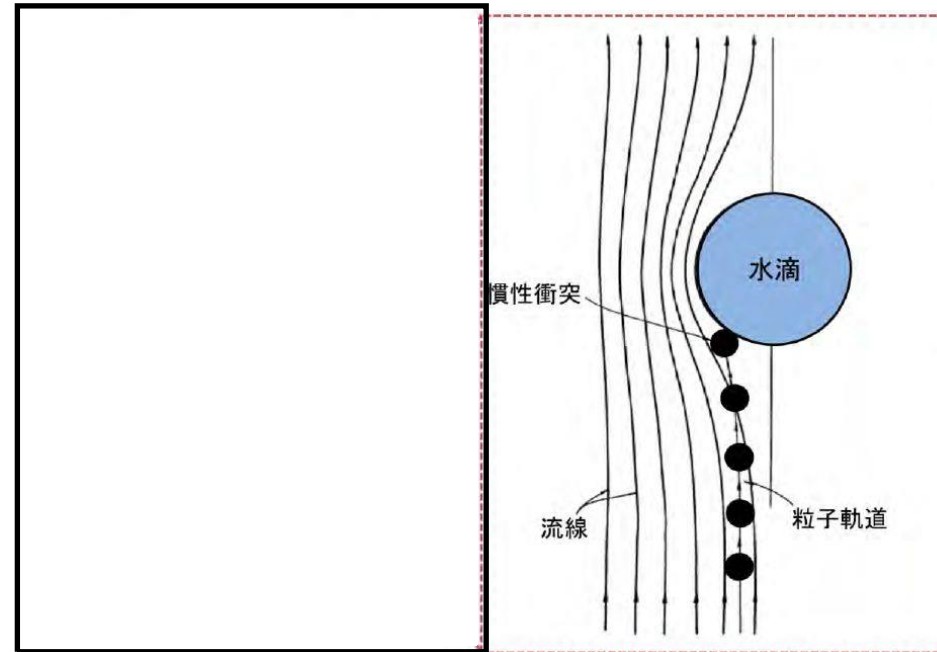
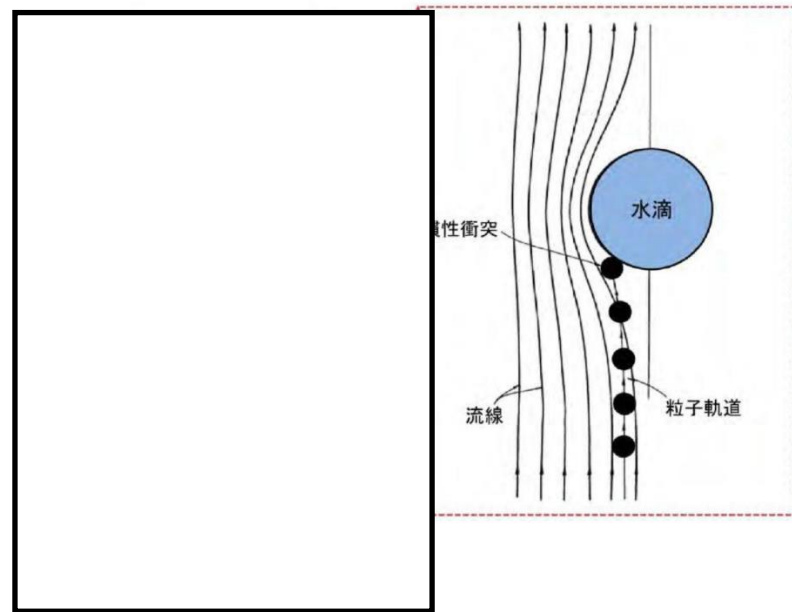


出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院 (1985)
 第 3.1.1-3 図 慣性衝突による捕集



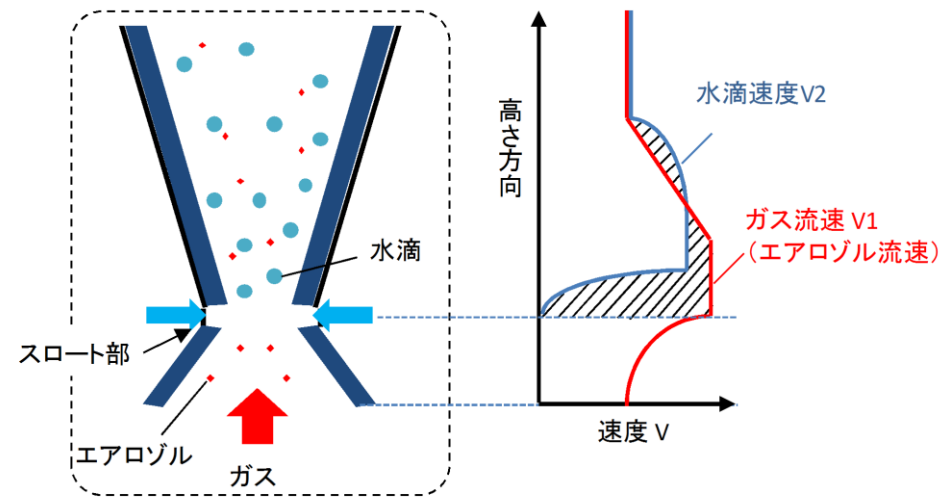
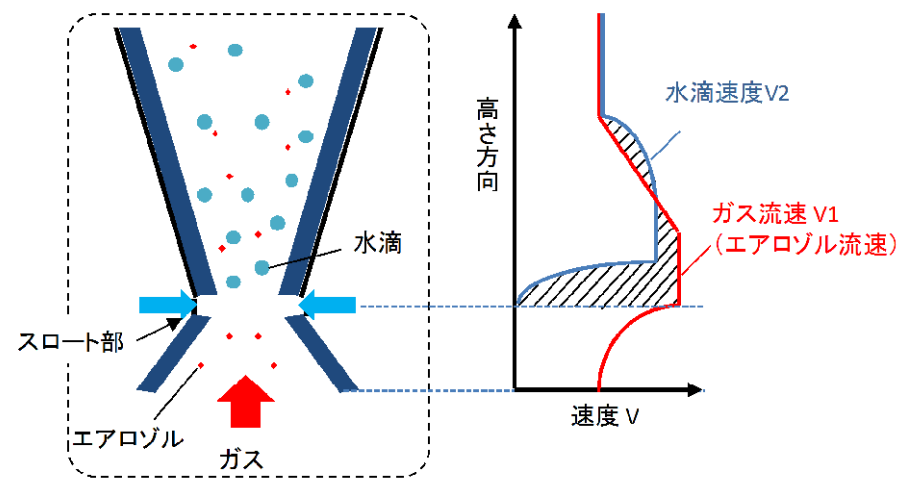
出典：W.C. ハイネズ，エアロゾルテクノロジー，(株)井上書院(1985)
 図 3.1.1-3 慣性衝突による捕集

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの除去原理</u></p> <p>ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス中にスクラビング水を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に<u>エアロゾル</u>を水滴に捕集する。</p> <p>ベンチュリノズルにおける除去原理を第3.1.1-4図に、ベンチュリノズルにおける速度模式図を第3.1.1-5図に示す。</p>	<p>(4) <u>フィルタ装置における粒子状放射性物質の除去原理</u></p> <p><u>エアロゾルの除去原理はフィルタ媒体が水滴でも金属繊維でも作用するが、フィルタの種類や系統条件により効果的に除去できる範囲は異なることから、幅広い粒径、流速のエアロゾルを除去するためには、異なる種類のフィルタを組み合わせることが有効である。</u></p> <p><u>本フィルタ装置においては、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組合せ、エアロゾルの除去を行う。なお、ベンチュリスクラバではより粒径の大きいエアロゾルを除去し、金属フィルタではベンチュリスクラバの後段で、より粒径の小さいエアロゾルを除去する。</u></p> <p><u>以下にベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理を示す。</u></p> <p>a. <u>ベンチュリスクラバにおける粒子状放射性物質の除去原理</u></p> <p>ベンチュリスクラバは、断面積の小さいベンチュリノズルのスロート部にベントガスを通し、ガス流速を大きくすることで発生する負圧によって、ガス流中に水滴を噴霧(いわゆる霧吹き)し、微小水滴にすることで粒子状放射性物質がスクラビング水と接触する面積を大きくすることにより、効果的に<u>粒子状放射性物質</u>をスクラビング水に捕集する。</p> <p>ベンチュリノズルにおける除去原理を図3.1.1-4、ベンチュリノズルにおける速度模式図を図3.1.1-5に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p>



第3.1.1-4図 ベンチュリノズルにおける除去原理

図3.1.1-4 ベンチュリノズルにおける除去原理



第3.1.1-5図 ベンチュリノズルにおける速度模式図

図3.1.1-5 ベンチュリノズルにおける速度模式図

第3.1.1-5図に示すとおり、ベンチュリスクラバはガス流速 V_1 と水滴速度 V_2 が異なることで、ガス中のエアロゾルが水滴に衝突し水滴に付着する現象を利用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。慣性衝突効果では「ガス流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙45)

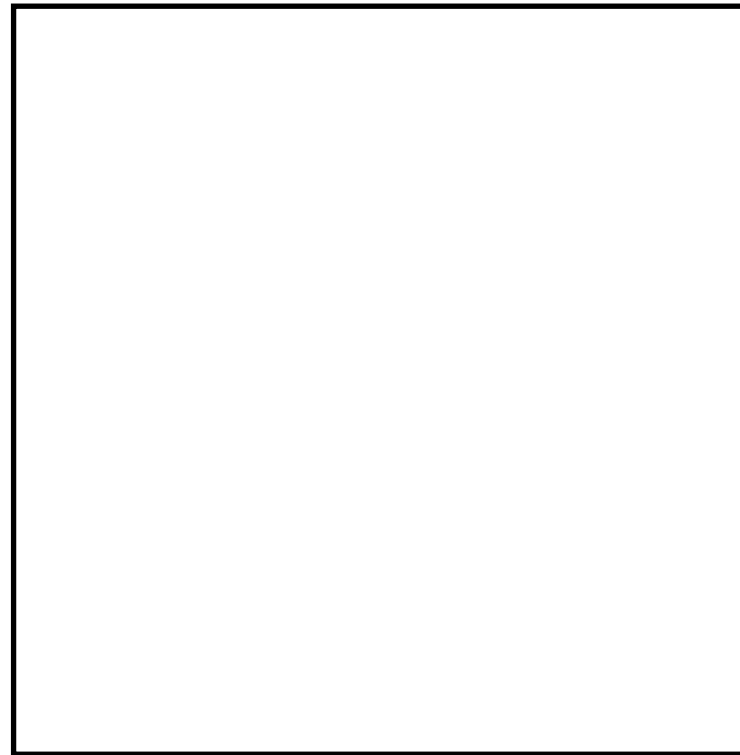
ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルのスロート部下流でガス流速 (V_1) と水滴流速 (V_2) の速度差が大きくなり、ガス中のエアロゾルが高速で水滴に衝突し、付着する現象を活用していることから、慣性衝突による除去が支配的と考えられる。この慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。(別紙33)



<補足>

第 3.1.1-6 図参照

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスの流速が加速される。
- ③ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりスクラビング水が吸入され、ガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）する。
- ④噴霧によって、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積が大きくなり、エアロゾルがフィルタ媒体と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び水滴の方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水に保持される。



第 3.1.1-6 図 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足

以上より、ベンチュリスクラバの除去性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータは、ガス流速、水滴流速、エアロゾル粒径及び水滴の噴霧量が考えられるが、水滴流速及び水滴の噴霧量はガス流速から一義的に決まるものであるため、ガス流速及びエアロゾル粒径が主要なパラメータと整理できる。

<補足>

ベンチュリスクラバにおける除去原理を図 3.1.1-6 に示す。

- ①ベンチュリノズル下方よりベントガスが流入する。
- ②ベンチュリノズルのスロート部（絞り機構）によってベントガスが加速される。
- ③ガス流速が最高になるスロート部（絞り機構）において、スクラビング水が吸入される。
- ④ガス流速を大きくすることで発生する負圧によりガス流中に水滴を噴霧（いわゆる霧吹き）し、微小水滴にすることでエアロゾルが水と接触する面積を大きくすることにより、エアロゾルがフィルタ媒体（水滴）と衝突し、ベントガスから捕集される。
- ⑤ベンチュリノズルの出口に設置した板によってベントガス及び液滴の流れの方向が変わり、エアロゾルはスクラビング水中に保持される。

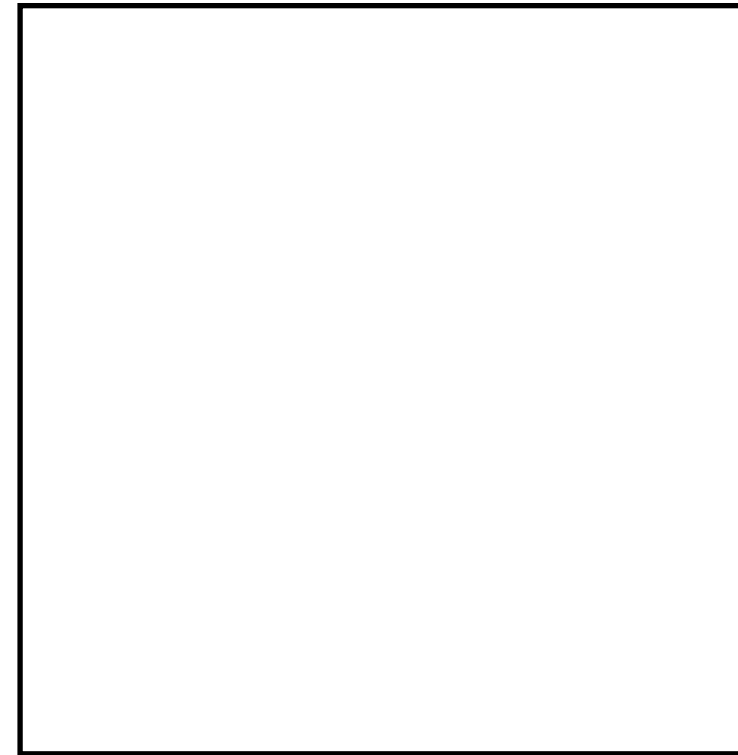


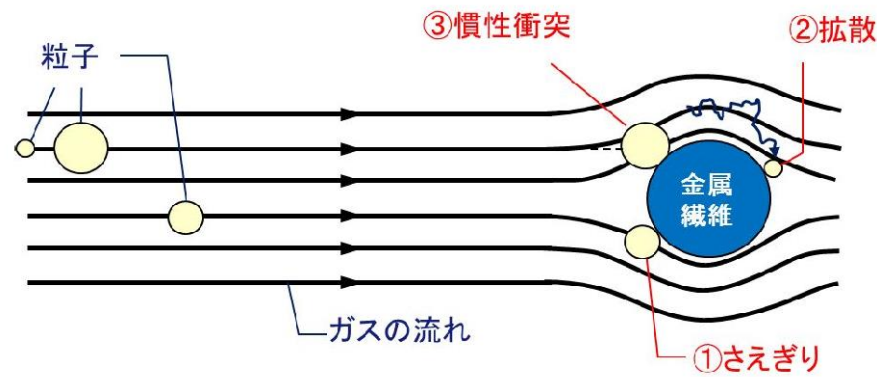
図 3.1.1-6 ベンチュリスクラバにおける除去原理の補足図

(5) 金属フィルタにおけるエアロゾルの除去原理

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

金属フィルタの除去原理は、第3.1.1-7図に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「粒径」と「ガス流速」が主な影響因子である。

以上より、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速、エアロゾル粒径を考慮する必要がある。



第3.1.1-7図 金属フィルタにおける除去原理

b. 金属フィルタにおける粒子状放射性物質の除去原理

金属フィルタの除去原理は、図3.1.1-7に示すように、さえぎり、拡散、慣性衝突効果の重ね合わせにより、エアロゾルを金属繊維表面に付着させ捕集する。さえぎり、拡散、慣性衝突効果では「流速」と「粒径」が主な影響因子である。

このため、金属フィルタの除去性能に対して、影響を与える可能性のある主要なパラメータとしては、ガス流速及びエアロゾル粒径を考慮する必要がある。

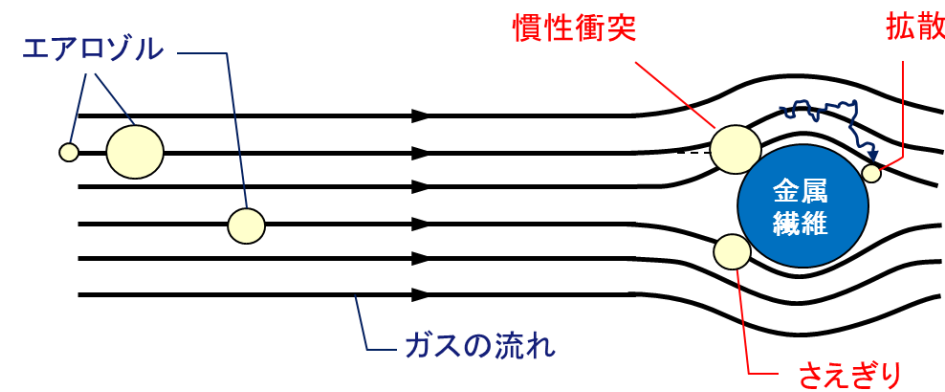


図3.1.1-7 金属フィルタにおける除去原理

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素 (CsI：よう化セシウム等) と、ガス状よう素として無機よう素 (I₂：元素状よう素) と有機よう素 (CH₃I：よう化メチル等) の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物 (塗装等) と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

有機よう素については、吸着材と化学反応させることにより、よう素除去部で捕集する。

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

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

3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理

重大事故時に発生する放射性よう素は、粒子状よう素 (CsI：よう化セシウム等) と、ガス状よう素として無機よう素 (I₂：元素状よう素) と有機よう素 (CH₃I：よう化メチル等) の形態をとる。大部分のよう素は粒子状よう素として格納容器内へ放出され、残りは無機よう素として格納容器内に放出されるが、無機よう素の一部は格納容器内の有機物 (塗装等) と結合し、有機よう素へ転換する。粒子状よう素については、エアロゾルの除去原理に基づき、ベンチュリスクラバと金属フィルタで捕集する。

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

(1) フィルタ装置内におけるベントガスの流れ

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

・設備の相違
⑥の相違

オリフィス通過時の蒸気の状態変化のイメージを第3.1.2-2図に示す。

ベントガスの流れを図3.1.2-1に示す。

第3.1.2-1図 フィルタ装置内のベントガスの流れ

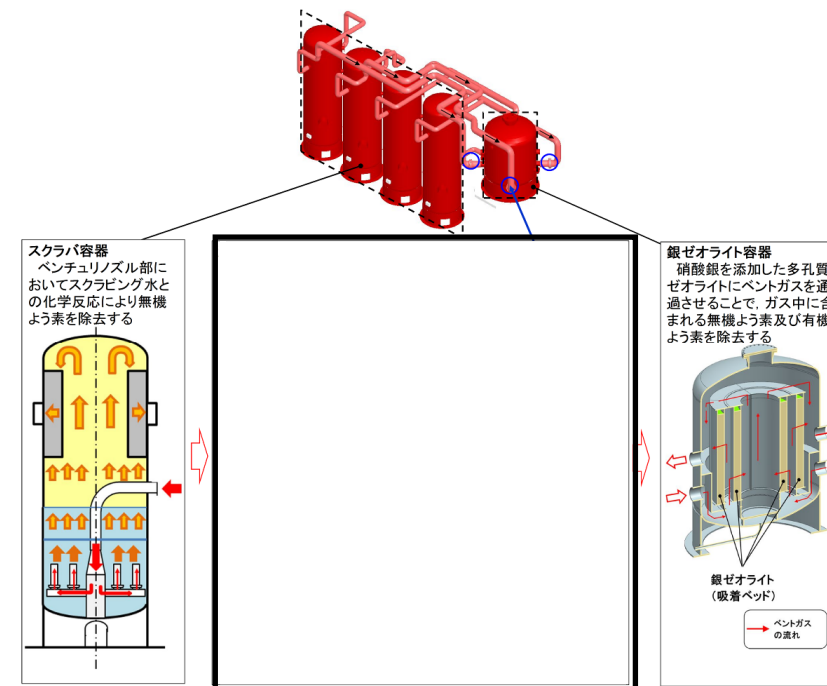


図3.1.2-1 フィルタ装置内のベントガスの流れ

第3.1.2-2図 流量制限オリフィス通過時の蒸気の状態変化 (イメージ)

(2) ベンチュリスクラバにおけるよう素の除去

ベントガスがベンチュリスクラバを通過する際、無機よう素を化学反応によりスクラビング水中に [] ために、スクラビング水には第 3.1.2-1 表に示す薬剤を添加する。

第 3.1.2-1 表 スクラビング水への添加薬剤

薬剤	化学式	目的
[]		

以下に化学反応式を示す。

[]

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

[]

したがって、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去効率に影響を与える因子として「スクラビング水の pH」が挙げられる。

なお、一般的に有機よう素は、無機よう素に比べ活性が低く、反応しにくいいため、ベンチュリスクラバでの有機よう素の除去は期待していない。

(1) ベンチュリスクラバにおけるガス状放射性よう素の除去原理

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

[]

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

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) <u>よう素除去部におけるよう素の除去</u></p> <div data-bbox="192 252 1270 1354" style="border: 1px solid black; height: 525px; width: 363px;"></div> <p>3.2 運転範囲 <u>3.1.1項で、エアロゾルの除去原理において主要なパラメータとしたガス流速及びエアロゾ</u></p>	<p>(2) <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去原理</u></p> <p>a. <u>銀ゼオライトフィルタにおける除去原理</u></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> <p>3.2 運転範囲 <u>格納容器フィルタベント系の運転中（使用開始から事象静定まで）において、変動するパラメ</u></p>	

ル粒径に加え、ベント時に変動するパラメータであるガス温度及びガス蒸気割合について、有効性評価に基づき、ベント実施中に想定する運転範囲を第3.2-1表に示す。また、3.1.2項で、ガス状放射性よう素の除去原理において主要なパラメータとしたスクラビング水のpH及びガスの過熱度について、ベント実施中に想定する運転範囲を第3.2-1表に示す。

ータとその想定変動範囲を表3.2-1に示す。

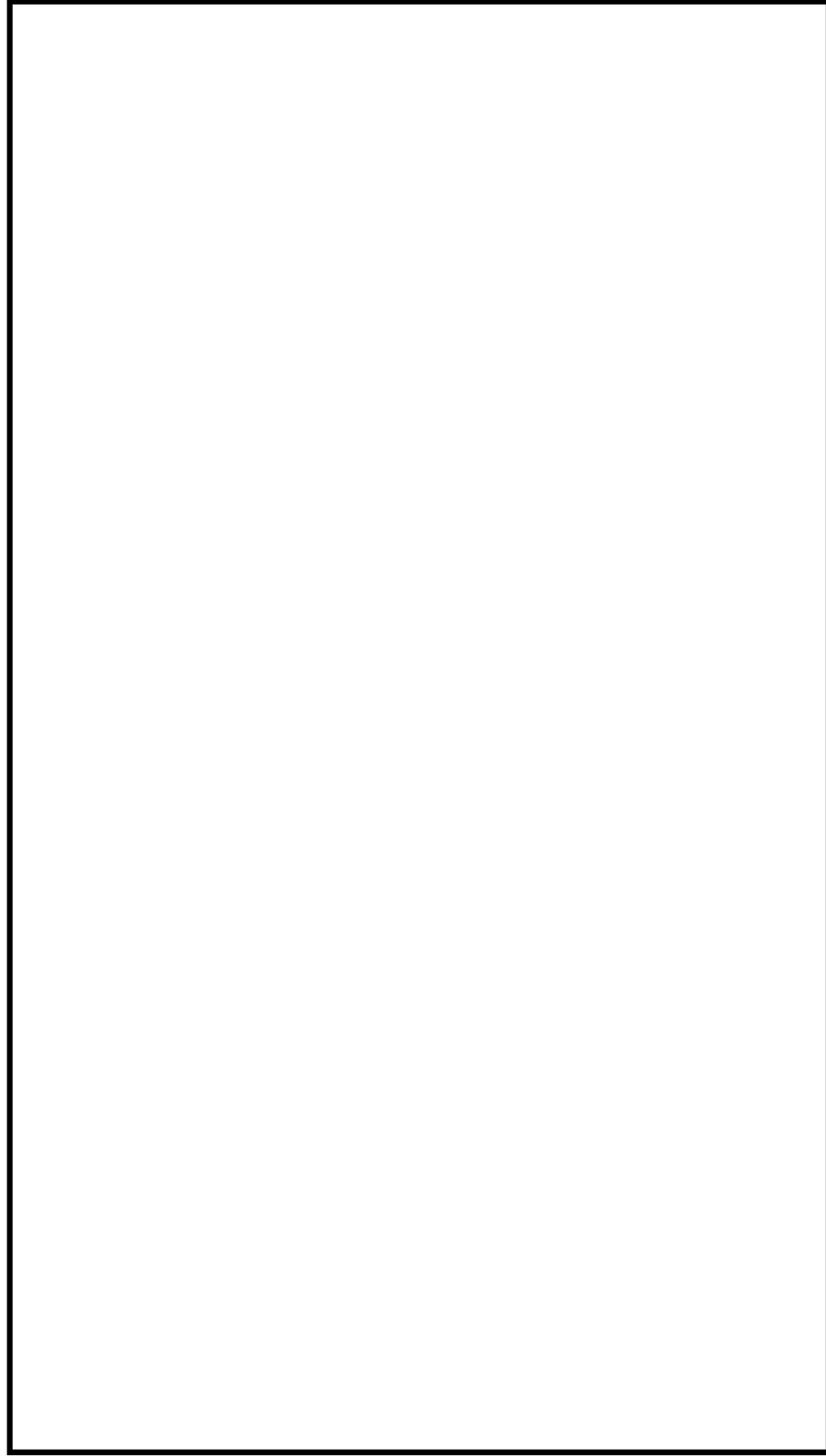
第3.2-1表 ベント実施中における想定運転範囲

表3.2-1 パラメータの想定変動範囲

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.3 性能検証試験結果</p> <p>3.3.1 性能検証試験の概要</p> <p>AREVA社製のフィルタ装置は、大規模なセクター試験装置により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。以下に試験の概要を示す。(別紙46)</p> <p>(1) エアロゾルの除去性能試験 (JAVA 試験)</p> <p>AREVA (当時 Siemens) 社は、1980年代から1990年代にかけ、ドイツのカールシュタインにある試験施設 (以下、「JAVA」という。) にて、電力会社、ドイツ原子力安全委員会 (RSK) 及びその他第三者機関立会の下、フィルタ装置のエアロゾルに対する除去性能試験を行っている。</p> <p>試験装置には、実機に設置するものと同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="192 926 1270 1226" style="border: 1px solid black; height: 143px; width: 363px;"></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)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 921 2421 1249" style="border: 1px solid black; height: 156px; width: 366px;"></div>	



第3.3.1-1図 JAVA試験装置概要

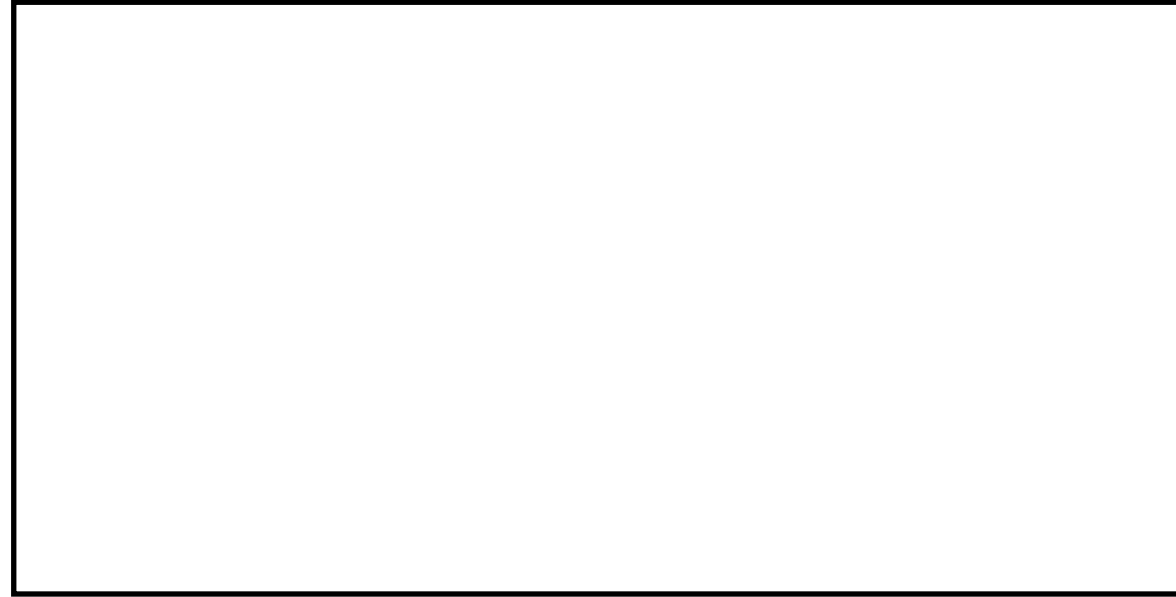


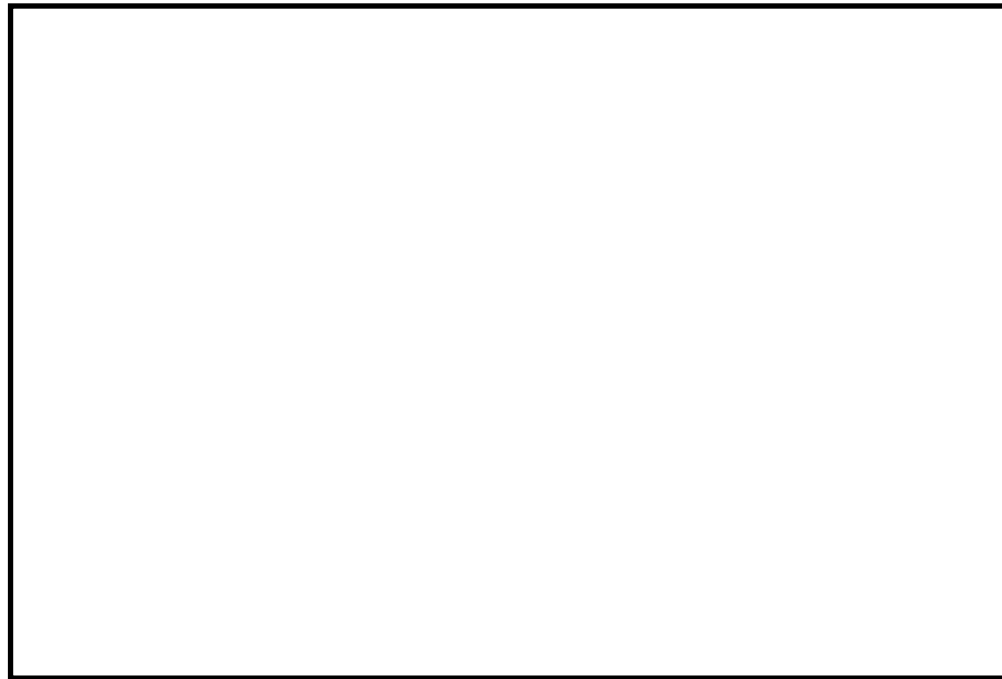
図3.3.1-1 JAVA試験装置概要

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

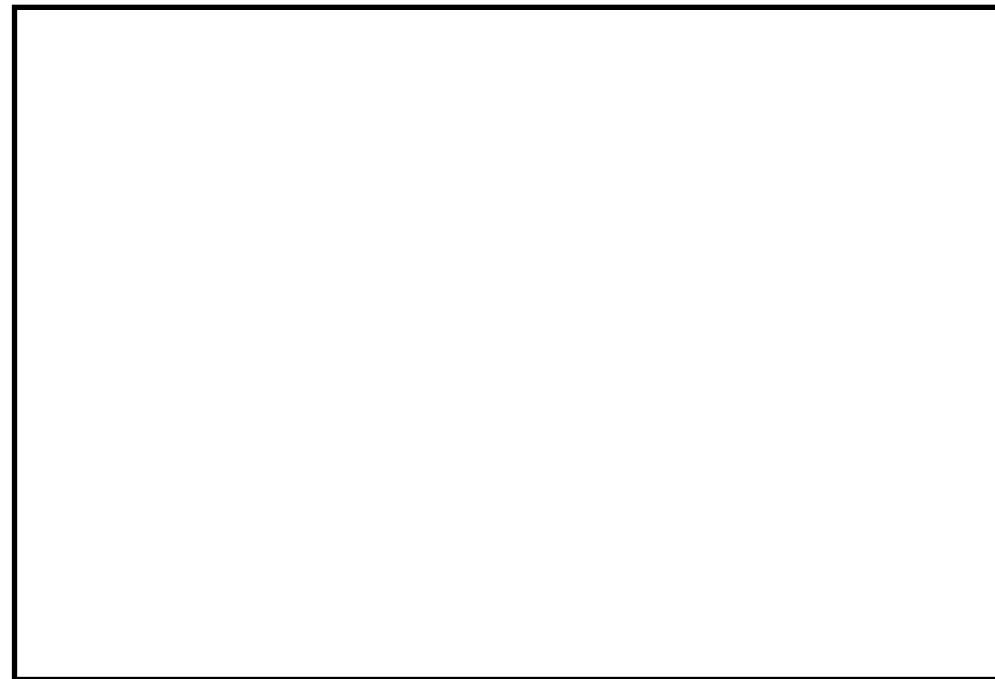


図 3.3.1-2 試験用エアロゾルの粒径分布

(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)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)

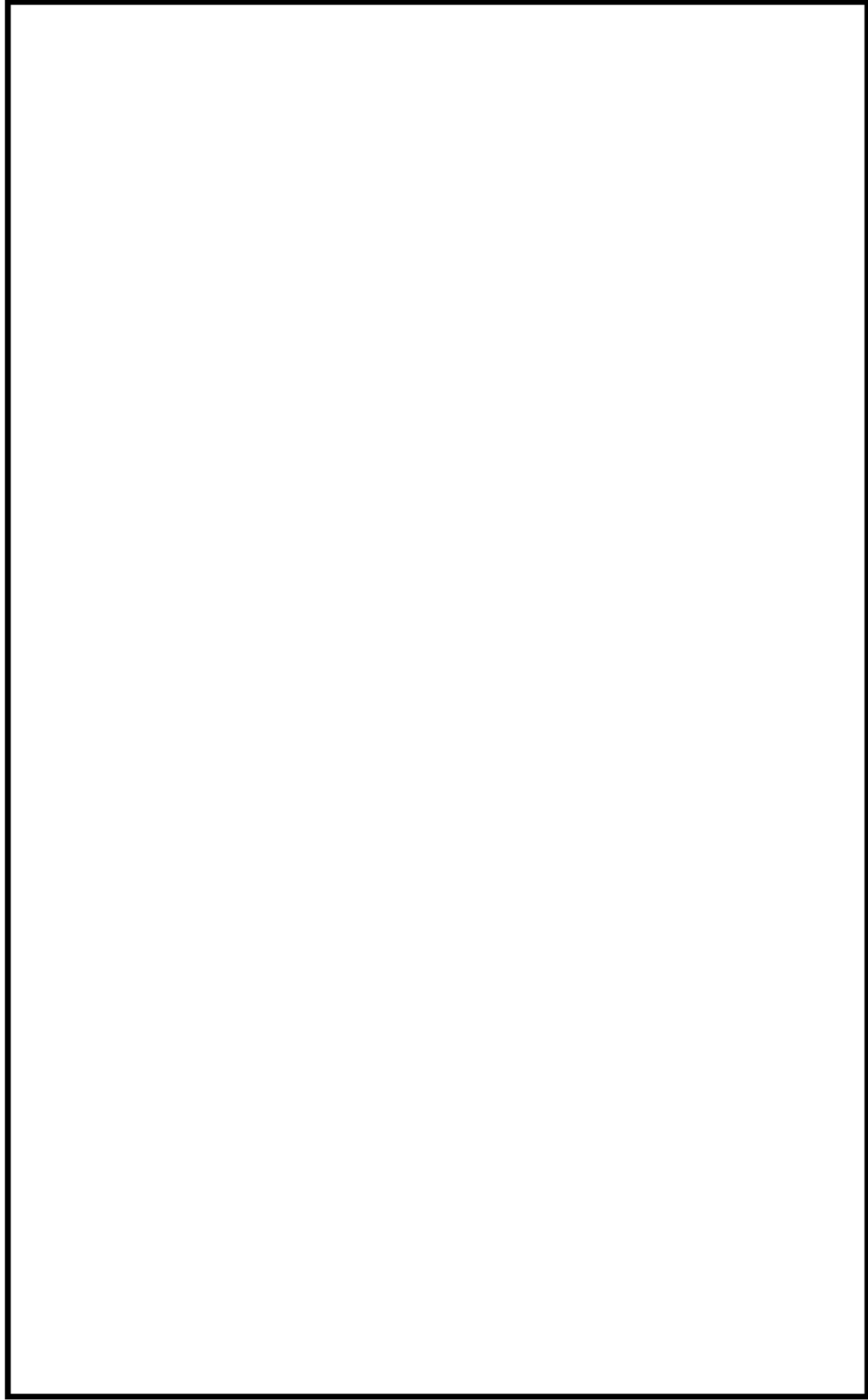
Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験施設を改造した施設 (以下、「JAVA PLUS」という。) にて有機よう素に対する除去性能試験を行っている。

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

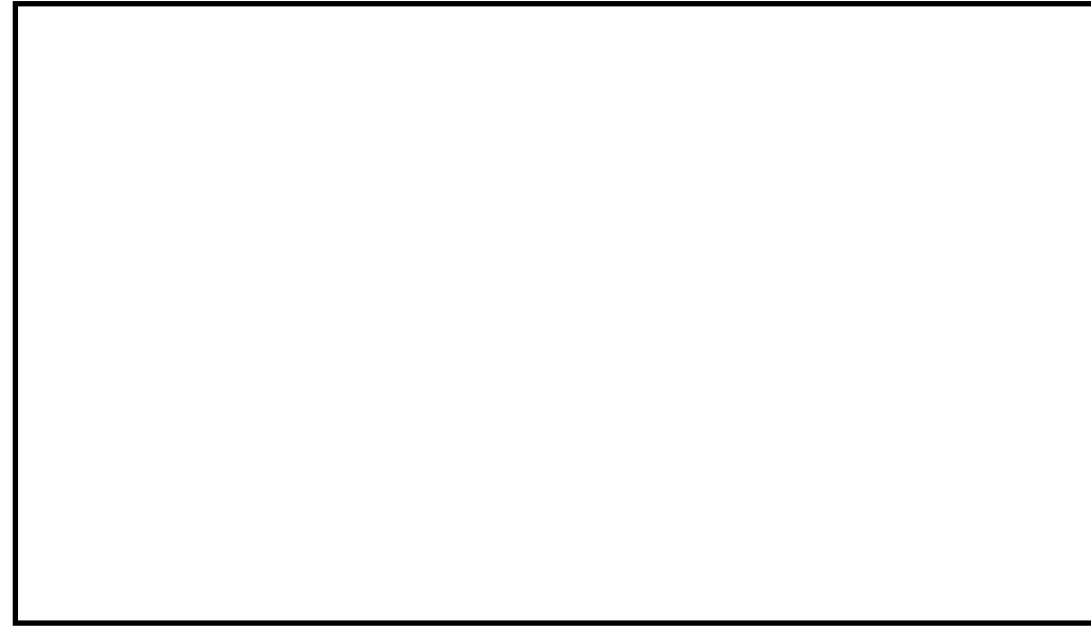
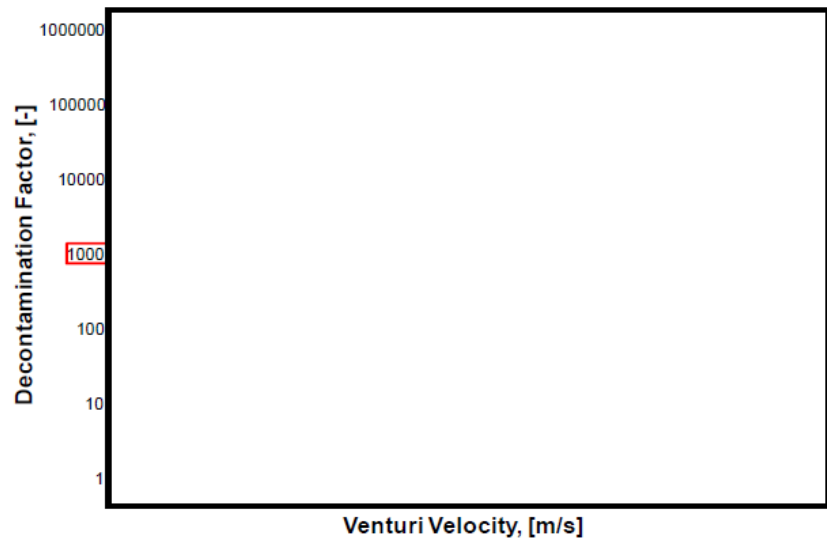
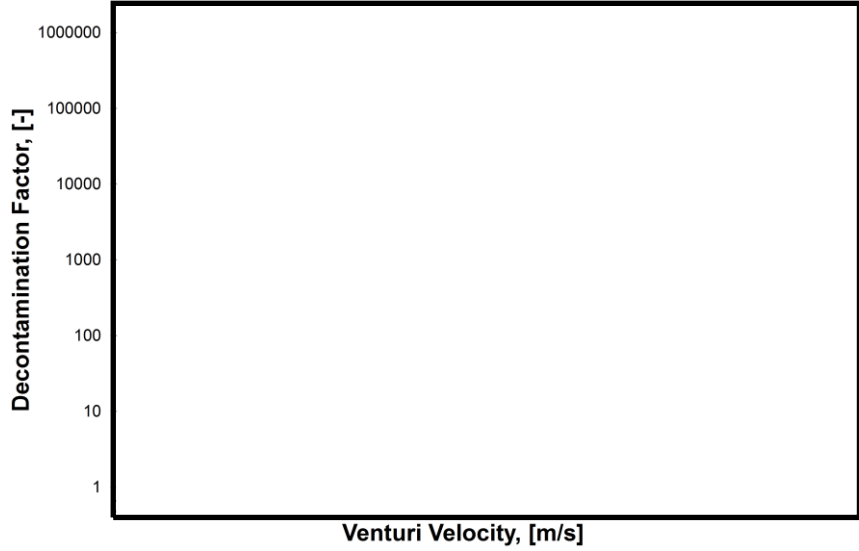
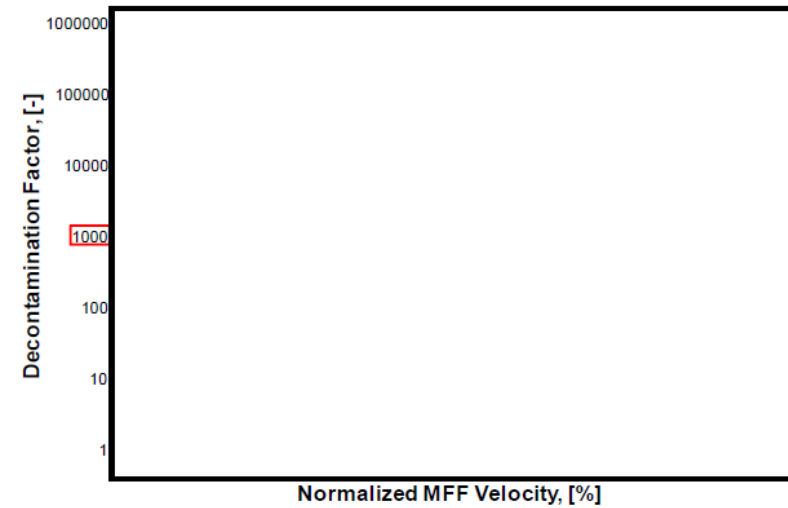


図 3.3.1-3 JAVA PLUS 試験装置概要

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. および b. に示す通り、「流速」と「粒径」が主な影響因子であるため、ガス流速とエアロゾル粒径に対しての性能評価を行っている。さらに、その他のパラメータについてもフィルタ装置のエアロゾルの除去性能への影響を確認するため、ガス温度及び蒸気割合に対しての性能評価を行っている。</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。

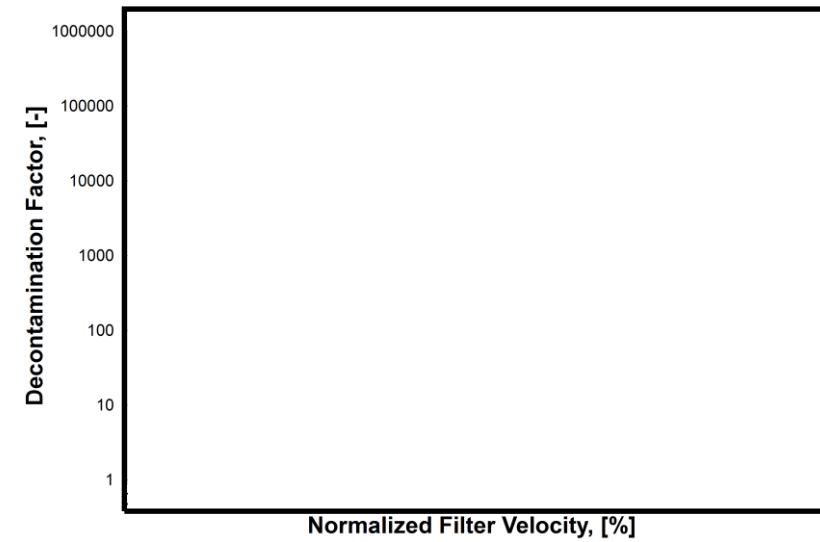
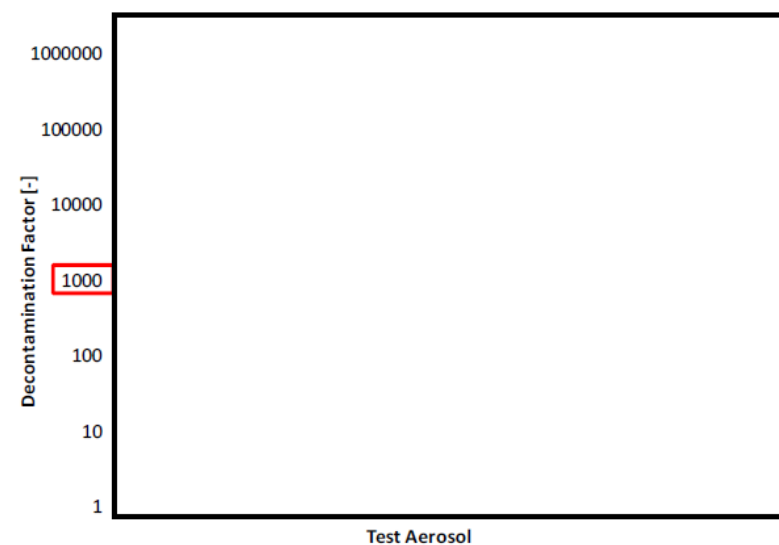


図 3.3.2-2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(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。

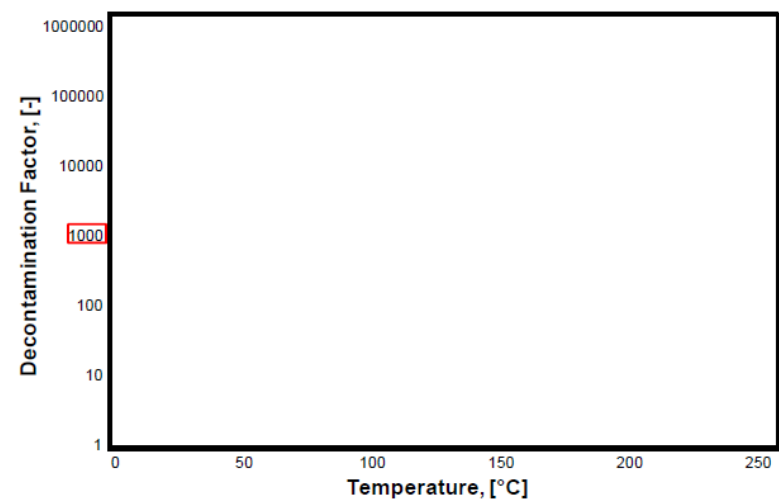


第 3.3.2-3 図 粒径に対する除去係数

(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。



第 3.3.2-4 図 ガス温度に対する除去係数

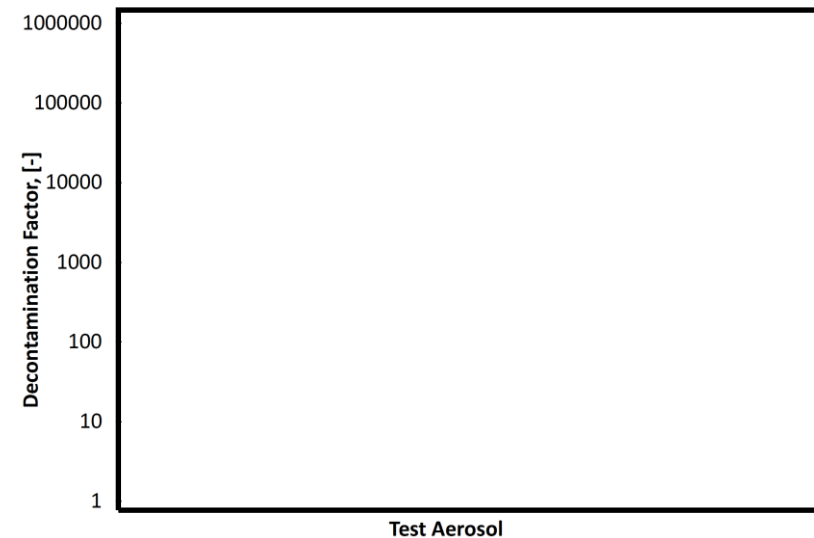


図 3.3.2-3 エアロゾル粒径に対する除去係数

(3) ガス温度

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

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

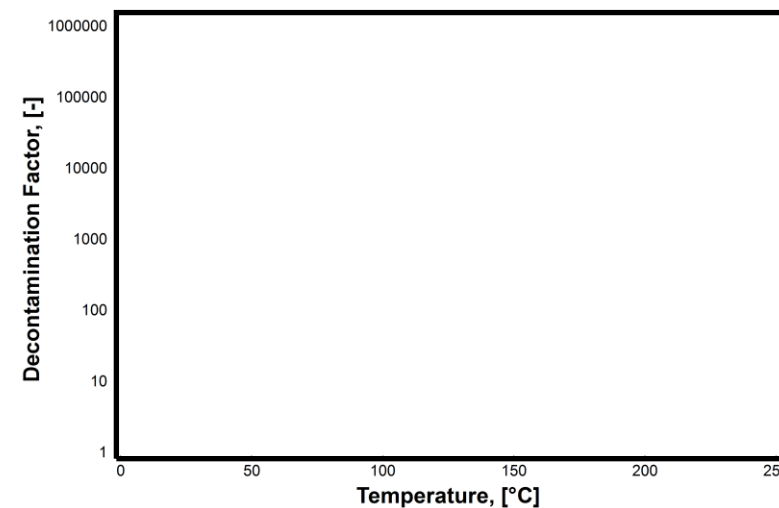
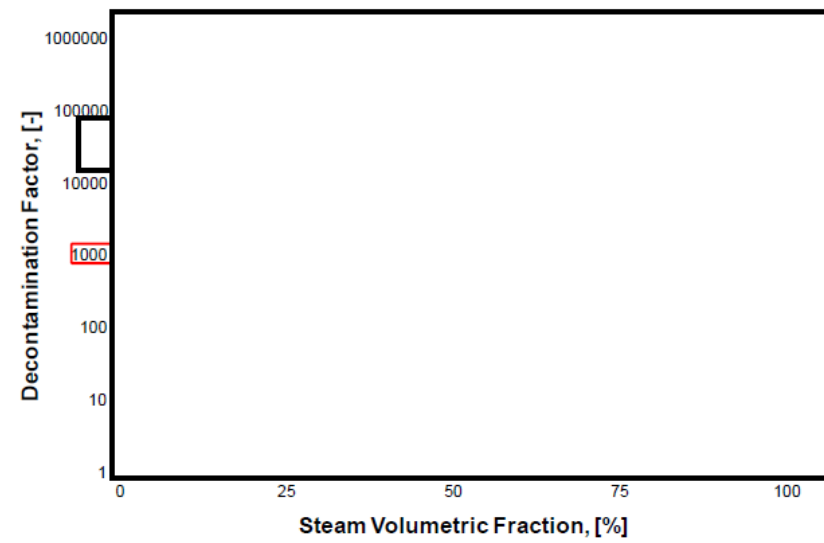


図 3.3.2-4 ガス温度に対する除去係数

(4) ガス蒸気割合

第3.3.2-5図にガス蒸気割合に対して整理した性能検証試験結果を示す。この結果から、ガス蒸気割合の違いによって除去性能に影響が出ているような傾向は見られず、試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上を満足していることがわかる。

ガス蒸気割合の運転範囲(0~100%)で性能検証試験が行われており、フィルタ装置はガス蒸気割合に対して十分な性能を有していると言える。



第3.3.2-5図 蒸気割合に対する除去係数

第3.3.2-1表 エアロゾル [] 除去性能試験結果

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

(4) 蒸気割合

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

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

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

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

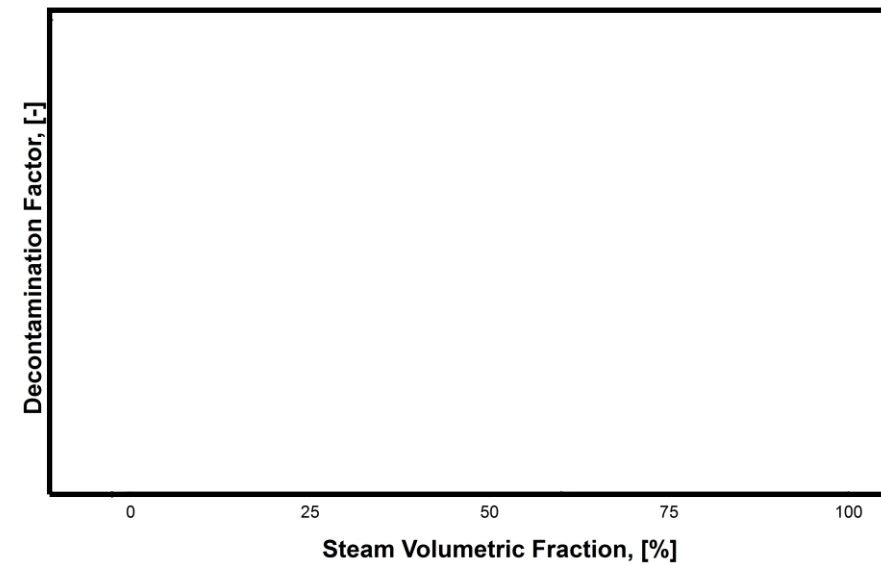


図3.3.2-5 蒸気割合に対する除去係数

表3.3.2-1 エアロゾル [] 除去性能試験結果

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

・記載方針の相違

第 3.3.2-2 表 エアロゾル [] 除去性能試験結果

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

表 3.3.2-2 エアロゾル [] 除去性能試験結果

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

第 3.3.2-3 表 エアロゾル [] 除去性能試験結果

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

表 3.3.2-3 エアロゾル [] 除去性能試験結果 (1/2)

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

表 3.3.2-4 エアロゾル [] 除去性能試験結果 (2 / 2)

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

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果

(1) 無機よう素除去性能試験結果

JAVA 試験における無機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-1 表に示す。無機よう素のベンチュリスクラバ (スクラビング水) への捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与える因子は、「スクラビング水の pH」である。第 3.3.3-1 図に、スクラビング水の pH に対する無機よう素の除去性能試験結果を示す。この結果から、スクラビング水が [] の状態においても設計条件である除去効率 99% (DF100) 以上を満足していることがわかる。

一般的に無機よう素は、有機よう素と比べ活性が高く、反応しやすいため、よう素除去部でも捕集されやすい。したがって、ベンチュリスクラバによるよう素除去部を組み合わせることで、さらに除去性能が高くなるものと考えられる。

3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能検証試験結果及び評価

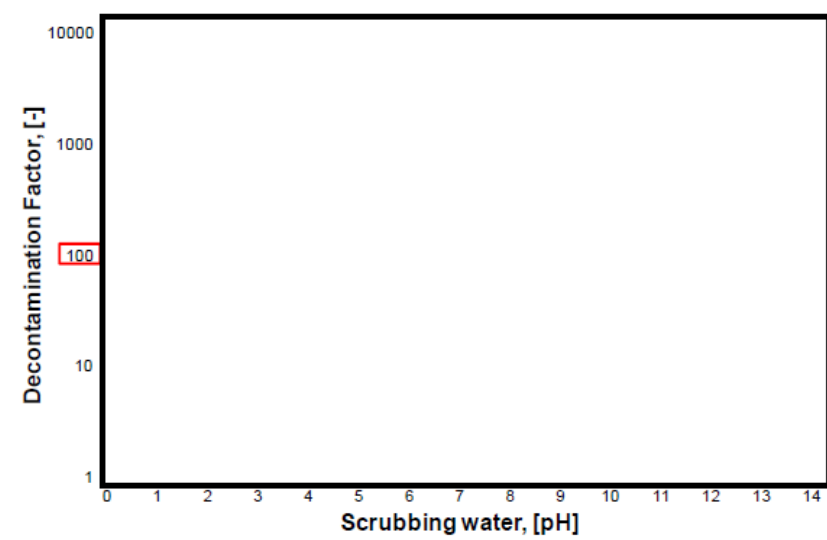
(1) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去

JAVA 試験における無機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-1 に示す。ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は化学反応によるものであり、その反応に影響を与えるパラメータであるスクラビング水の pH に対する無機よう素の除去係数を図 3.3.3-1 に示す。試験を実施した全域にわたって DF100 以上を満足していることがわかる。

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

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

・記載方針の相違



第 3.3.3-1 図 pHに対する無機よう素除去係数

第 3.3.3-1 表 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

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

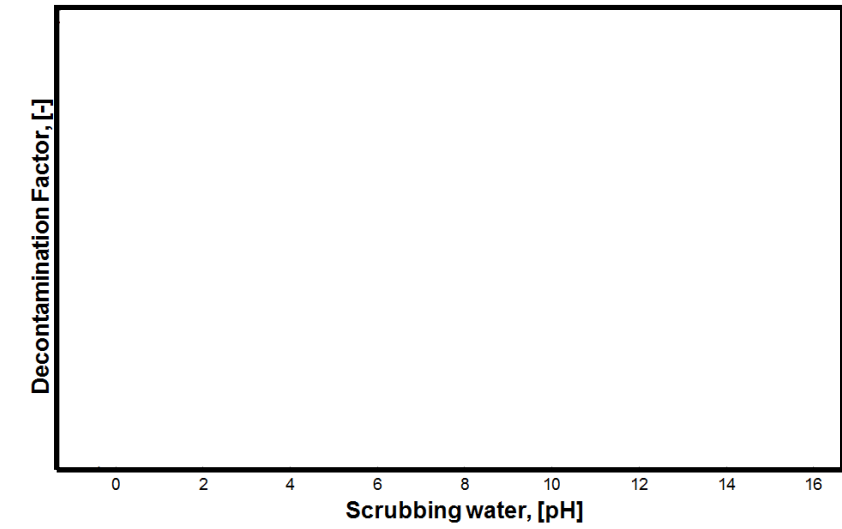


図 3.3.3-1 pHに対する無機よう素の除去係数

表 3.3.3-1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果

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

(2) 有機よう素除去性能試験結果

JAVA PLUS 試験における有機よう素の除去性能試験結果を第 3.3.3-2 表に示す。JAVA PLUS 試験で得られた除去係数を、過熱度で整理したものを第 3.3.3-2 図に示す



第 3.3.3-2 図 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、ベッド厚さが異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために以下に示す関係を用いる。



(2) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の除去

a. 有機よう素の除去

JAVA PLUS 試験における有機よう素除去性能の試験結果を表 3.3.3-2 に示す。試験で得られた除去係数を過熱度で整理したものを図 3.3.3-2 に示す。

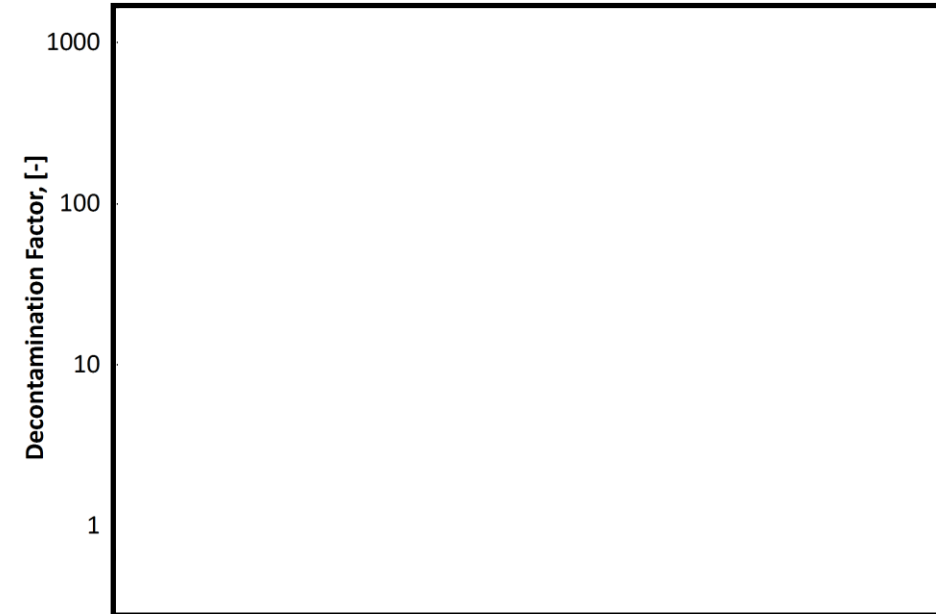
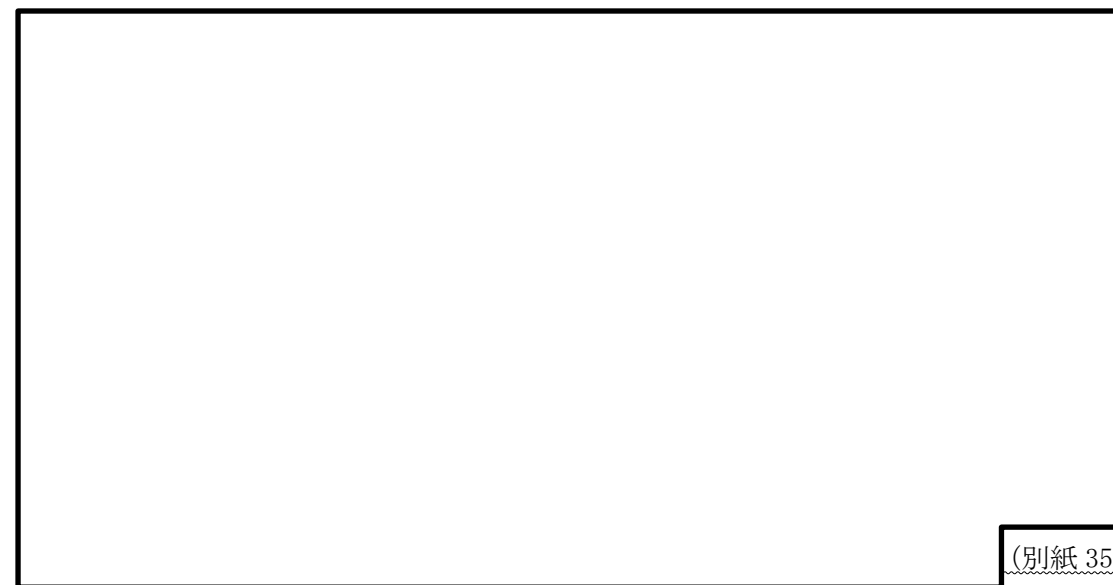


図 3.3.3-2 JAVA PLUS 試験結果

ここで、JAVA PLUS 試験装置と実機においては、吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。その補正をするために、以下に示す関係を用いる。



(別紙 35)



第 3. 3. 3-3 図 JAVA PLUS 試験結果 (補正後)

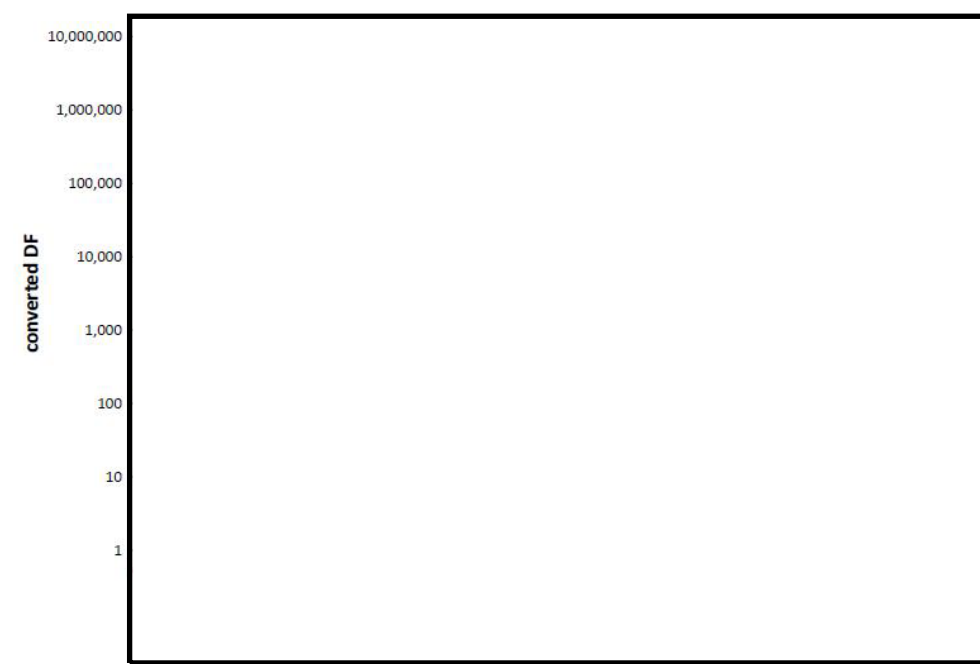


図 3. 3. 3-3 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

第3.3.3-2表 有機よう素除去性能試験結果

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

表3.3.3-2 有機よう素除去性能試験結果

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="151 218 1190 407" style="border: 1px solid black; height: 90px; width: 100%;"></div> <p>(b) 影響評価 <u>金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、金属フィルタの温度は、エアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対し十分低く抑えることができる。（別紙9）</u></p> <p>(2) ガス状放射性よう素の再揮発 a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発 (a) 想定する状態 <u>フィルタ装置を継続使用すると、スクラビング水の温度は上昇する。スクラビング水の温度上昇に伴い、スクラビング水中に捕集した無機よう素が気相中に再揮発することが考えられる。</u></p> <p>(b) 影響評価 <u>気液界面（フィルタ装置水面）における無機よう素の平衡については温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。（別紙10）</u> <u>JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。</u></p> <p>b. <u>よう素除去部における放射性よう素の再揮発</u> (a) 想定する状態 <u>化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに、ベントガスに含まれる水素が通気されると、捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。</u></p>	<p>これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。</p> <p>(b) 影響評価 <u>金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガス、原子炉格納容器を不活性化するための窒素ガス等によって冷却される。また、ベント停止後において、格納容器フィルタベント系を不活性化するための窒素ガス等により冷却されるが、窒素ガスを停止しても周囲への放熱によって冷却されることから、金属フィルタの温度はエアロゾルの再浮遊が起こるような温度（参考：CsOHの融点：272.3℃）に対して十分に低く抑えることができる。（別紙36）</u></p> <p>(2) ガス状放射性よう素の再揮発 a. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の再揮発 (a) 想定する状態 <u>気液界面における無機よう素の平衡については温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増えることが知られている。高温のベントガスによりスクラビング水の温度が上昇した場合、スクラビング水中に捕集された無機よう素が気相中へ再揮発することが考えられる。</u> <u>さらに、酸性物質を含むベントガスが流入し、スクラビング水のpHが低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられる。</u></p> <p>(b) 影響評価 <u>アルカリ性環境下では、スクラビング水中に存在する無機よう素が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。（別紙37）</u> <u>JAVA試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。</u> <u>また、スクラビング水には が添加されており、重大事故時においてもスクラビング水はアルカリ性に維持される。</u></p> <p>b. <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発</u> (a) 想定する状態 <u>ゼオライトからのよう素の脱離反応は、400℃以上の高温状態において、数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。炉心損傷後のベント時には、水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状</u></p>	<p>・評価方針の相違 島根2号炉は、スクラビング水から発生する蒸気を冷却源として期待していない</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

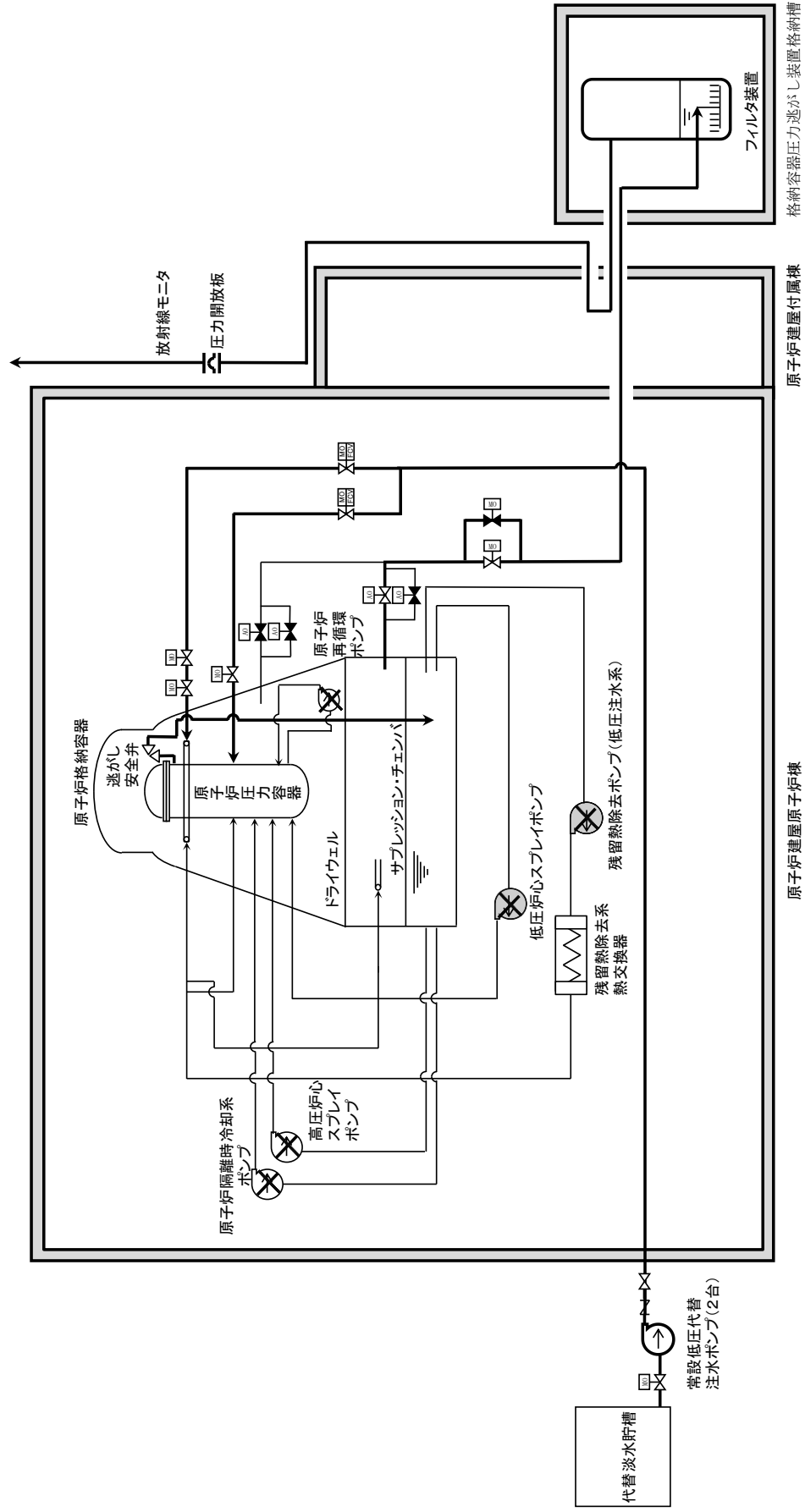
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 影響評価</p> <p>水素によるよう素の再浮遊は400℃以上の高温状態で数時間程度、水素を通気した場合に起こることが知られている。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり、銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても、ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。</p> <p>また、よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は、ベント中はベントガスにより冷却され、ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから、よう素除去部の温度上昇は、放射性よう素の再揮発が起こるような温度(400℃)に対して、十分低く抑えることができる。(別紙11)</p> <p>(3) フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コアコンクリート反応により発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル及び保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵が、フィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞することが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価</p> <p>ベンチュリノズルの狭隘部を通過するガス流速は、高速となる。ベンチュリノズルの狭隘部寸法に対して、エアロゾルの粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。</p> <div data-bbox="213 1276 1282 1411" style="border: 1px solid black; height: 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ではなく、よう素の除去性能への悪影響はない。(別紙14)</u></p>	<p>(5) <u>銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</u></p> <p>a. 想定する状態 <u>銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価 <u>銀ゼオライトフィルタに移行するガス状放射性よう素量は、銀ゼオライトフィルタの吸着容量に対して十分小さいことから、吸着飽和に達することはない。(別紙38)</u></p>	<p>・設備の相違 島根2号炉のベンチュリスクラバ及び金属フィルタとよう素フィルタは、別の容器で構成しているため、スクラビング水のスウェリングによる影響はない</p>

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>解析上の時間</p> <p>(0秒)</p> <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>自動減圧機能付き逃がし安全弁6個による 原子炉減圧開始</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>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>(約30時間後)</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

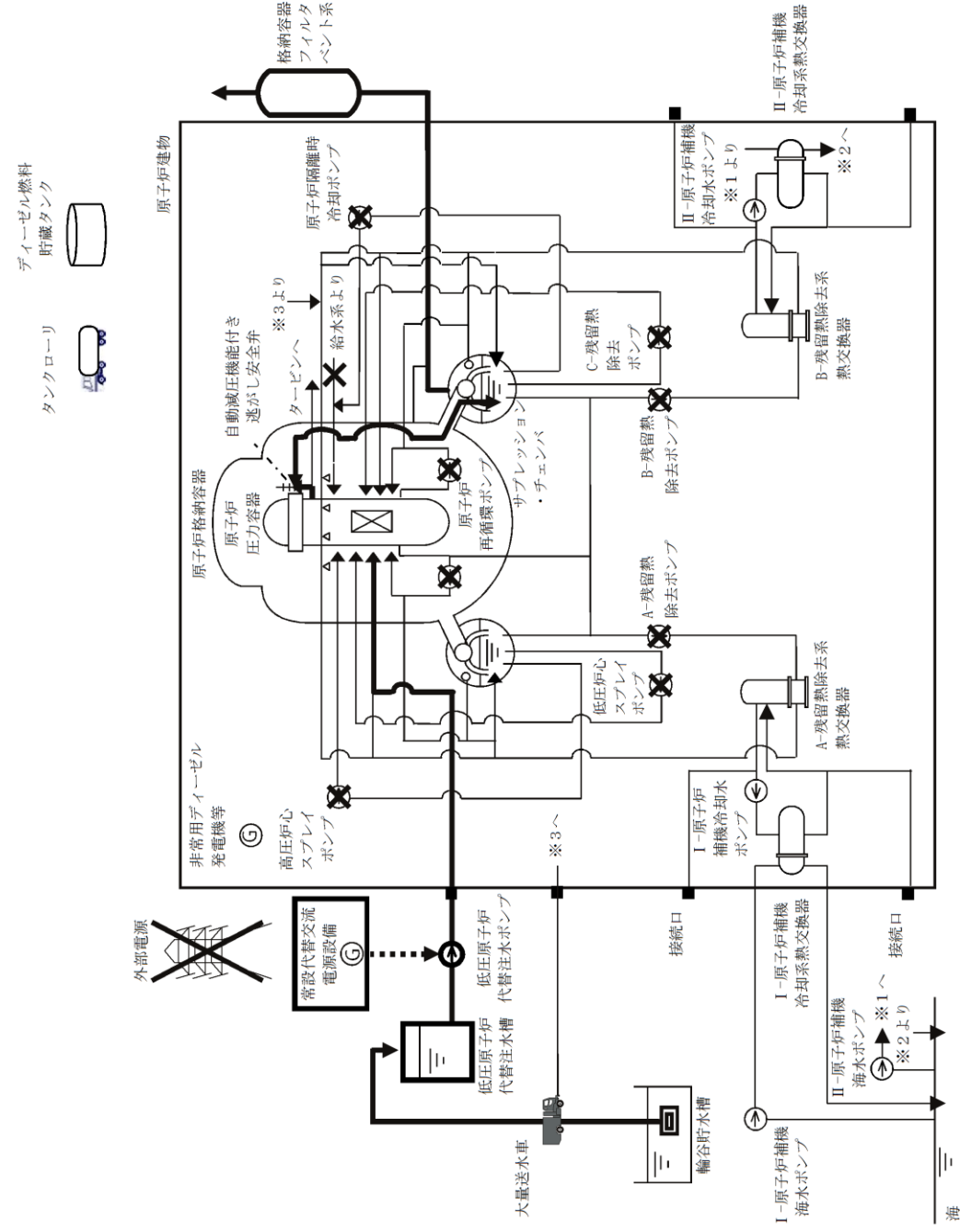
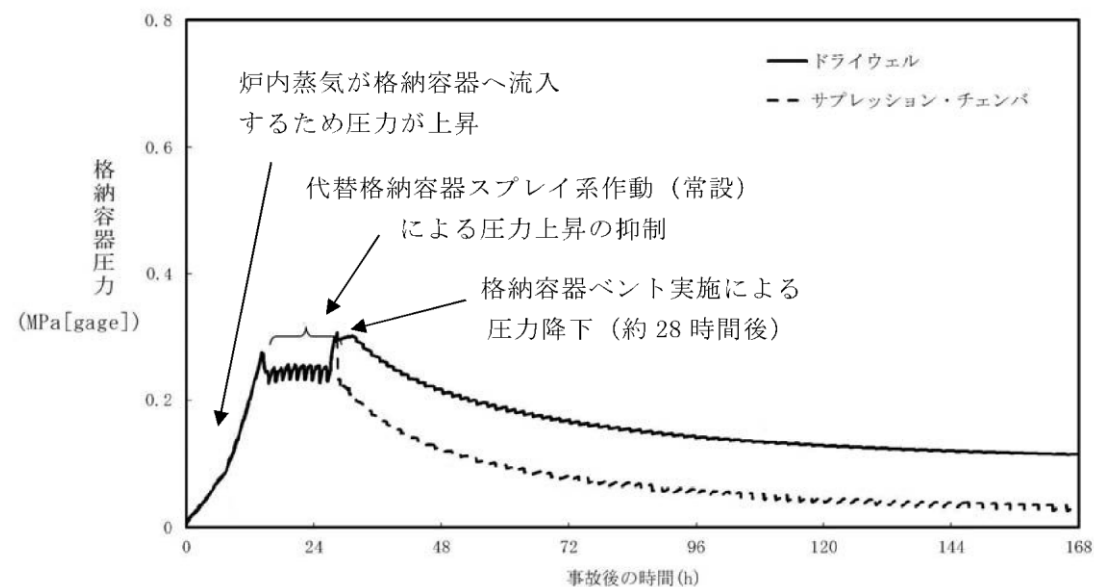


図 4.1.1-2 高圧・低圧注水機能喪失時の系統概要図

・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

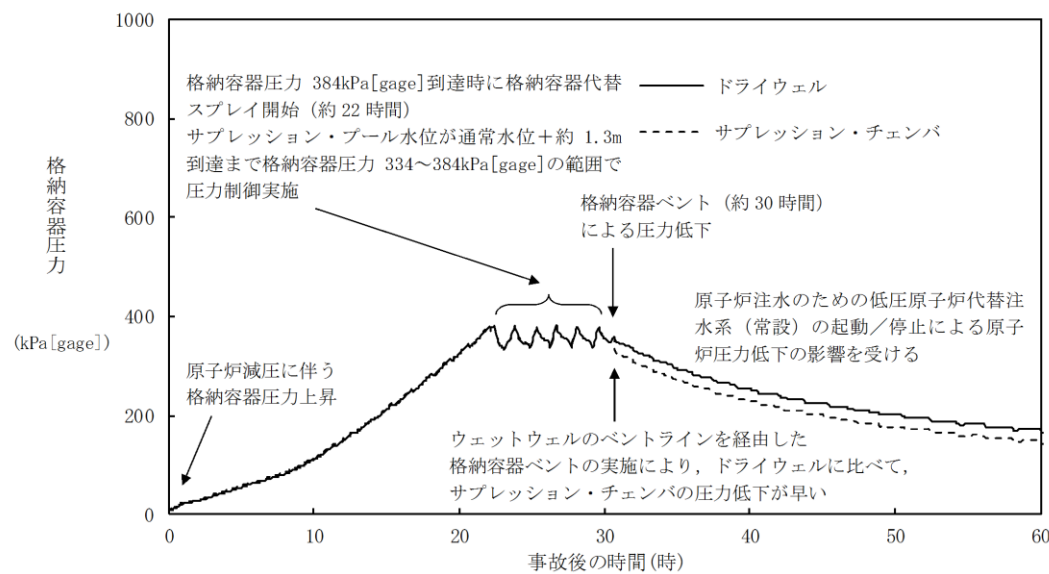
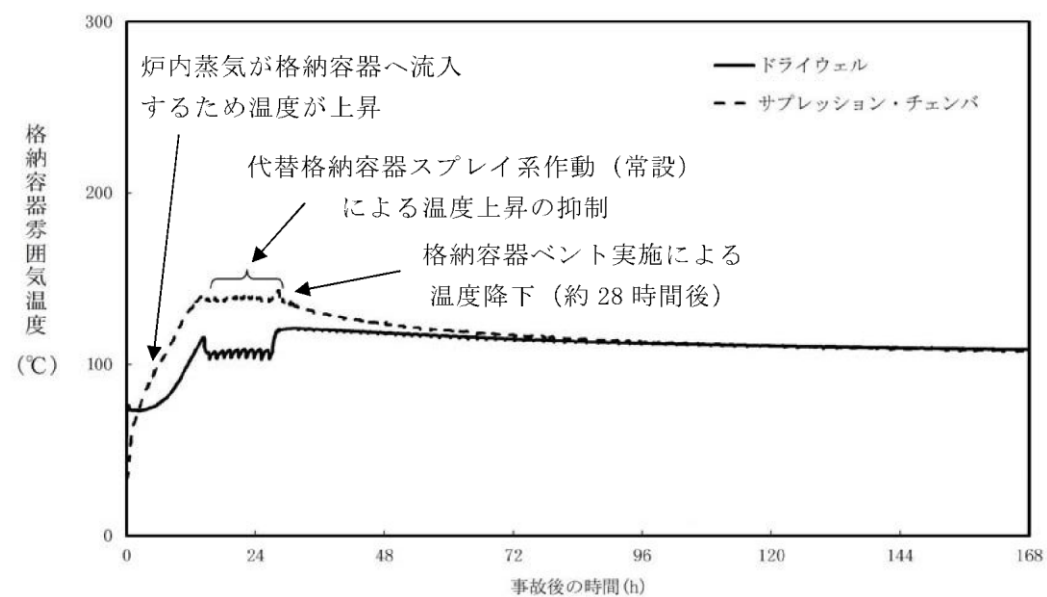


図 4.1.1-3 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器圧力の推移



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

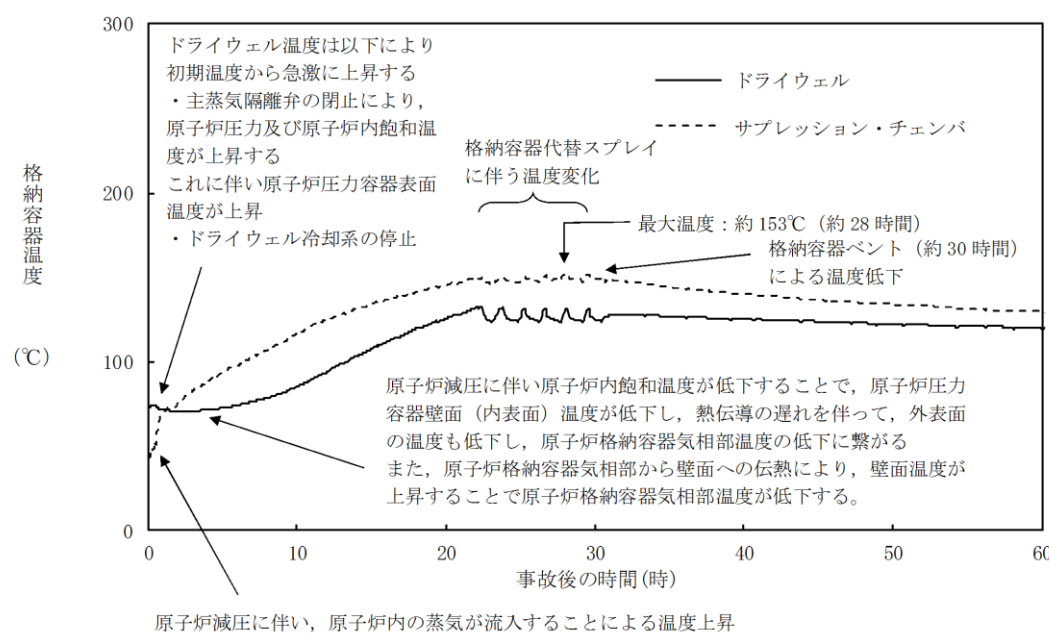


図 4.1.1-4 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

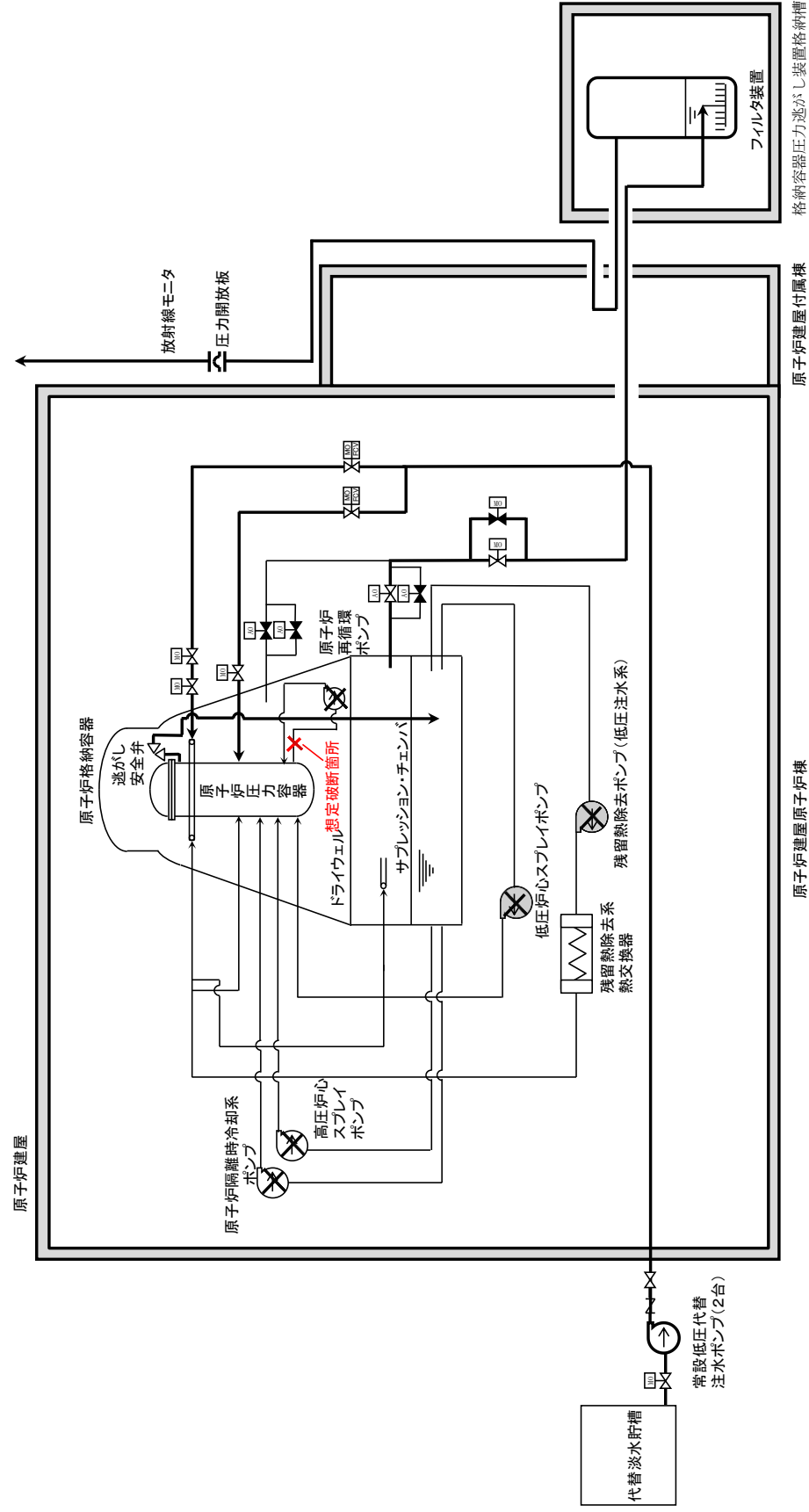
・評価条件等による解析結果の相違

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

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

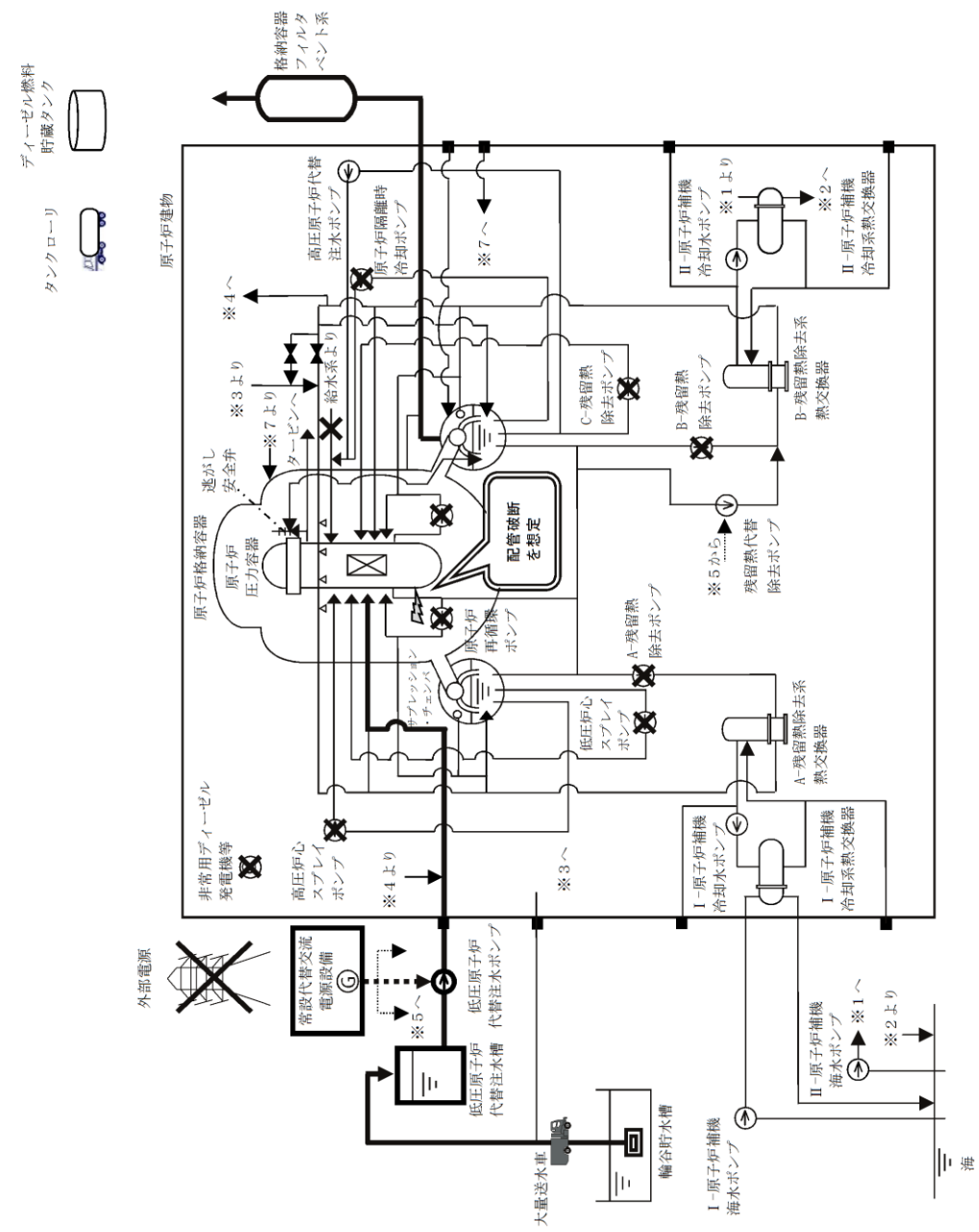
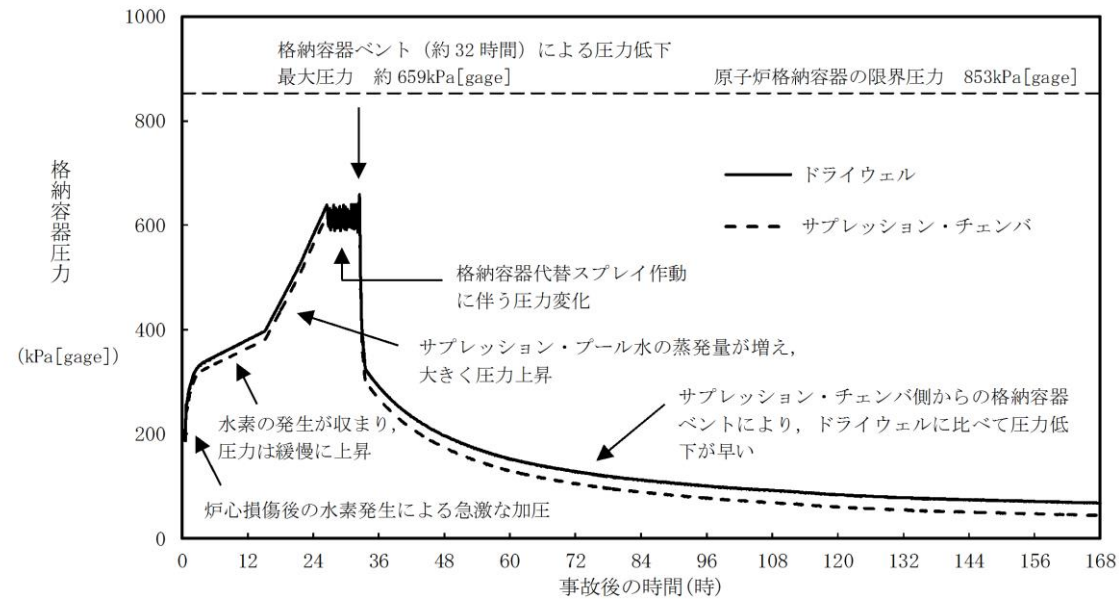
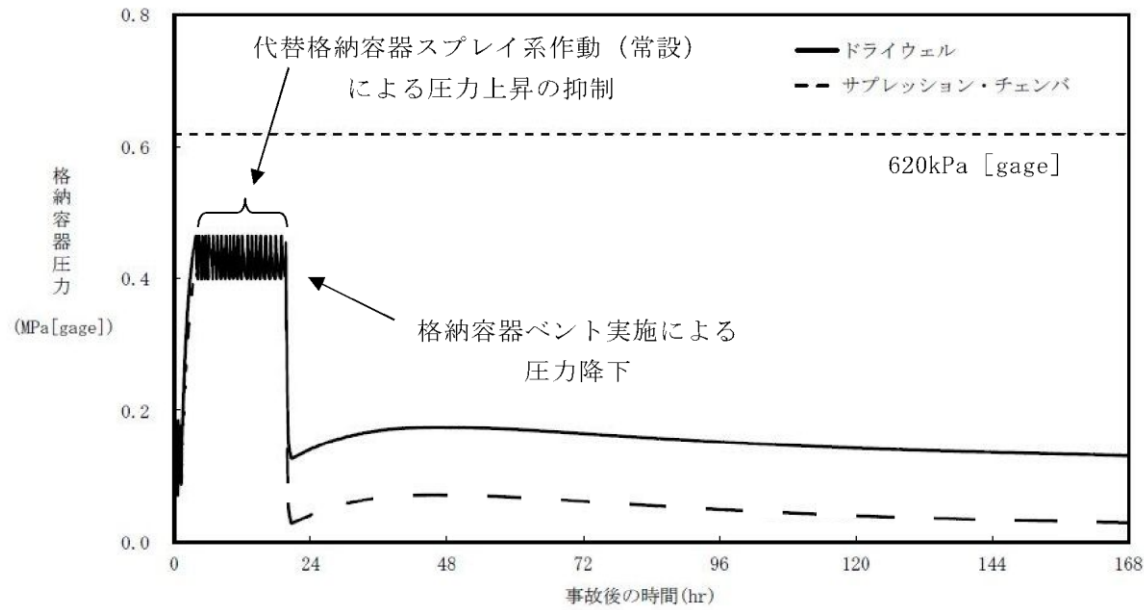


図 4.1.2-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)」
における系統概要図

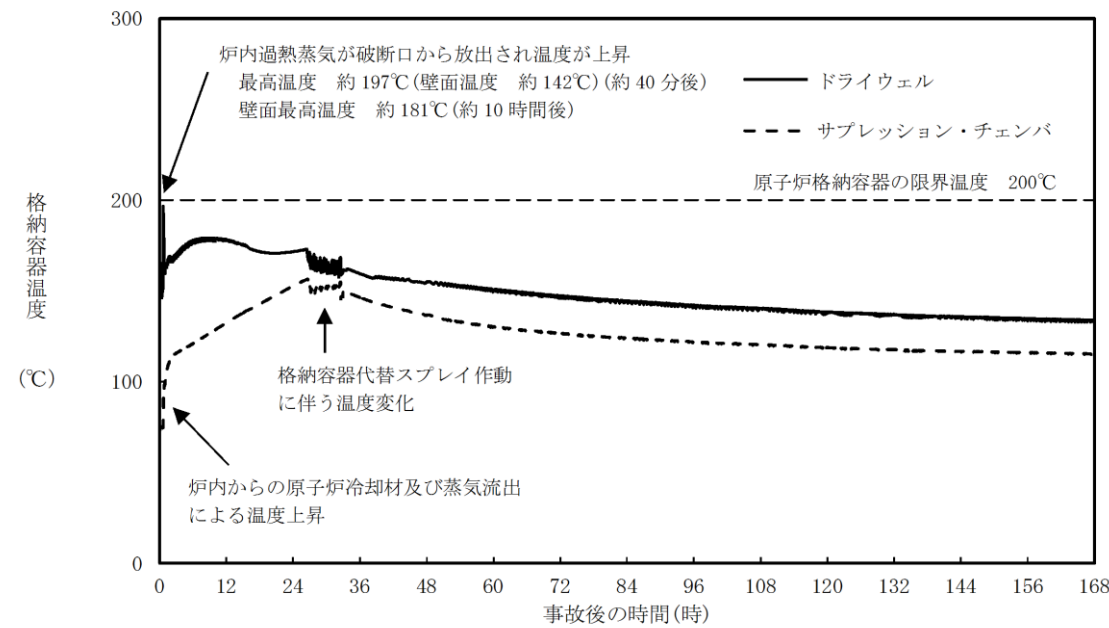
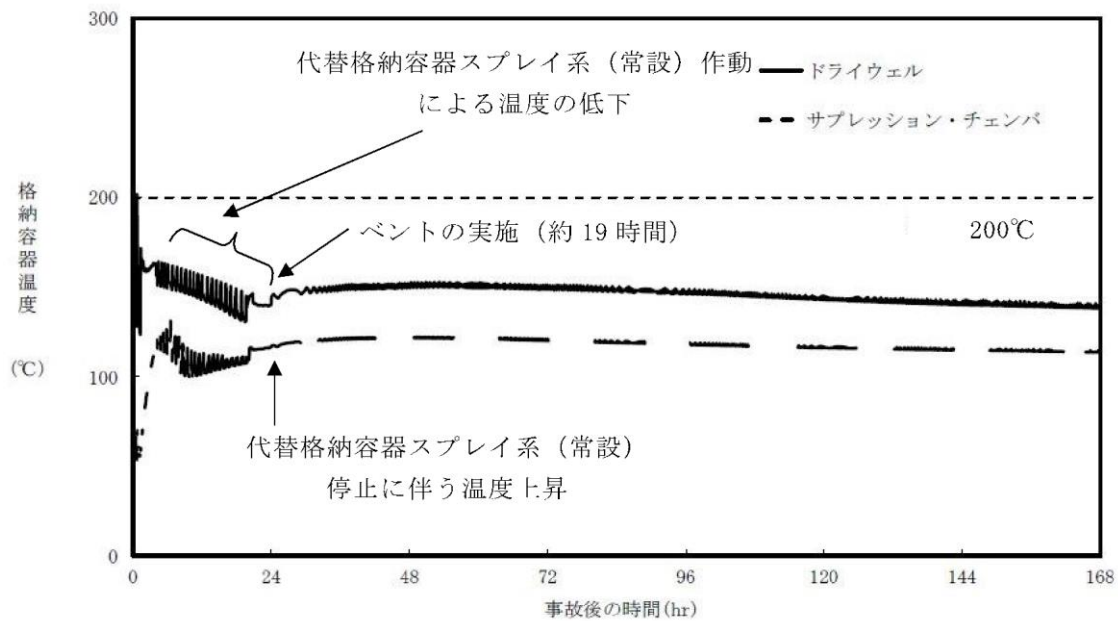
・解析条件の相違による使用設備の相違



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



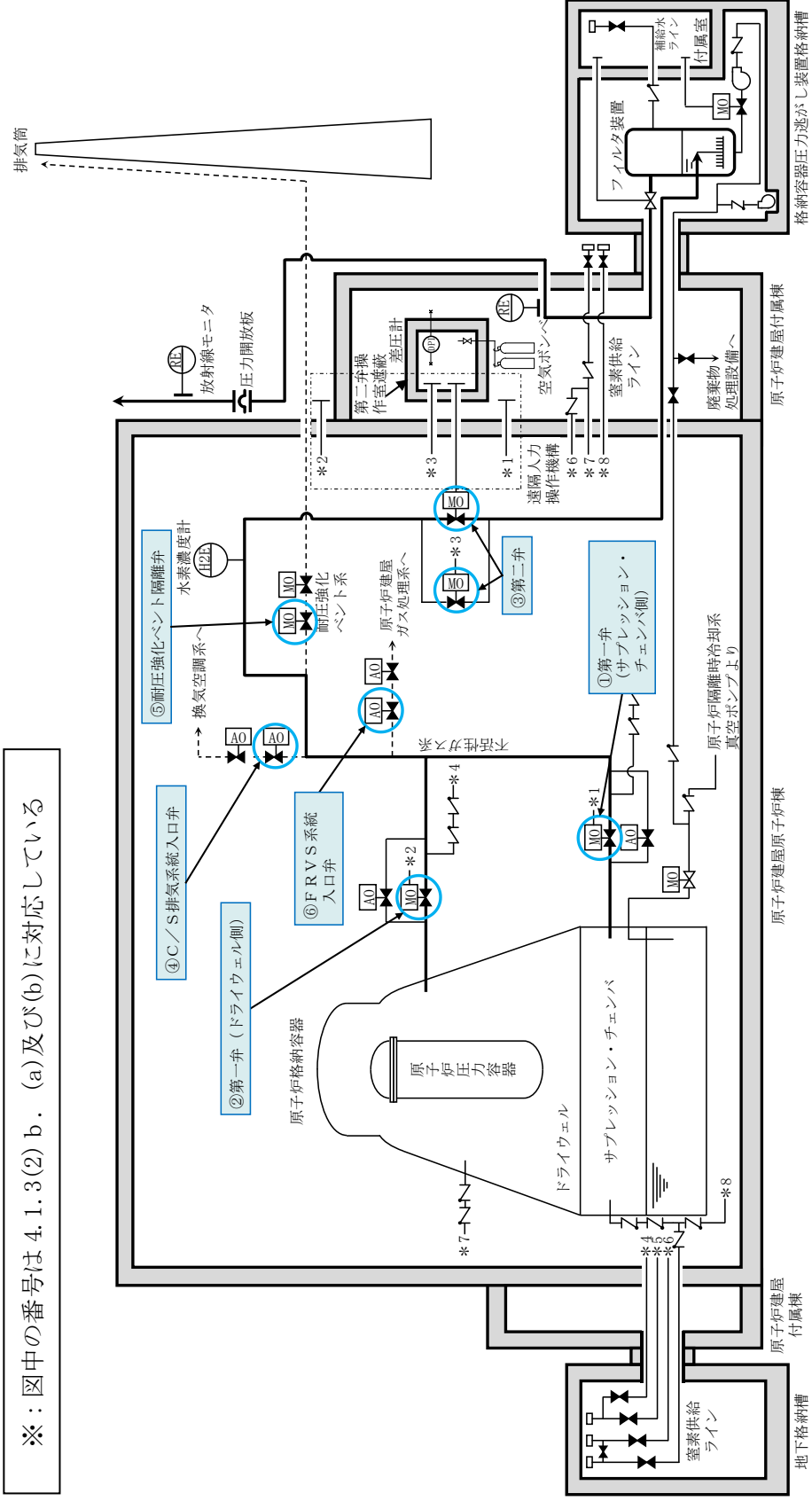
第 4.1.2-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

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、下流側（フィルタベント装置側）から実施する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>現場の雰囲気線量を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、格納容器内の蒸気（放射性物質を含む）が原子炉建物内の系統配管内に滞留することにより、現場の雰囲気線量が上昇する可能性がある。</u> ・<u>格納容器内への閉じ込め機能維持を考慮した操作手順</u> <u>機能を発揮している格納容器バウンダリを変更しないため、下流側（フィルタ装置側）から開操作を実施する。</u> ・<u>現場での手動操作時間を考慮した操作手順</u> <u>上流側（格納容器側）から開操作を実施した場合、操作する弁の片側に蒸気圧がかかり、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する際、操作に時間を要する可能性がある。</u> <p><u>なお、ベント停止時に第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 島根2号炉は、外部注水制限到達によりベントを実施するため、サブプレッション・チェンバ側ベントとドライウエル側ベントでタイミングが変わらない</p> <p>・設備及び運用の相違 島根2号炉は、第1弁、第2弁の操作時間は同様。また、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作する</p> <p>・運用の相違 ベント停止に係る考え方の相違</p>

※：図中の番号は4.1.3(2) b. (a)及び(b)に対応している



第4.1.3-1図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

※：図中の番号は4.1.3(2) b. (a)及び(b)に対応している

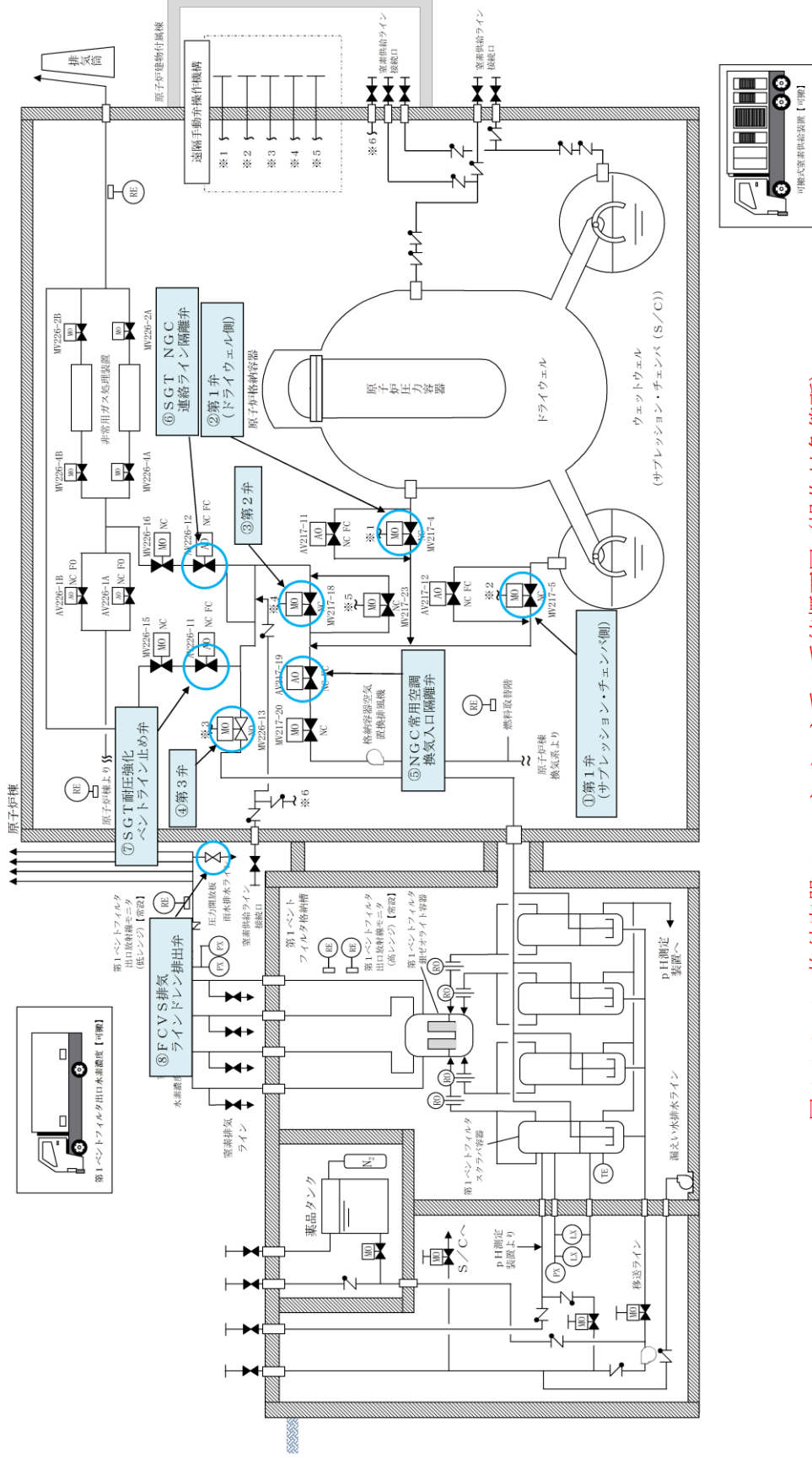


図4.1.3-1 格納容器フィルタバント系の系統概要図 (操作対象箇所)

- 設備の相違
設計方針の相違による系統構成の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>におけるベントタイミング</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント操作は、第 4.1.3-1 表に示す基準に到達した場合に、<u>発電長</u>の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。</p> <p style="text-align: center;"><u>第 4.1.3-1 表 ベント実施判断基準</u></p> <table border="1" data-bbox="166 562 1261 871"> <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 <u>620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて <u>4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施すること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;"><u>表 4.1.3-1 ベント実施判断基準</u></p> <table border="1" data-bbox="1308 562 2410 871"> <thead> <tr> <th>炉心状態</th> <th>目的</th> <th>実施判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷なし</td> <td rowspan="2">過圧破損防止</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心損傷を判断した場合</td> <td>サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼防止</td> <td>格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、<u>格納容器圧力が 384kPa [gage] から 334kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイ (間欠) を実施する。</u>外部水源によるスプレイであるため、サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止し、ベントの実施を判断する。これは、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・プール通常水位+約 1.3m に到達すれば格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。</u>これにより確実に <u>853kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施できる。</u>炉心損傷の有無により、格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は、炉心損傷した場合、格納容器内に放射性物質が放出されるため、炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより、ベント時の外部影響を軽減させるためである。</p> <p>また、炉心損傷を判断した場合は、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより、格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため、格納容器内酸素濃度がドライ条件にて <u>4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% に到達した時点でベント操作を実施すること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・プール通常水位+約 1.3m 到達	炉心損傷を判断した場合	サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達	<p>• 体制の相違</p> <p>島根 2 号炉は、島根 1 号炉と中央制御室を共用しているため、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。</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・プール通常水位+約 1.3m 到達																						
炉心損傷を判断した場合		サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達																						
		水素燃焼防止	格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.4vol% 及びウェット条件にて 1.5vol% 到達																					

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p 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="163 877 1264 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 <u>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="1311 877 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</u>原子炉棟水素濃度が上昇した場合、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4vol%を考慮し、<u>原子炉建屋</u>水素濃度 <u>2vol%到達</u>によりベントを実施する。</p> <p>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>620kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、<u>可搬型モニタリング・ポスト</u>指示値及び<u>原子炉建屋</u>内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</p>	<p>重大事故時における格納容器スプレイ手段として、常設設備を用いた残留熱除去系、<u>格納容器代替スプレイ系(常設)</u>及び<u>残留熱代替除去系並びに可搬型設備を用いた格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>がある。想定し難い状況ではあるが、これら格納容器スプレイ手段が喪失した場合、想定する希ガスの減衰時間が短くなるが、格納容器の圧力を抑制する観点から、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。</p> <p>また、格納容器から漏えいした水素により、原子炉棟水素濃度が上昇した場合、原子炉棟内で水素爆発が発生することによって格納容器が破損するおそれがある。このような場合、格納容器圧力を低下させることで格納容器から漏えいする水素量を低減し、原子炉棟内の水素爆発による格納容器破損を緩和するため、水素の可燃限界濃度 4 vol%を考慮し、<u>原子炉建物</u>水素濃度 <u>2.5vol%到達</u>によりベントを実施する。</p> <p><u>格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 853kPa [gage] に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至ることが考えられる。この場合、ベントを実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減するためのベントを実施する。</u></p> <p>さらに、格納容器が限界圧力を下回る <u>853kPa [gage]</u> 及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、<u>可搬式モニタリング・ポスト</u>指示値及び<u>原子炉建物</u>内の放射線モニタ指示値が急激に上昇することが考えられる。この場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減させることが可能と考えられることから、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。</p>	<p>・運用の相違 原子炉建物水素濃度によるベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p>

※1 格納容器雰囲気放射線モニタ線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。
 ※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、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する。
 ※3 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。(別紙26)

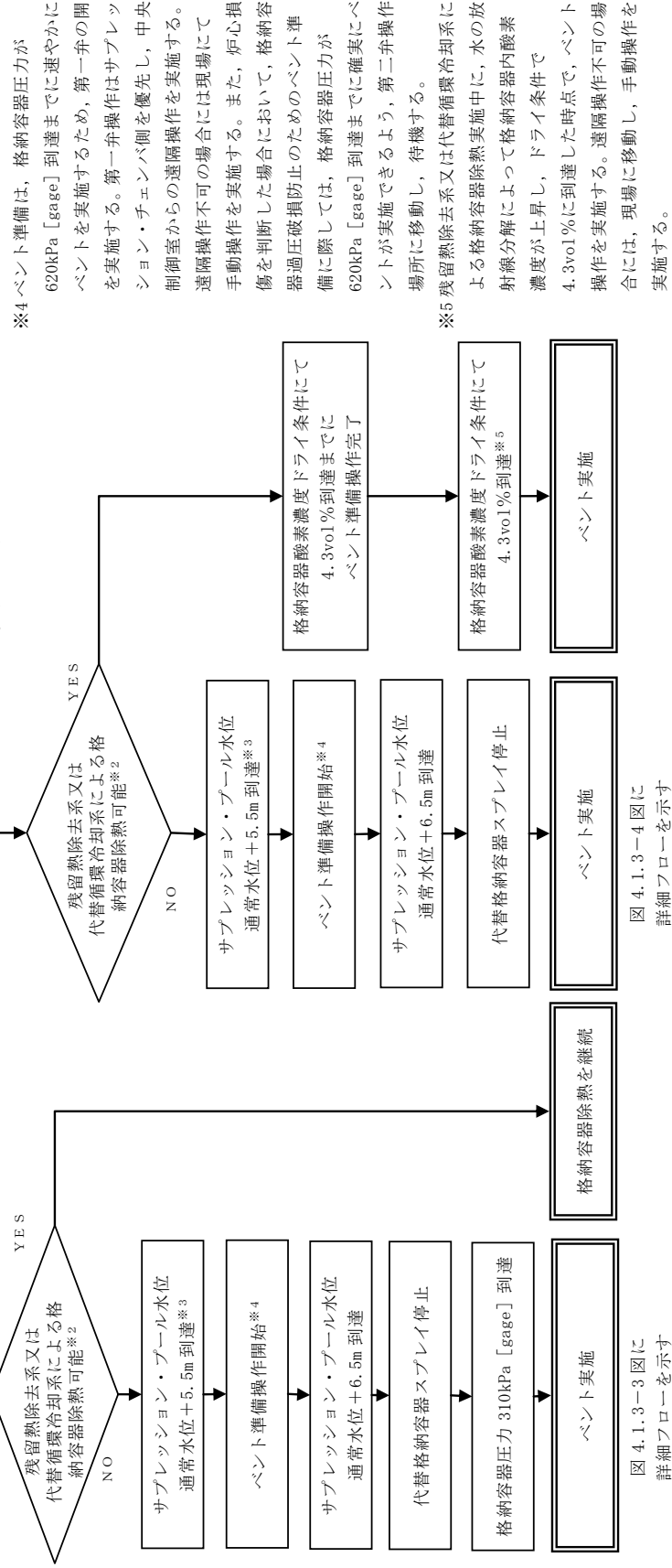


図 4.1.3-3 図に
詳細フローを示す

図 4.1.3-4 図に
詳細フローを示す

第 4.1.3-2 図 ベント実施の判断フロー

※4 ベント準備は、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の閉鎖を優先し、第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。また、炉心損傷を判断した場合において、格納容器過圧破損防止のためのベント準備に際しては、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、第二弁操作場所へ移動し、待機する。
 ※5 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で4.3vol%に到達した時点で、ベント操作を実施する。遠隔操作不可の場合には、現場へ移動し、手動操作を実施する。

・運用の相違
ベント実施基準等の相違

※8 格納容器圧力上昇に伴う格納容器からの漏えいを以下の計測により確認する。
 ・原子炉建屋4階（炉心取替機）周囲及び天井付近
 ・原子炉建屋5階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋6階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋7階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋8階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋9階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋10階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋11階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋12階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋13階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋14階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋15階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋16階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋17階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋18階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋19階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋20階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋21階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋22階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋23階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋24階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋25階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋26階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋27階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋28階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋29階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋30階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋31階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋32階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋33階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋34階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋35階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋36階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋37階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋38階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋39階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋40階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋41階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋42階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋43階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋44階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋45階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋46階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋47階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋48階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋49階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）
 ・原子炉建屋50階（使用可能な場合はモニタリング・ポスト）

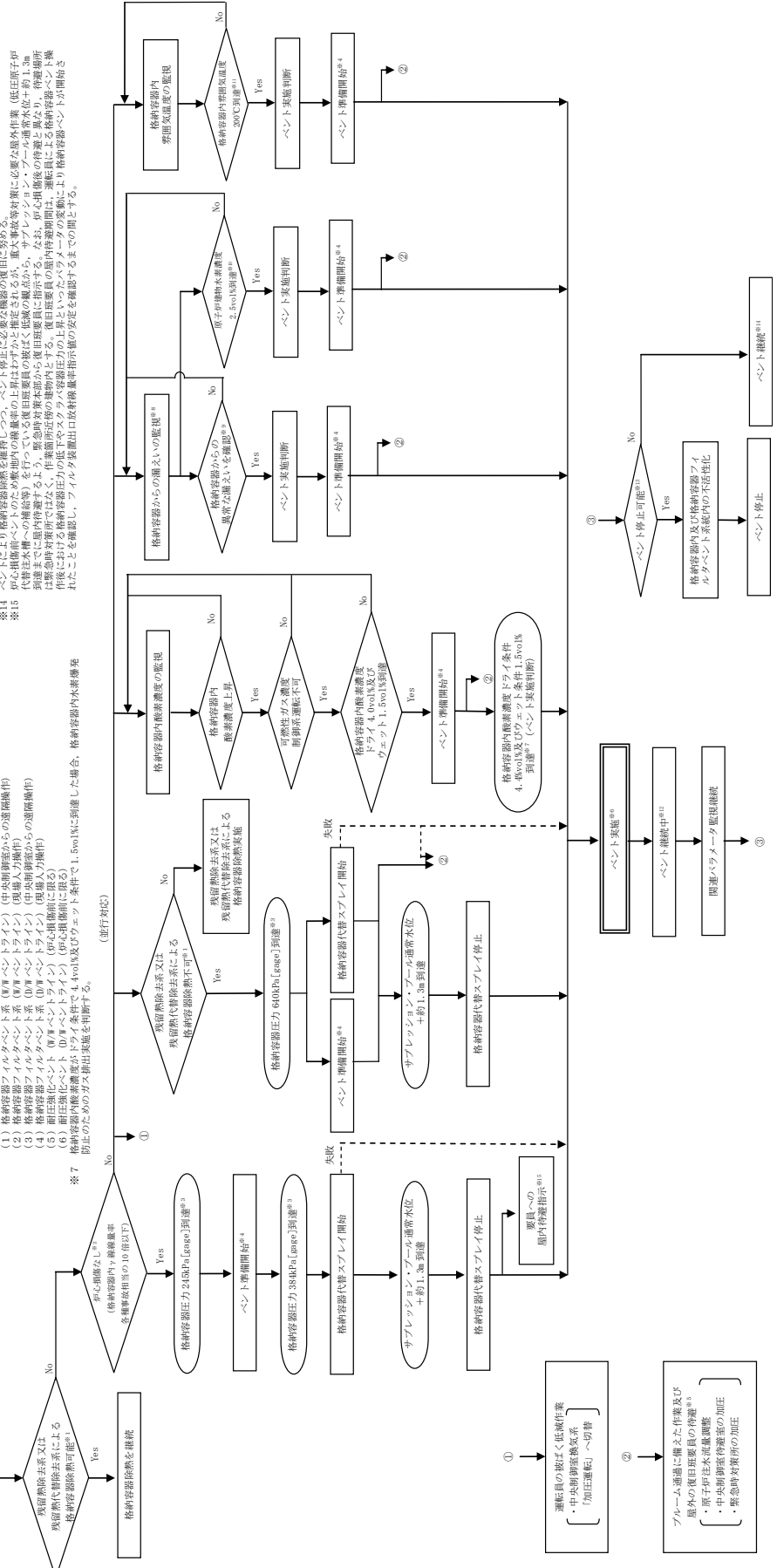


図 4.1.3-2 ベント実施の判断フロー

東海第二発電所 (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 ベント実施基準の相違</p> <p>・設備の相違 格納容器型式の相違</p>
<p>第 4.1.3-3 図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	<p>図 4.1.3-3 炉心損傷していない場合のベント実施フロー</p>	

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
<p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の操作手順の概要</p> <p>a. 系統待機状態の確認</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機状態において、第4.1.3-4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;"><u>第4.1.3-4表 確認パラメータ (系統待機状態)</u></p> <table border="1" data-bbox="181 472 1246 682"> <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 2368 672"> <thead> <tr> <th>確認パラメータ</th> <th>確認内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スクラバ容器水位</td> <td>待機水位である [] の範囲にあること</td> </tr> <tr> <td>スクラバ容器pH</td> <td> [] であること</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>微正圧に維持されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. ベント準備操作</p> <p>ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。</p> <p>なお、弁名称及び弁名称に付記する①~⑦の番号は、図4.1.3-1の番号に対応している。</p> <p>(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認</p> <p>中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。</p> <p>①第1弁 (サプレッション・チェンバ側) ②第1弁 (ドライウエル側) ③第2弁 ④第3弁 (<u>開確認のみ</u>)</p> <p>(b) 他系統との隔離確認</p> <p>ベント操作前に、中央制御室にて他系統 (<u>原子炉棟空調換気系</u>, <u>非常用ガス処理系</u>及び<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 [] の範囲にあること	スクラバ容器pH	[] であること	フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること	<p>・設備の相違 格納容器フィルタベント系の設計の相違</p> <p>・設備の相違 系統設計による隔離弁の相違</p> <p>・設備の相違 操作対象弁の相違</p> <p>・運用の相違 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施 (準備操作含む) の被ばく評価結果を考慮し、第2弁 (ベント装置側) から開操作する</p>
確認パラメータ	確認内容																	
フィルタ装置水位	待機水位である2,530~2,800mmの範囲にあること																	
フィルタ装置スクラビング水pH	13以上であること																	
フィルタ装置排気ライン圧力	微正圧に維持されていること																	
確認パラメータ	確認内容																	
スクラバ容器水位	待機水位である [] の範囲にあること																	
スクラバ容器pH	[] であること																	
フィルタ装置出口配管圧力	微正圧に維持されていること																	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>エルからのベントを実施する。</p> <p>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</p> <p><u>(d) 第二弁操作のための要員移動</u></p> <p><u>炉心損傷を判断した場合における格納容器過圧破損防止を目的としたベントの準備操作に関しては、格納容器圧力が620kPa [gage] 到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所へ移動し、待機する。</u></p> <p><u>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は約12分である。</u></p> <p>c. ベント準備判断の確認パラメータ</p> <p><u>ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。(別紙26)</u></p> <p>また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.3vol%に到達する時間を予測し、4.3vol%到達までにベント準備を完了させる。</p> <p>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位 ・格納容器内酸素濃度 (S.A) <p>d. ベント準備作業の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</p> <p><u>ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とすることを目的としていることから、ベント実施に不可欠な操作であり、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。</u></p>	<p>エルからのベントを実施する。</p> <p>現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋であり、着用時間は約6分である。</p> <p><u>(d) 可搬型重大事故等対処設備(水素濃度測定装置、可搬式窒素供給装置)準備</u></p> <p><u>ベント停止操作にあたり、格納容器及び格納容器フィルタベント系統内を掃気し不活性化を行うことを目的に、可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置を準備する。また、水素濃度測定装置の準備に合わせ、ベントガスの排出を防止するため、FCV S排気ラインドレン排出弁を閉操作する。</u></p> <p>c. ベント準備判断の確認パラメータ</p> <p><u>ベント準備及び可搬型設備着手判断である格納容器圧力245kPa [gage]及び640kPa [gage]の確認に必要なパラメータを以下に示す。また、確認パラメータについては、手順書に定め明確化する。</u></p> <p>また、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱を実施している場合、ドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達後、ベント準備を開始する。</p> <p>ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 ・格納容器酸素濃度 (S.A) <p>d. ベント準備作業の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作(人力による遠隔操作)の場合について記載している。</p> <p><u>可搬型設備は、ベント実施後長期で必要となる設備であるため、ベント実施までに準備が完了する必要はないが、念のため準備を実施する。</u></p> <p><u>なお、可搬型設備の準備にあたっては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に用いる設備の準備を優先する。</u></p> <p><u>また、ベント実施までに準備が完了していない場合でも、操作場所は原子炉建物及びフィルタ装置の第1ベントフィルタ格納槽のコンクリートを隔てた屋外であるため、ベント直後からブルームの影響を受ける期間以外は、十分作業できる環境にある。</u></p> <p><u>フィルタ装置(スクラバ容器)のスクラビング水(水・薬剤)の補給操作については、</u></p>	<p>・放射線防護具着用時間の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>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</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及び排気ラインドレン弁の開操作を実施</p> <p>・運用の相違</p> <p>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</p> <p>ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>ベント準備判断基準の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>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
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>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。</p> <p>・運用の相違 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作する</p> <p>・運用の相違 島根2号炉は、ベント停止に用いる可搬型設備の事前準備を実施</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 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※3)	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			他系統との隔離確認											
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。	第2弁開操作(移動含む)	原子炉建物付属棟	通常運転中と同程度
第二弁への現場移動	屋外原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	【炉心損傷後】 14mSv/h以下	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。	【炉心損傷後】 15mSv/h以下	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 6.7mSv/h以下 (マスク着用※3)		車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。				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。	

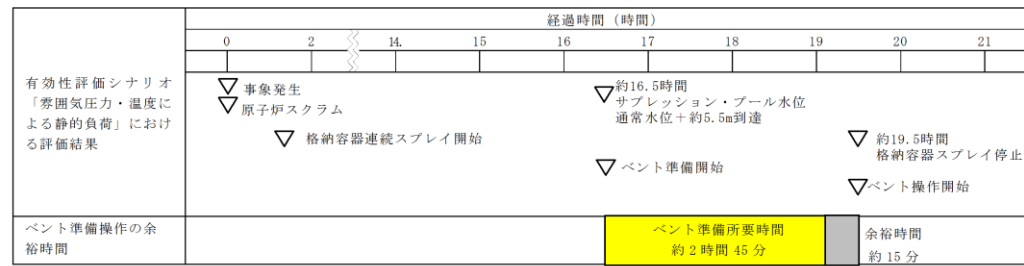
※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。

※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>e. ベント準備操作の余裕時間</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>e. ベント準備操作の余裕時間</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>(a) 炉心損傷なしの場合</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4.1.3-5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または③）の開操作、第3弁（①）の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、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または③）、第3弁（①）は、中央制御室にて操作及び確認を行うことにより、短時間で準備可能である。万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場にて第2弁（②または③）の現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。</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・プール通常水位+約1.3m到達までに十分な時間があることから、可搬型設備の準備を含めて、確実に準備を完了することができる。</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】



作業内容	作業場所・必要員数	17時間		18時間	
		開始	終了	開始	終了
MCRからの第一弁開操作及び失敗確認	中央制御室 1	17:00	17:05		
第一弁開操作のための装備着用品及び現場移動	現場 3	17:00	17:35		
第一弁開操作	現場 【3】	17:35	19:05		
緊急時対策所への退避	現場 【3】			18:35	19:05
第二弁開操作のための装備着用品及び現場移動	現場 3	17:00	17:45		

第4.1.3-5図 ベント準備操作のタイムチャート

(b) 炉心損傷ありの場合

炉心損傷ありの場合のベントを実施する有効性評価シナリオを表4.1.3-7に示す。
 残留熱除去系による格納容器除熱機能が喪失している場合には、格納容器圧力が640kPa[gage]に到達後、準備操作として、図4.1.3-5に示す第2弁(②または③)の開操作、第3弁(①)の開確認及び可搬型設備の準備を実施するとともに、FCVS排気ラインドレン排出弁(⑥)を閉操作する。

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

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

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

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

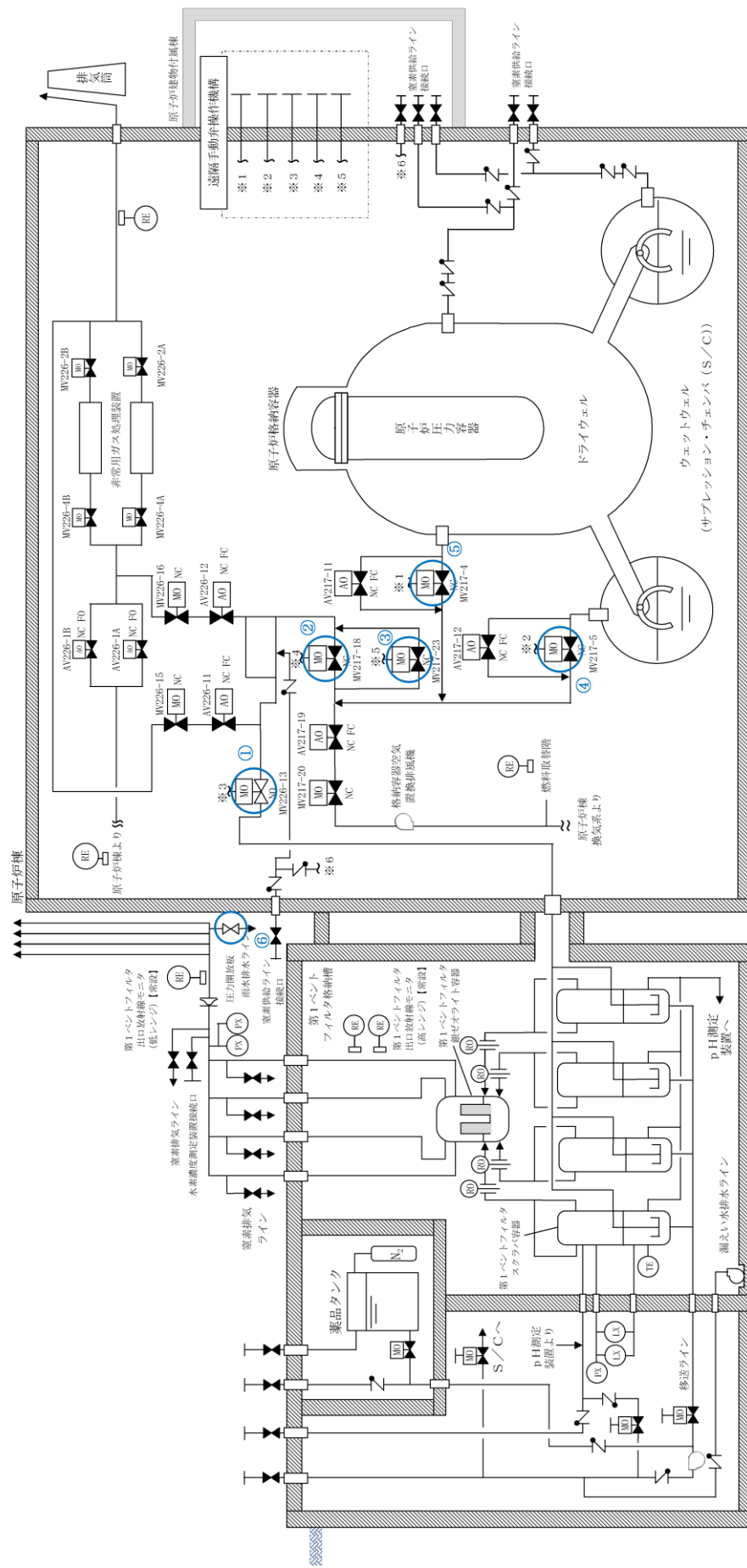


図 4.1.3-5 格納容器フィルタベント系 系統概要図 (他系統を含む)

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

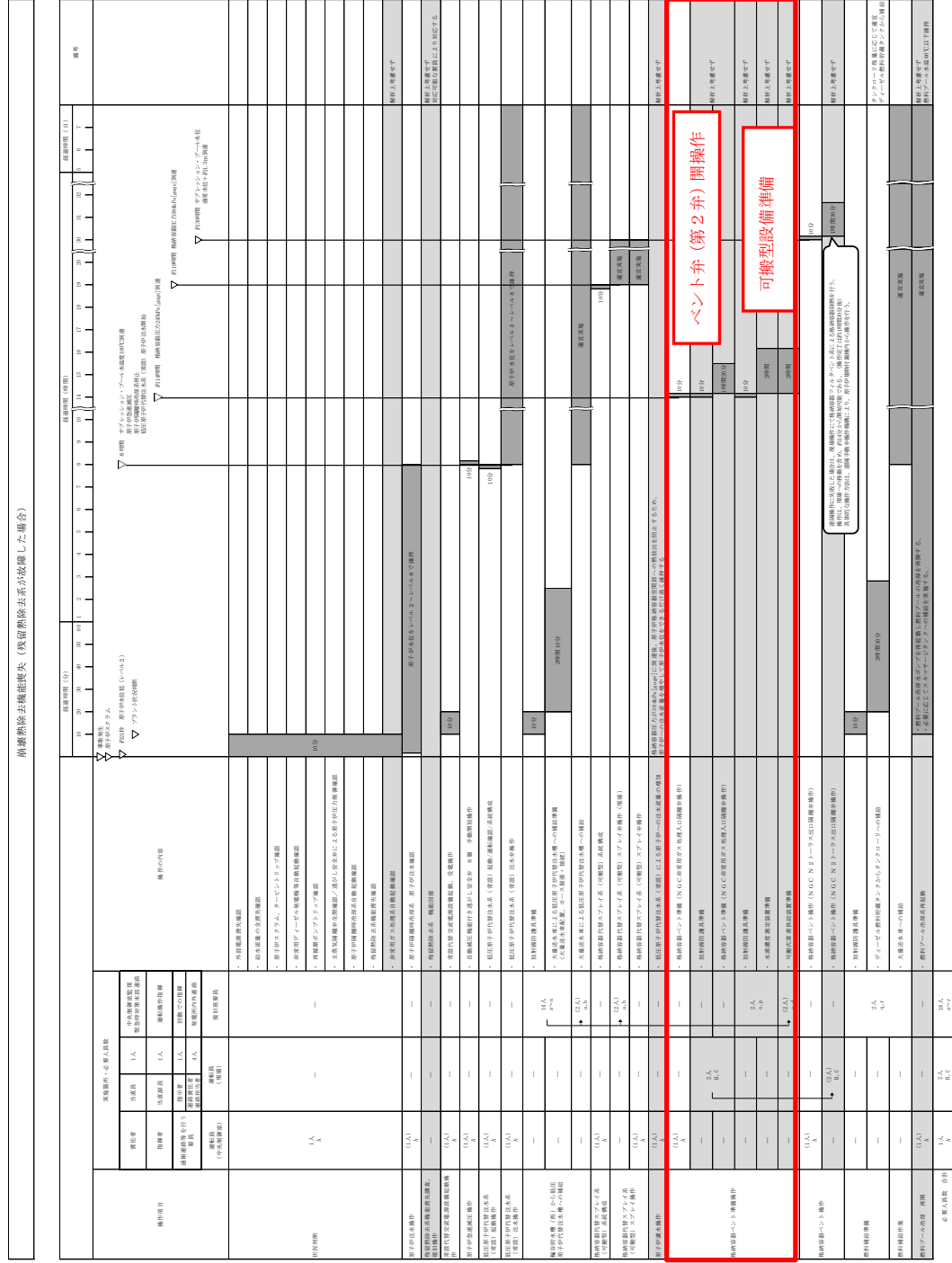


図 4.1.3-6 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障）時の作業・操作の所要時間

・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

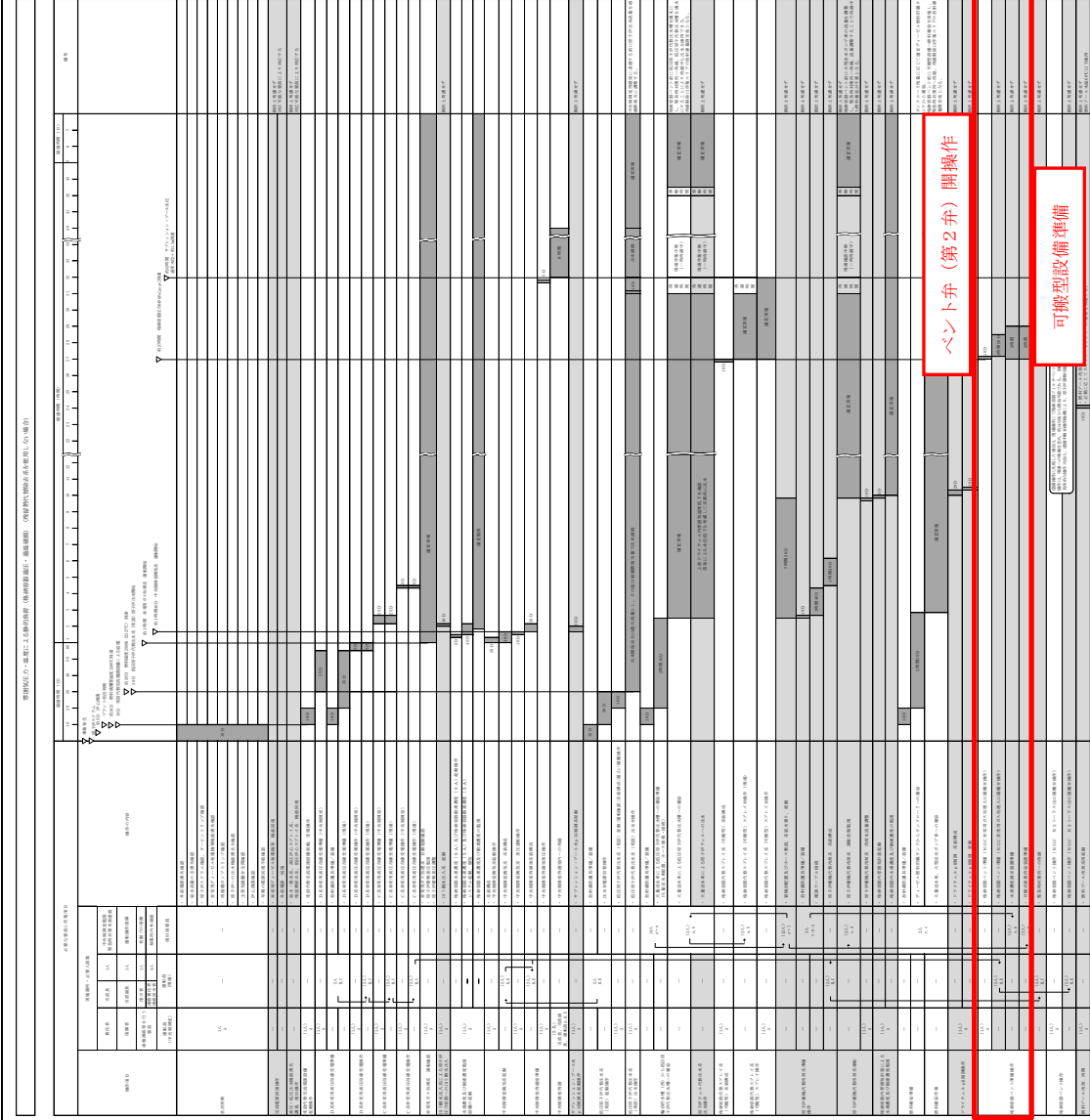


図 4.1.3-7 券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時の作業・操作の所要時間

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.3vol%</u>に到達した場合</p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 (S.A) <p>h. ベント実施操作の妥当性</p> <p>ベントは、<u>第2弁</u>を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第4.1.3-6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場(原子炉建屋付属棟)にて手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</p> <p>なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>代替循環冷却系</u>を使用できない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、ブルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、<u>約28mSv</u>である。(別紙17)</p>	<p>ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて<u>4.4vol%</u>及びウェット条件にて<u>1.5vol%</u>に到達した場合</p> <p>格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器酸素濃度 (S.A) <p>h. ベント実施操作の妥当性</p> <p>ベントは、<u>第1弁</u>を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表4.1.3-8に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場(原子炉建物付属棟)にて手動操作(人力による遠隔操作)を実施する。</p> <p>なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合)」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、ブルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、<u>約19mSv</u>である。(別紙8)</p>	<p>め、その流量で連続スプレイを実施した場合には、外部注水制限に到達する時間が早まり、格納容器ベントの遅延とならないため、間欠スプレイを実施する運用</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 ベント実施基準の相違 <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 島根2号炉は、格納容器パウダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施(準備操作含む)の被ばく評価結果を考慮し、第2弁(ベント装置側)から開操作するため、ベント実施は、第1弁を操作 被ばく評価結果の相違

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

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

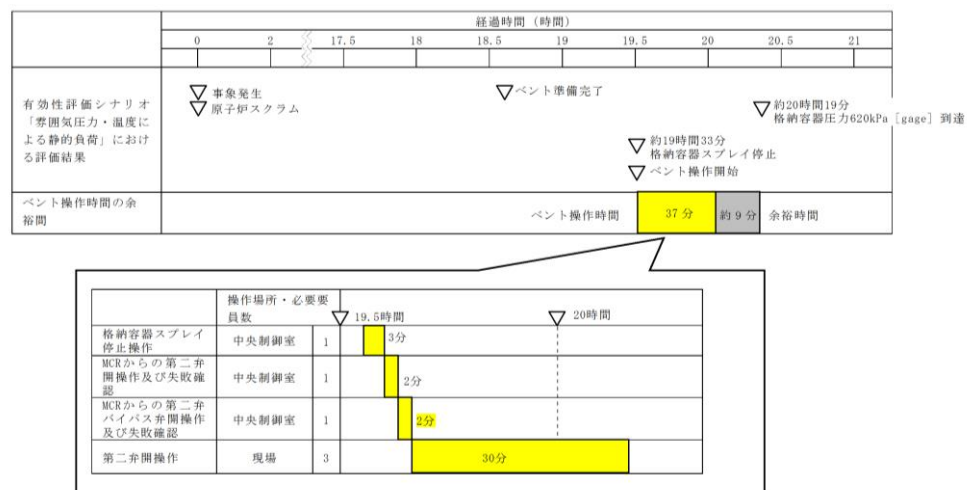
※2：事故あたりに放出される放射性物質全量に対する線量

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

※4：全面マスク(PF50)の着用

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間
ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」における現場での手動操作(人力による遠隔操作)を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第4.1.3-6図に示す。
第4.1.3-6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。

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



第 4.1.3-6 図 ベント実施のタイムチャート

j. ベント成否確認

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

第 4.1.3-7 表 確認パラメータ (ベント操作開始時)

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

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

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

k. ベント継続時

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

j. ベント成否確認

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

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

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

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

k. ベント継続時

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

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

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

第4.1.3-9表 ベント停止のために必要な機能及び設備

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

第4.1.3-10表 確認パラメータ (ベント停止時)

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

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

第4.1.3-7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

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

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

- 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)	
フィルタ装置出口水素濃度	

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

図4.1.3-8にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

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

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

- 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。

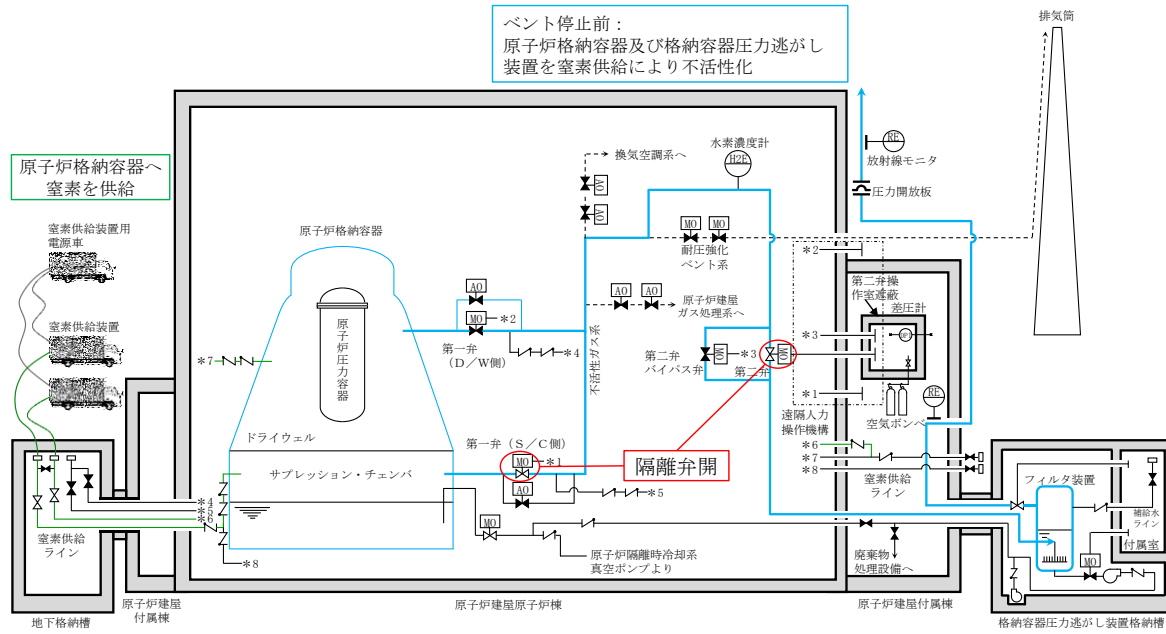
・運用の相違

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、フィルタ装置出口水素濃度を監視

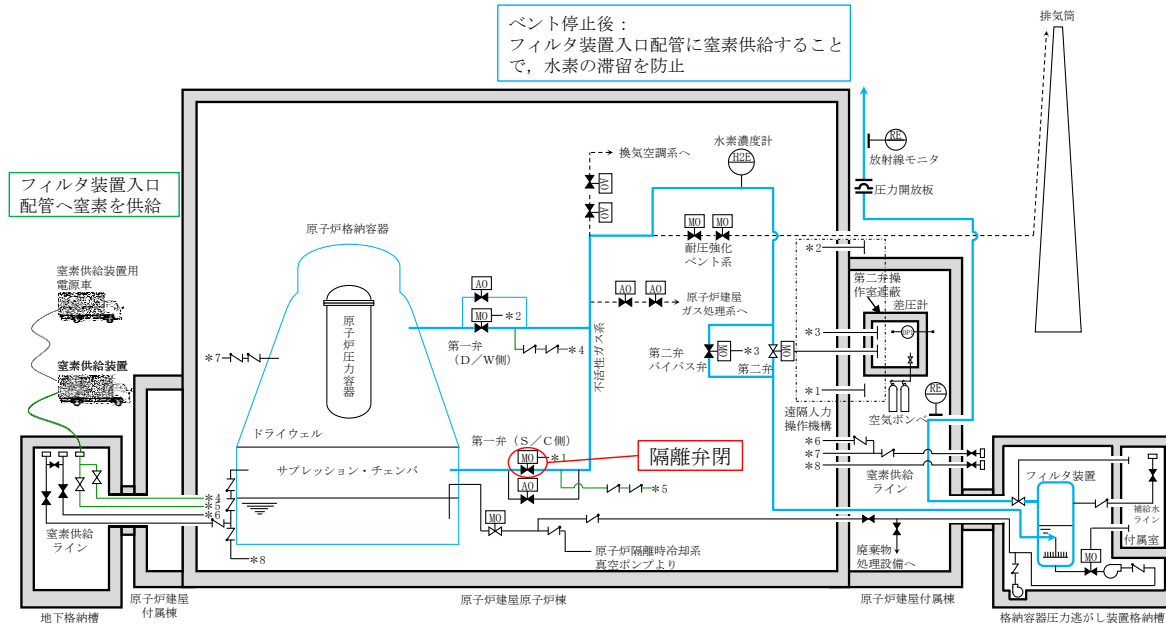
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>②第一弁を閉とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一弁閉後は、<u>第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁を閉とすることでベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。</u> ・<u>フィルタ装置への窒素供給を開始する。</u> <p>③残留熱除去系又は<u>代替循環冷却系</u>を起動する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント弁を閉止後、<u>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、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、<u>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、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・酸素濃度計により、格納容器内水素・酸素濃度を監視する。</p> <p>n. ベント停止操作の妥当性</p> <p>炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を表 4.1.3-12 に示す。ベント弁の閉操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建物付属棟）にて手動操作を実施する。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、格納容器負圧防止の観点から、ベント弁は全閉せず微開運用</p> <p>・運用の相違</p> <p>島根 2 号炉は、ベント弁微開運用のため再度格納容器ベントを実施しない運用</p> <p>・設備の相違</p> <p>設備仕様の相違に伴う暖機時間の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)							島根原子力発電所 2号炉							備考
第4.1.3-11表 ベント停止操作項目及び作業環境							表4.1.3-12 ベント停止操作項目及び作業環境							・設備の相違 島根2号炉は、水素濃度測定装置が可搬型設備 ・被ばく評価結果の相違
作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	作業項目	作業場所	作業環境				連絡手段	
		温度・湿度	放射線量	照明	その他				温度・湿度	放射線環境	照明	その他		
第一弁操作	中央制御室	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	ベント弁の閉操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。	
	原子炉建屋付属棟(二次格納施設外)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 15mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。		原子炉建屋付属棟	通常運転中と同程度	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 2.2mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	電源内蔵型照明、ヘッドライト又は懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。	
窒素供給操作	屋外	— (屋外での作業)	【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 3.9mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受信器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部に連絡する。	窒素供給操作	屋外	外気	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 5.0mSv/h以下※3 (マスク着用※4)	車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により作業可能である。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備により連絡可能である。	
水素濃度測定操作	中央制御室	—※1	【炉心損傷前】 通常運転中と同程度※2 【炉心損傷後】 約52mSv/7日間以下※3 (マスク着用※4)	LEDライト(三脚タイプ、ランタンタイプ)及びヘッドライトにより作業可能である。	周辺には支障となる設備はない。	中央制御室内のため口頭にて連絡可能である。	※1：中央制御室の温度・湿度については、全交流動力電源喪失の場合には、中央制御室換気系が動作しないものの、制御盤の発熱が少ないため、作業に支障となる環境とはならない。なお、全交流動力電源喪失以外の事故シーケンスでは中央制御室換気系が動作するため、作業に支障となる環境とはならない。 ※2：計基準事故相当のγ線線量率の10倍相当である、全燃料の1%程度の燃料被覆管破裂を考慮した場合でも、被ばくは1mSv以下であり作業に支障はない。 ※3：事故後168時間以降を想定 ※4：全面マスク(PF50)の着用							

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



第4.1.3-7図 窒素供給概要図 (ベント停止前)



第4.1.3-8図 窒素供給概要図 (ベント停止後)

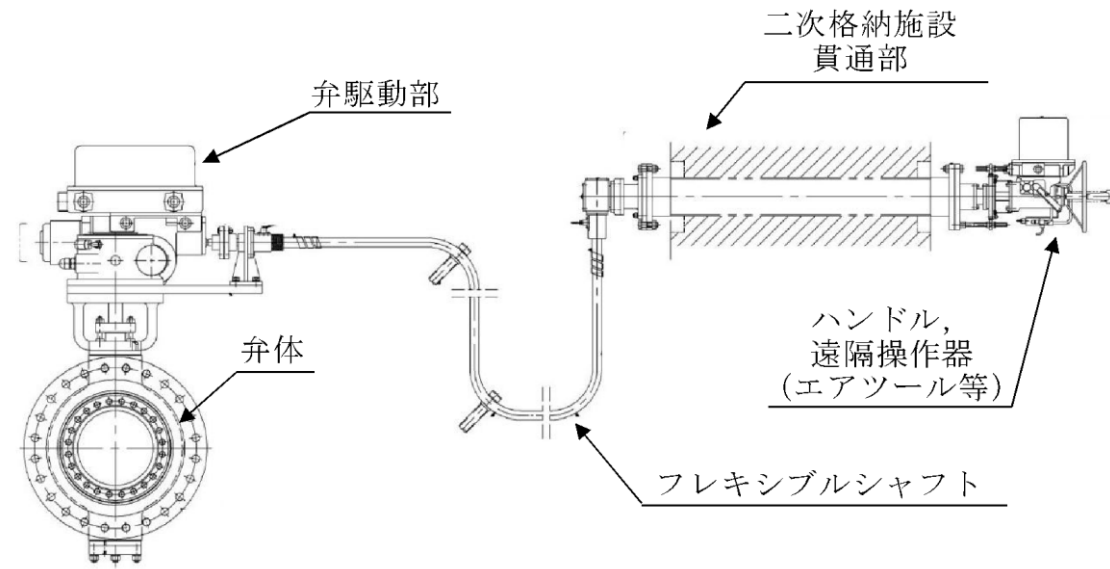
4.2 現場における操作について (別紙17, 18)

4.2.1 隔離弁の現場操作

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

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

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



第4.2.1-1図 遠隔人力操作機構概略図

4.2 現場における操作について (別紙8)

4.2.1 隔離弁の現場操作

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

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

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

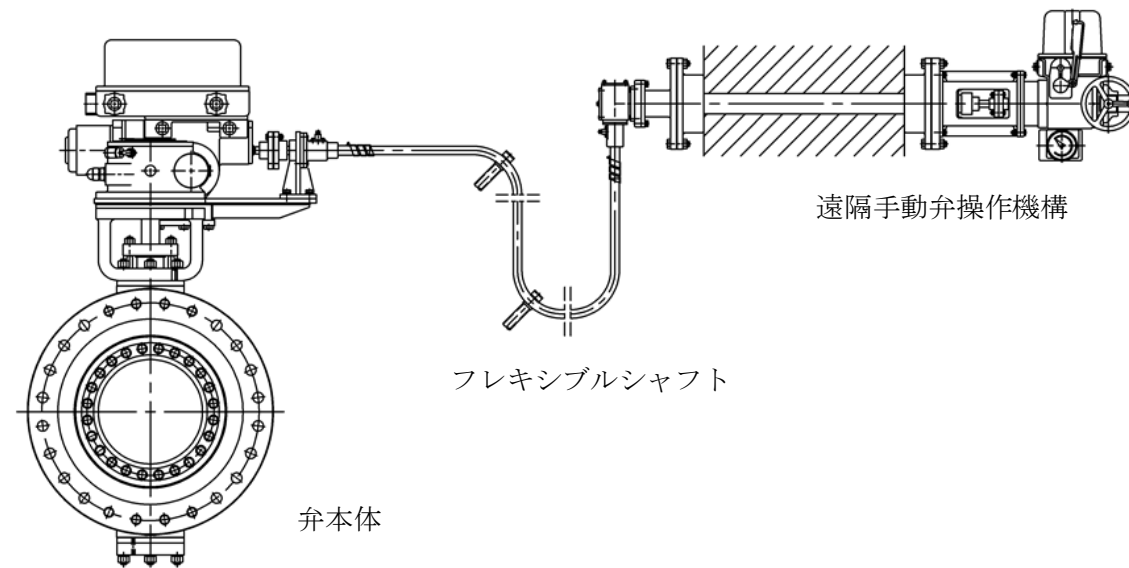
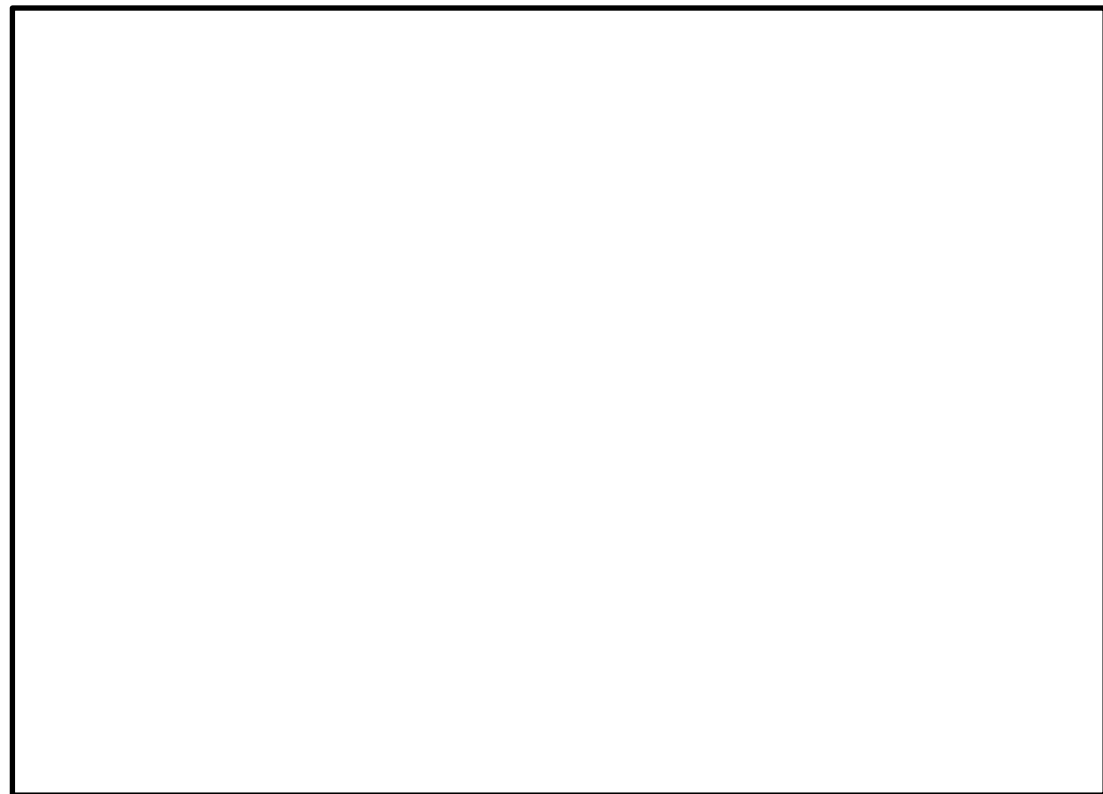
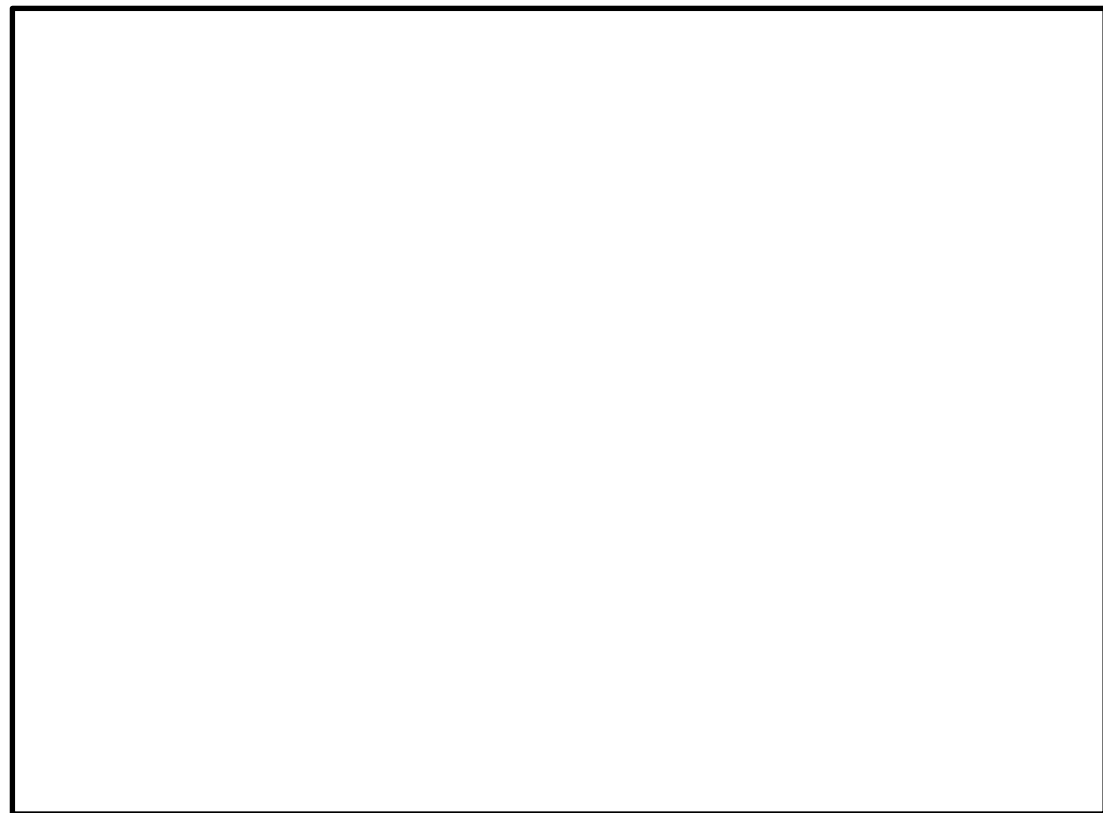


図4.2.1-1 遠隔手動弁操作機構概要図



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (1/3)



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (2/3)

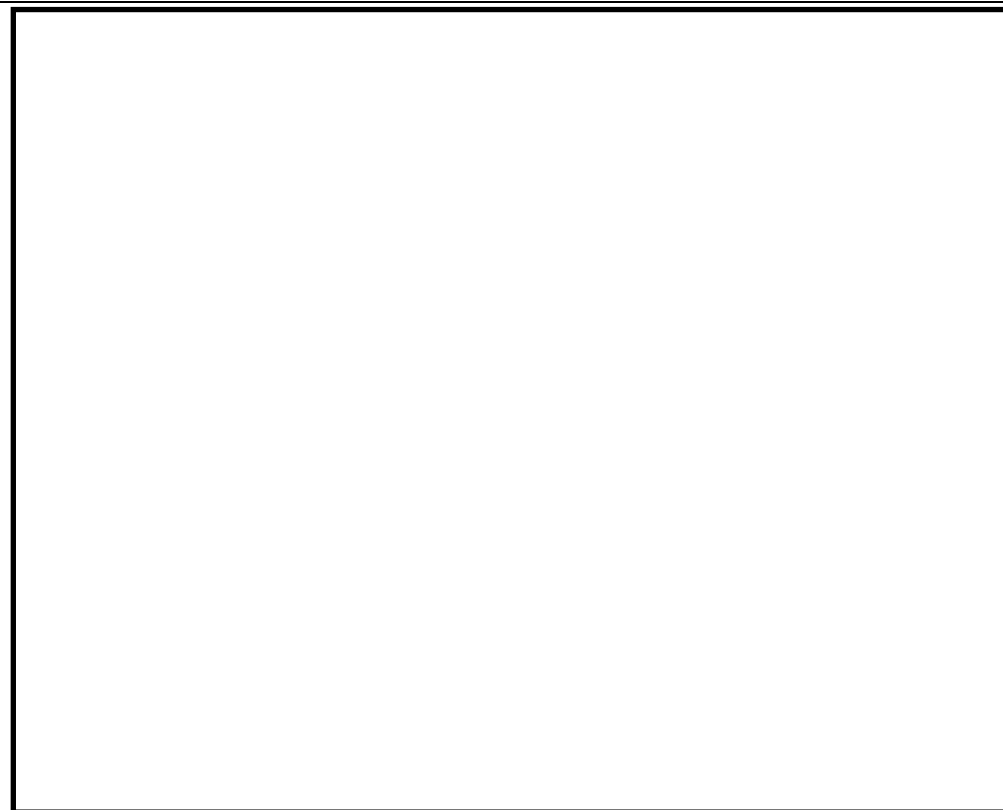
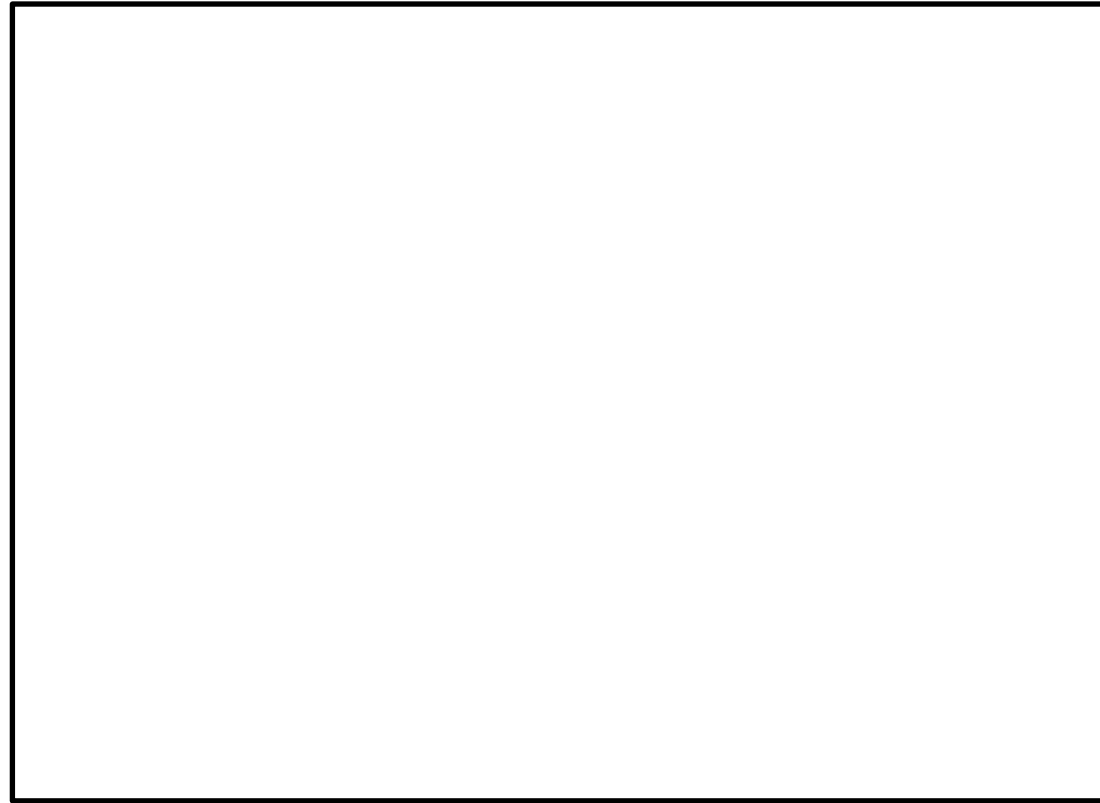


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (1/3)



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



第 4.2.1-2 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

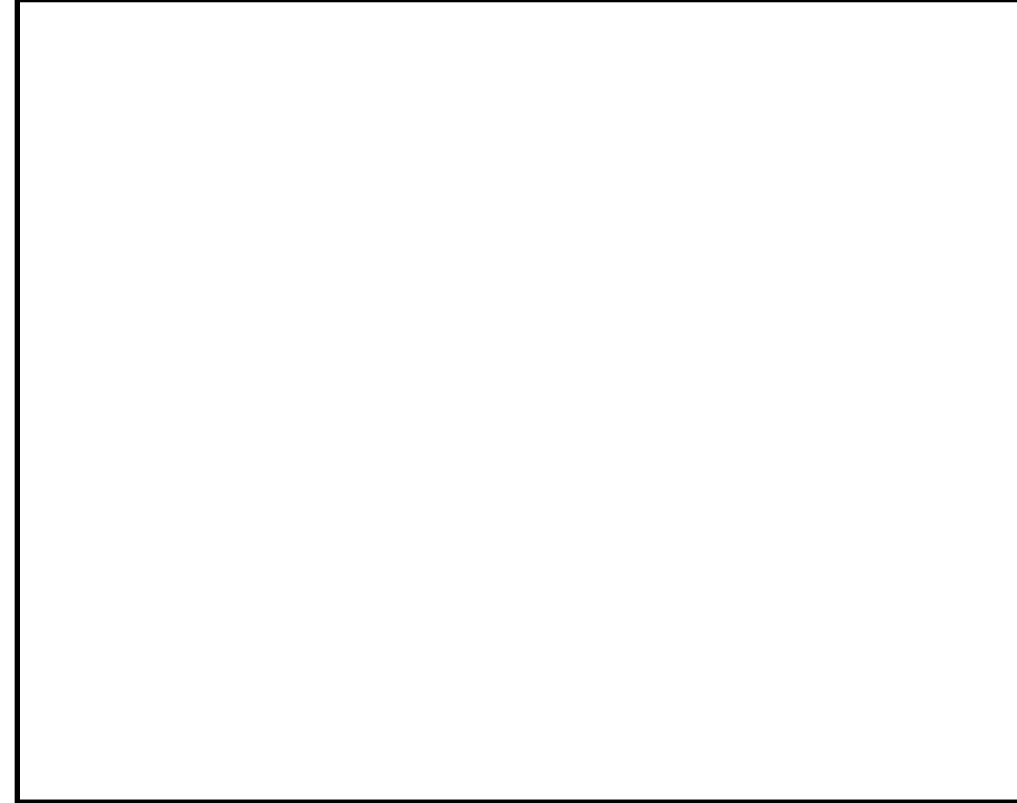


図 4.2.1-2 ベント弁遠隔手動弁操作機構設置位置及びアクセスルート (3/3)

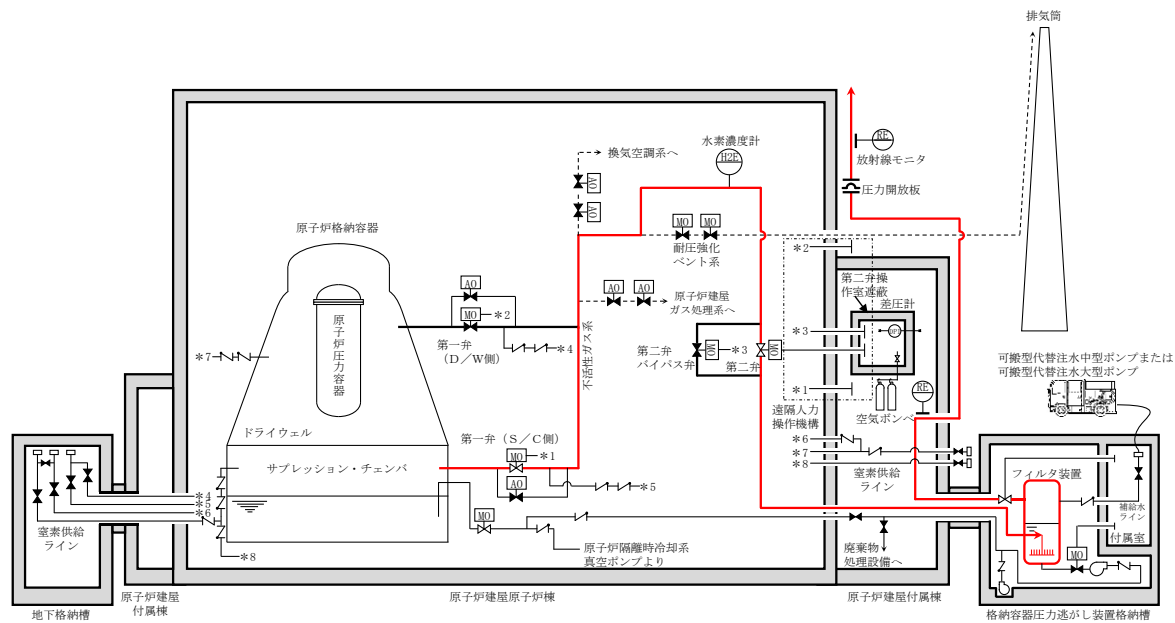
4.2.2 スクラビング水の補給

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

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

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

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



第4.2.2-1図 スクラビング水補給時の系統状態概要図

4.2.2 スクラビング水・薬剤の補給

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

また、スクラビング水の排水操作後は、薬品タンクから薬剤の補給を行う。

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

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

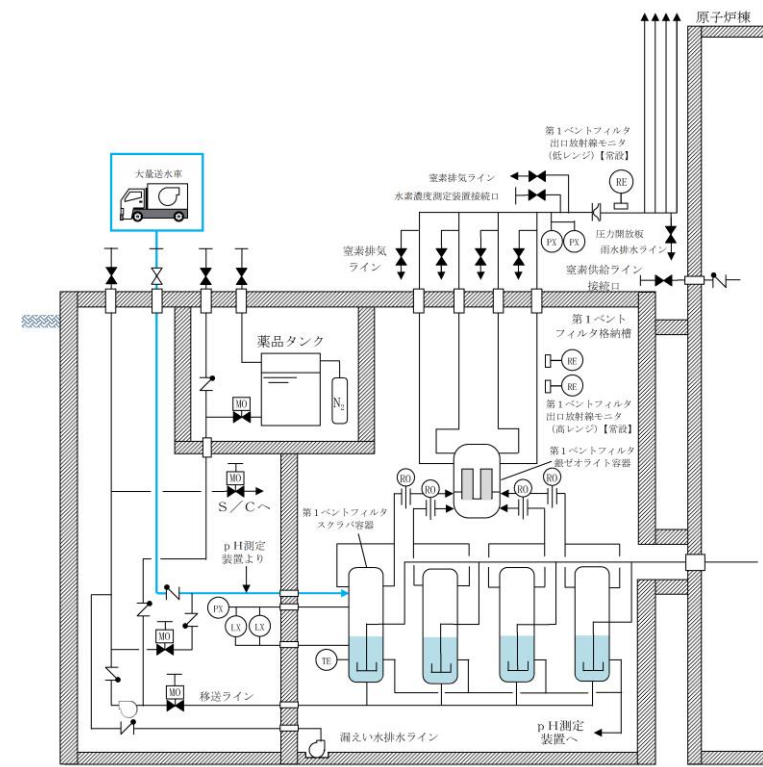


図4.2.2-1 スクラバ容器内スクラビング水補給 系統概略図

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

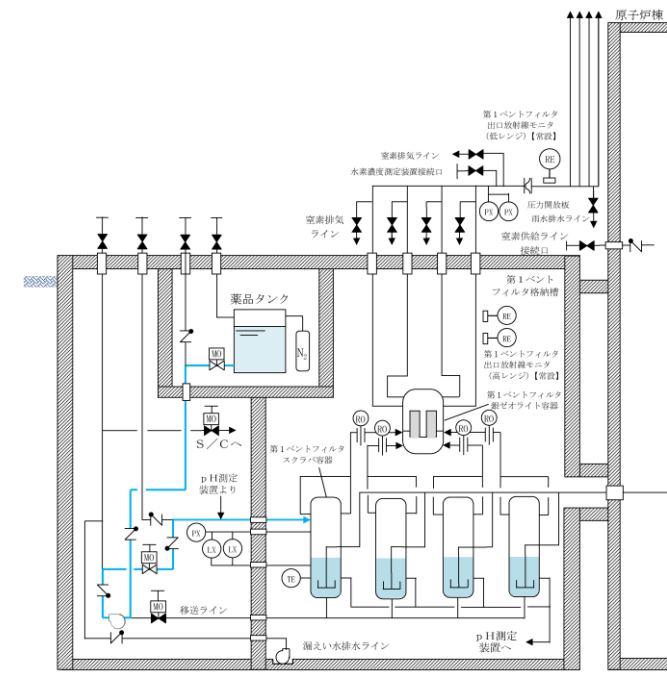
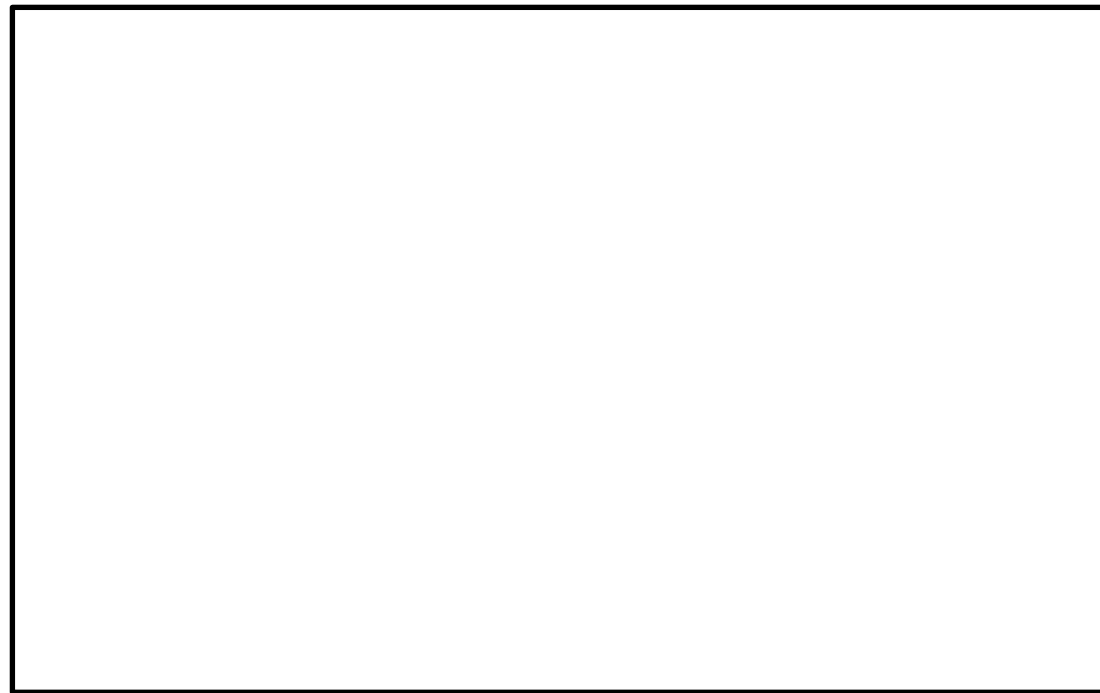


図 4. 2. 2-2 スクラバ容器内薬剤補給 系統概略図



第 4. 2. 2-2 図 スクラビング水補給箇所の現場位置

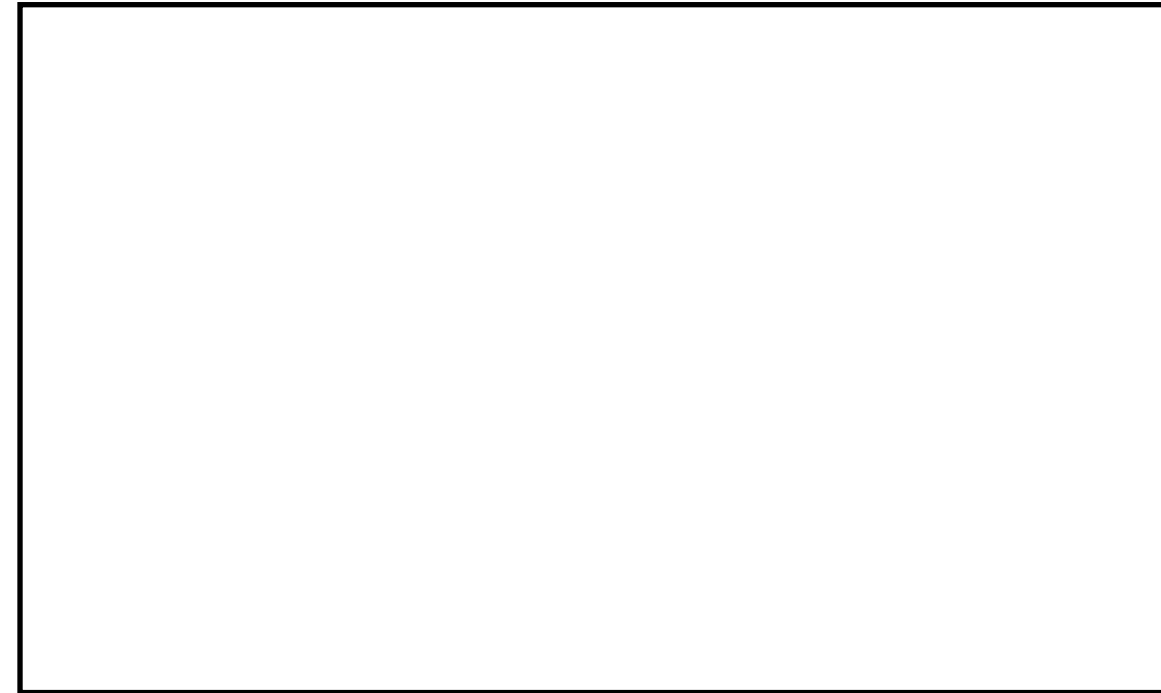


図 4. 2. 2-3 スクラビング水補給接続口位置

表 4.2.2-1 ベント後長期時の作業項目及び作業環境

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

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

4.2.3 窒素の供給及び水素濃度測定

ベント停止後、系統の不活性化のため、原子炉建物外壁又は原子炉建物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水素濃度測定装置を接続し、格納容器フィルタベント系の水素濃度を測定する。操作概要を系統概略図の図4.2.3-1に、窒素供給接続口及び水素濃度測定接続口位置を図4.2.3-2示す。

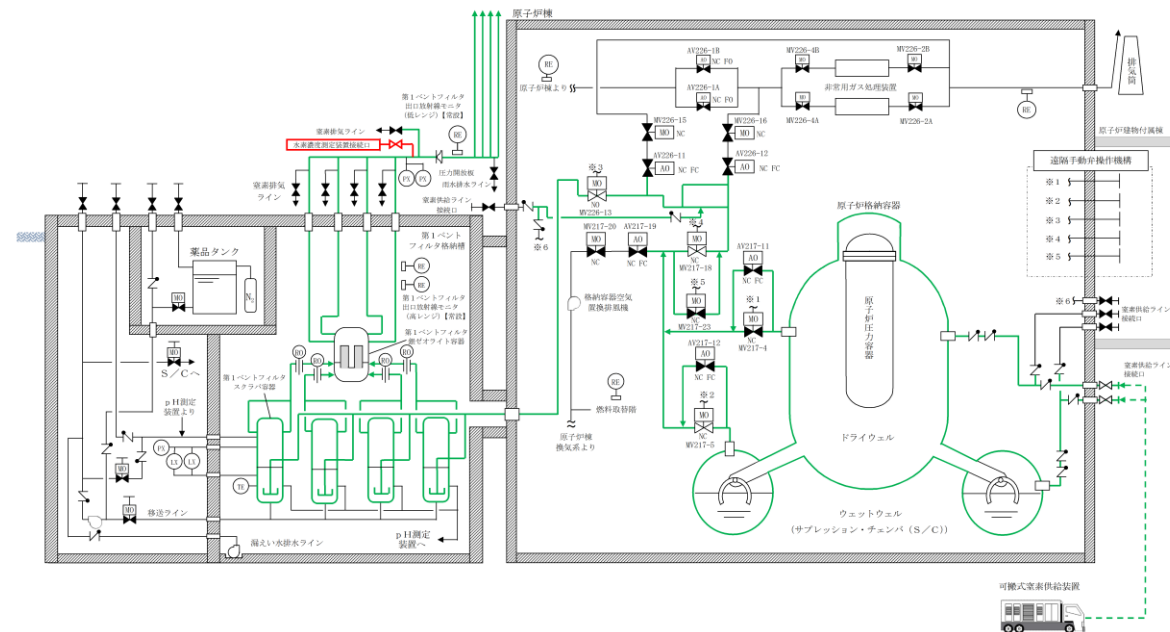


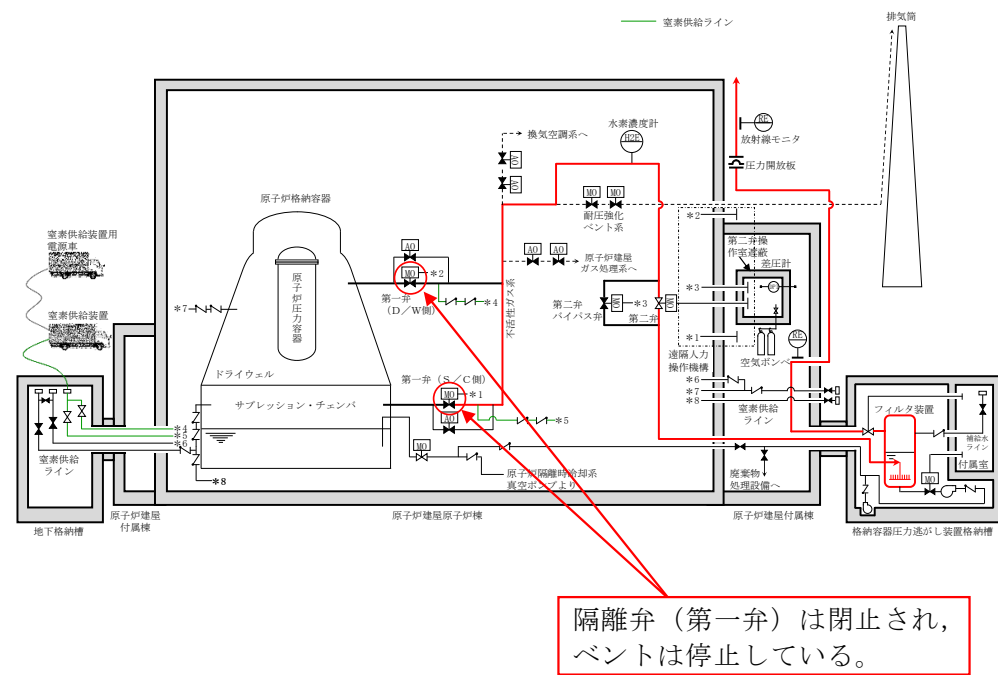
図 4.2.3-1 窒素供給及び水素濃度測定の系統状態概要図

4.2.3 窒素の供給

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

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

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



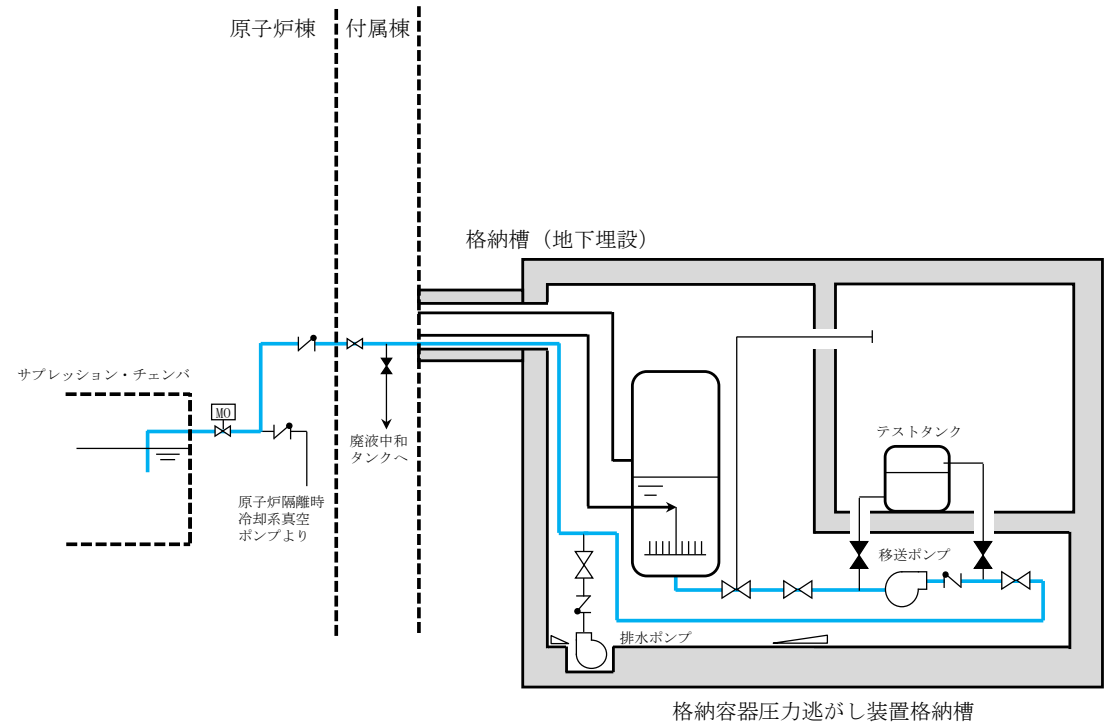
隔離弁(第一弁)は閉止され、ベントは停止している。

第 4.2.3-1 図 窒素供給時の系統状態概要図

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="201 262 1222 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="430 884 997 913">第 4.2.3-2 図 窒素供給用接続箇所^{の設置位置}</p> <p data-bbox="151 974 350 1003">4.2.4 排水操作</p> <p data-bbox="175 1016 1276 1136"><u>排水設備により、ベント停止後の放射性物質を含むスクラビング水を、移送ポンプにより格納容器（サブプレッション・チェンバ）に移送する。また、点検に伴うスクラビング水の移送が必要な場合は、廃棄物処理設備への移送を可能とする設計とする。</u></p> <p data-bbox="175 1194 1276 1272">さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水が格納容器圧力逃がし装置格納槽に漏えいした場合、排水ポンプにより漏えい水を格納容器（サブプレッション・チェンバ）に移送する。</p> <p data-bbox="175 1285 1276 1362"><u>移送ポンプによりスクラビング水を移送する際は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の遮蔽を考慮した人員立入スペースより、ポンプ入口側の弁を人力にて遠隔操作（開操作）する。</u></p> <p data-bbox="195 1375 884 1404"><u>各ポンプは中央制御室より操作スイッチにより操作する。</u></p> <p data-bbox="175 1463 1276 1541">スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を第 4.2.4-1 図及び第 4.2.4-2 図に、<u>移送ポンプ入口側弁操作の現場位置を第 4.2.4-3 図に示す。</u>（別紙 13）</p>	<div data-bbox="1344 262 2418 856" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="1418 884 2300 913">図 4.2.3-2 窒素供給用接続箇所及び水素濃度測定用接続箇所^{の設置位置}</p> <p data-bbox="1299 974 1498 1003">4.2.4 排水操作</p> <p data-bbox="1371 1016 2418 1136"><u>スクラバ容器内の水位が上昇した場合には、スクラバ容器の排水ラインからサブプレッション・チェンバへ排水する。また、ベント実施後のスクラバ容器内の水は、格納容器の状態を確認の上、サブプレッション・チェンバへ移送する。</u></p> <p data-bbox="1371 1194 2418 1314">さらに、万一、放射性物質を含むスクラビング水がベントフィルタ室に漏えいした場合、排水ポンプにより水を格納容器（サブプレッション・チェンバ）<u>又は格納容器以外に移送する。</u></p> <p data-bbox="1391 1327 2181 1356"><u>各ポンプ及び弁は、中央制御室より操作スイッチにより操作する。</u></p> <p data-bbox="1371 1463 2418 1541">スクラビング水移送時及び漏えい水移送時の系統状態の概要を図 4.2.4-1 及び図 4.2.4-2 に示す。</p>	<p data-bbox="2457 1016 2626 1094">・設備の相違 排水先の相違</p> <p data-bbox="2457 1285 2813 1451">・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</p>



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

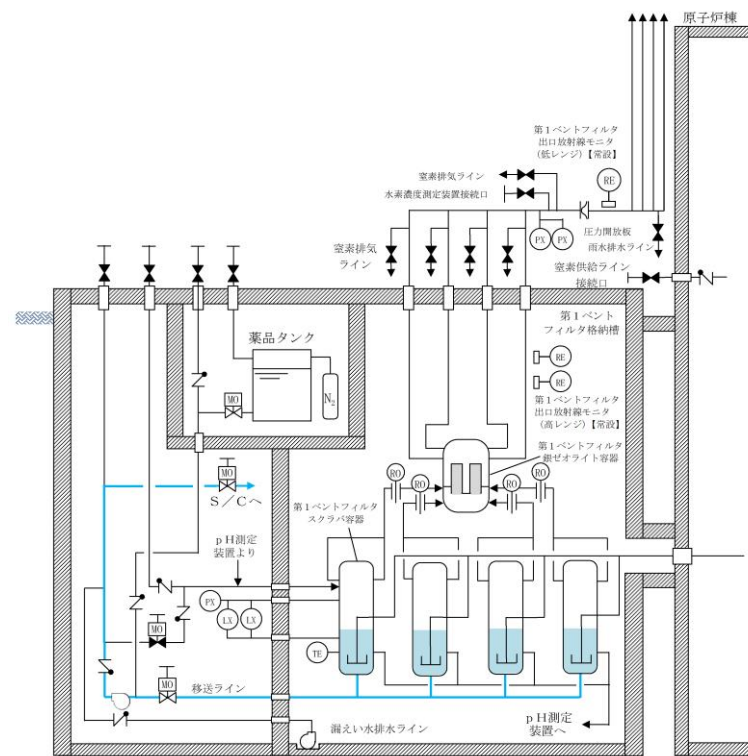
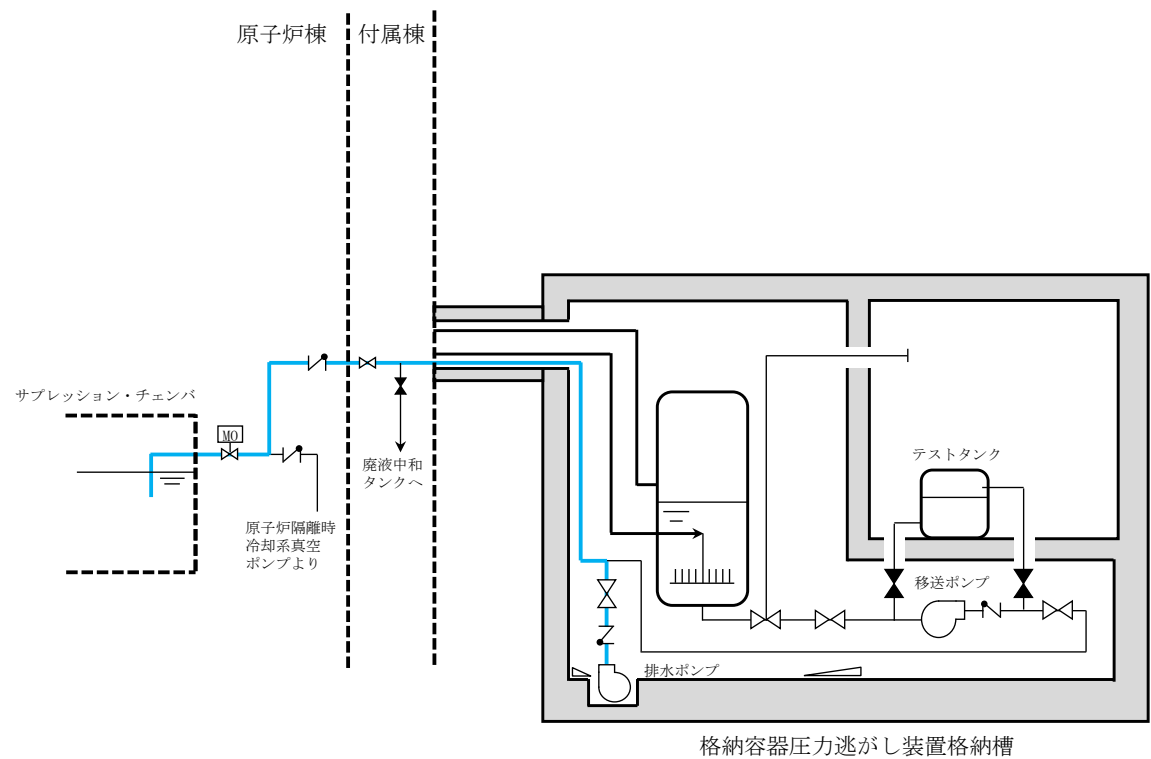


図 4.2.4-1 スクラビング水移送時の系統状態概要図



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

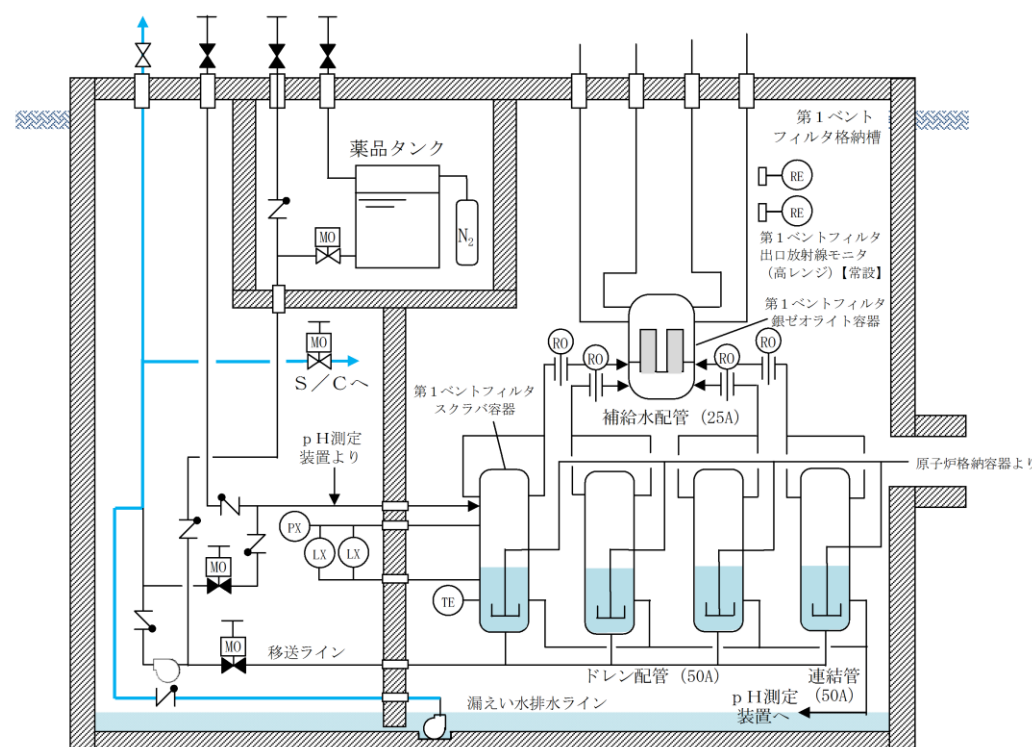
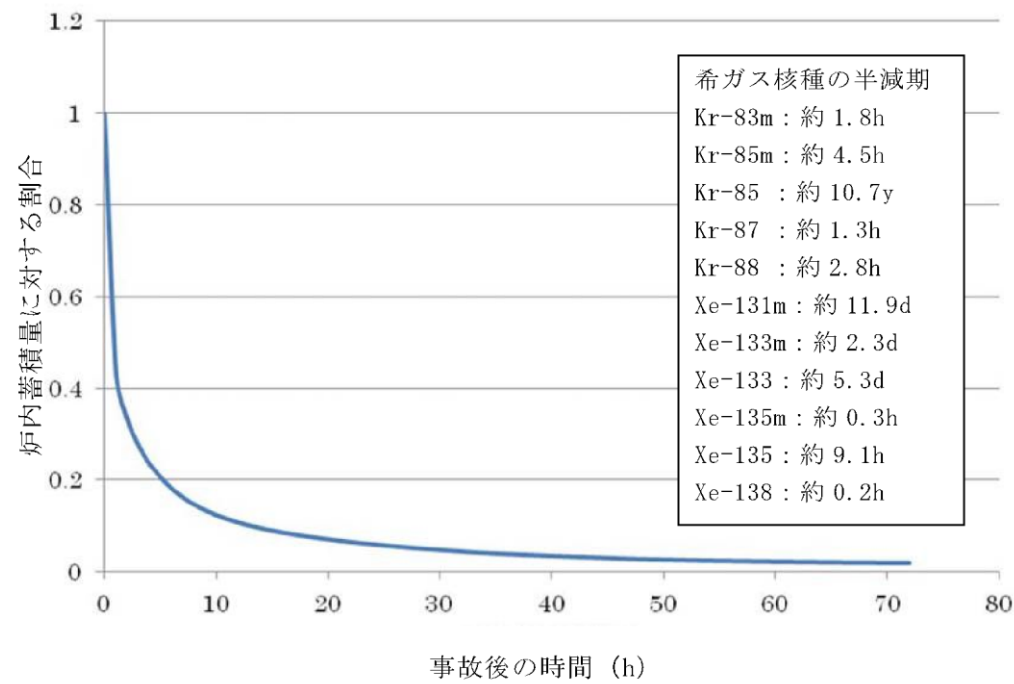


図 4.2.4-2 漏えい水移送時の系統状態概要図

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="201 212 1225 684" style="border: 1px solid black; height: 225px; width: 345px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="480 701 943 732" style="text-align: center;">第4.2.4-3図 排水設備 弁操作位置</p> <p data-bbox="151 837 819 867">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="166 882 834 911">(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="201 926 1276 1050">格納容器圧力逃がし装置にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。</p> <ul data-bbox="234 1064 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 1467 522 1497">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="201 1512 1276 1680">格納容器内に放出された希ガスは、放射性崩壊により時間経過とともに減衰し、事象発生後から12時間程度の間は、特に大きく減衰し、その後は、減衰幅は小さくなっていくものの、減衰は継続する。このため、格納容器内での希ガスの保持時間を可能な限り長くすることによって、ベント実施時における一般公衆の被ばく量を低減することができる。</p> <p data-bbox="225 1694 700 1724">希ガスの減衰曲線を第4.3-1図に示す。</p>	<p data-bbox="1297 837 1967 867">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 882 1979 911">(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 926 2415 1050">格納容器フィルタベント系にて除去できない希ガスについては、以下の設備を整備することで、可能な限り格納容器内に保持し減衰させることができ、一般公衆の被ばく量の低減が期待できる。</p> <ul data-bbox="1380 1064 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冷却系（可搬型）を整備し、サプレッション・プール通常水位+約1.3m到達まで格納容器スプレイを可能とする。 ・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 1467 1668 1497">(2) 希ガス低減効果について</p> <p data-bbox="1347 1512 2415 1680">気体状放射性物質（希ガス）は、原子炉停止後、半日程度格納容器内で保持することで、大幅に減衰される。炉心損傷後にベントの実施が必要となる場合には、さらにドライウェル内へ間欠スプレイ操作を行い、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。</p> <p data-bbox="1454 1694 1899 1724">希ガスの減衰曲線を図4.3-1に示す。</p>	<p data-bbox="2439 1199 2733 1228">・ベント実施基準の相違</p> <p data-bbox="2439 1514 2813 1677">・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)

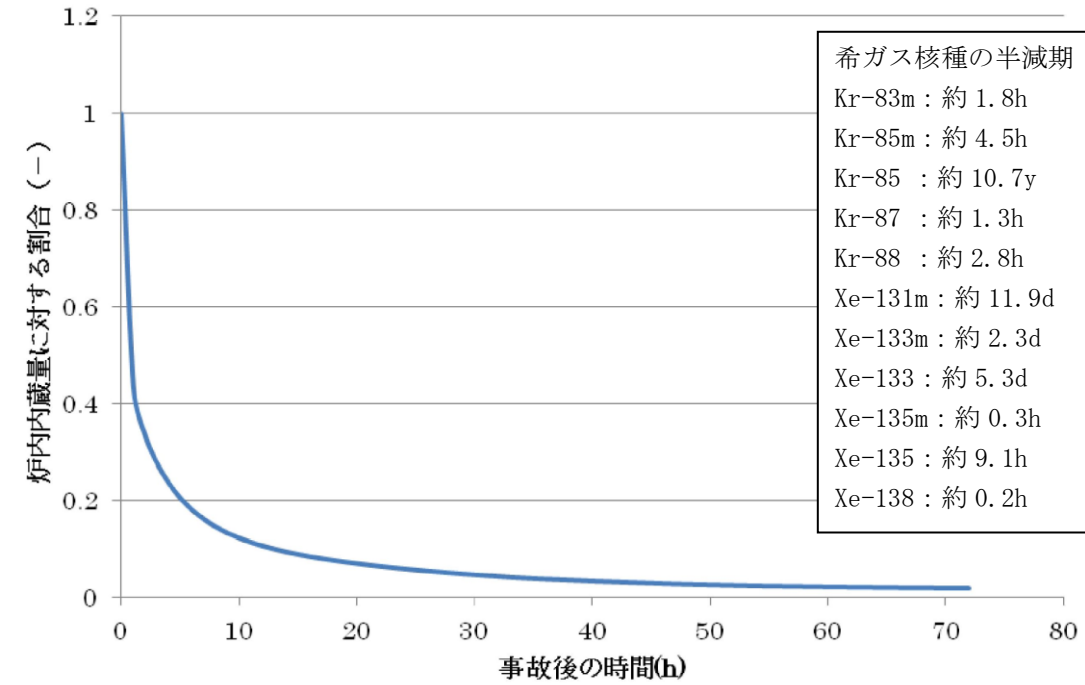


図 4.3-1 炉内蓄積量に対する割合の時間変化 (希ガス核種合計)

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 5)

(2) 格納容器フィルタベント系の使用後の保管方法

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

(3) 格納容器負圧防止

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

(4) 格納容器 pH 制御の実施

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

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4.4 設備の維持管理</p> <p>(1) 点検方法</p> <p>a. 機械設備</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の機械設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。</u></p> <p><u>一方、東海第二発電所として保全の経験がない設備として、高アルカリ性のスクラビング水に接液する設備が挙げられる。これらの設備については、劣化モード（腐食等）を考慮した材料選定を行っており、有意な劣化が発生する可能性は小さいと考えているが、先ずは初回定期検査時に点検を実施し、その結果を基に点検周期を定めるものとする。</u></p> <p><u>スクラビング水の分析については、海外プラントにおいて窒素封入環境下で約15年間薬液濃度の有意な変化は認められていない実績があり、性状に有意な変化はないものと考えられるが、定期検査ごとに実施することとする。</u></p> <p><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	10C
弁	1. 本体	a. 分解点検	78M
		a. 漏えい確認	1C, 10C
	2. 機能確認	b. 動作確認	1C
配管	1. 本体	a. 外観点検	10C
	2. 機能確認	b. 漏えい確認	1C, 10C

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

・設備の相違

b. 電気設備

格納容器圧力逃がし装置の電気設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。

電気設備の点検内容を第4.4-2表に示す。

第4.4-2表 電気設備の点検内容

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

表4.5-2 電気設備の点検項目及び点検内容

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

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																									
<p>c. 計装設備</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、東海第二発電所の他設備の点検実績等を参考に、設置環境や動作頻度に対する故障及び劣化モード等を考慮して、適切な周期で点検（時間基準保全）を行うことにより、設備の健全性を確保する。</p> <p>計装設備の点検内容を第4.4-3表に示す。</p>																																																																																																											
<p>第4.4-3表 計装設備の点検内容</p>	<p>表4.5-3 計測制御設備の点検項目及び点検内容</p>																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>設備名</th> <th></th> <th>点検内容</th> <th>点検周期・時期（計画）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">水位計</td> <td rowspan="2">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力計</td> <td rowspan="2">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="2">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">温度計</td> <td rowspan="3">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・電気試験</td> </tr> <tr> <td>・ループ校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">放射線モニタ</td> <td rowspan="3">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td>・線源校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">水素濃度計</td> <td rowspan="3">特性試験</td> <td>・外観点検</td> <td rowspan="3">1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>・単体・ループ校正</td> </tr> <tr> <td>・ガス校正</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">サンプリング機器</td> <td>外観検査</td> <td>・外観点検</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>特性試験</td> <td>・計器校正</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>機能・性能検査</td> <td>・作動試験</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>分解点検</td> <td>・ポンプ分解点検</td> <td>5 定検ごと</td> </tr> <tr> <td>制御盤</td> <td>外観検査</td> <td>・外観点検</td> <td>1 定検ごと</td> </tr> </tbody> </table>	設備名		点検内容	点検周期・時期（計画）	水位計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	圧力計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	温度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・電気試験	・ループ校正	放射線モニタ	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	・線源校正	水素濃度計	特性試験	・外観点検	1 定検ごと	・単体・ループ校正	・ガス校正	サンプリング機器	外観検査	・外観点検	1 定検ごと	特性試験	・計器校正	1 定検ごと	機能・性能検査	・作動試験	1 定検ごと	分解点検	・ポンプ分解点検	5 定検ごと	制御盤	外観検査	・外観点検	1 定検ごと	<table border="1"> <thead> <tr> <th>対象機器</th> <th>点検項目</th> <th>点検内容</th> <th>点検周期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器圧力</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器温度</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ容器水位</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">フィルタ装置出口配管圧力</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>3. 機能・性能試験</td> <td>a. 動作試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第1ベントフィルタ出口水素濃度</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スクラバ水pH</td> <td>1. 外観点検</td> <td>a. 外観点検</td> <td>1C</td> </tr> <tr> <td>2. 特性試験</td> <td>a. 校正試験</td> <td>1C</td> </tr> </tbody> </table> <p>※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。</p>	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>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>																																																																																																									

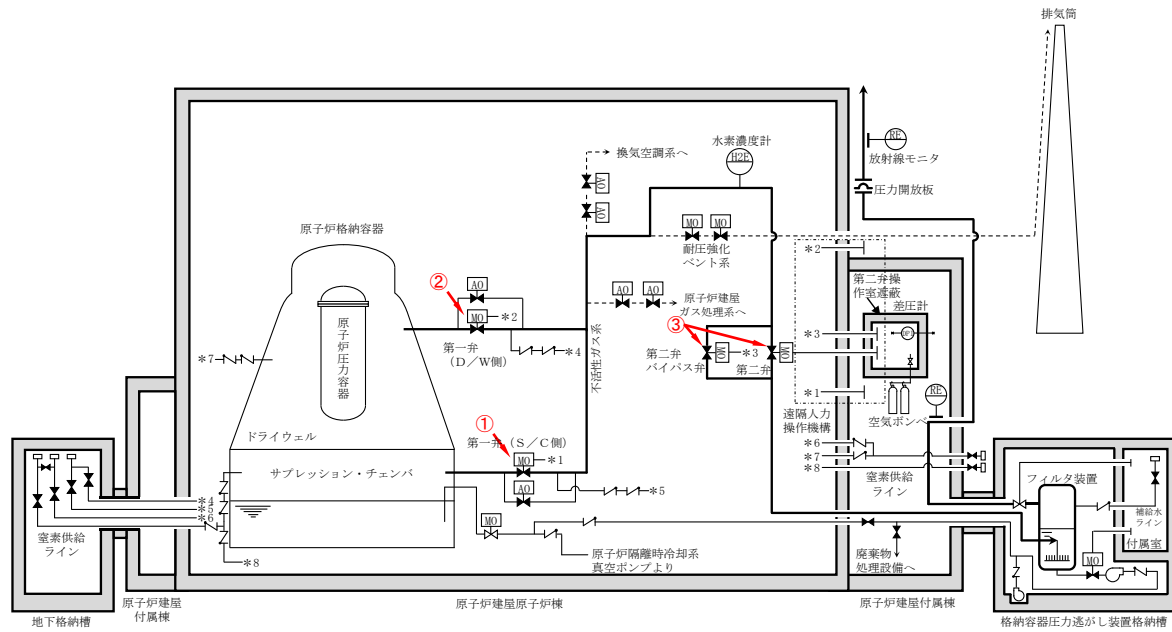
(2) 試験方法

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。

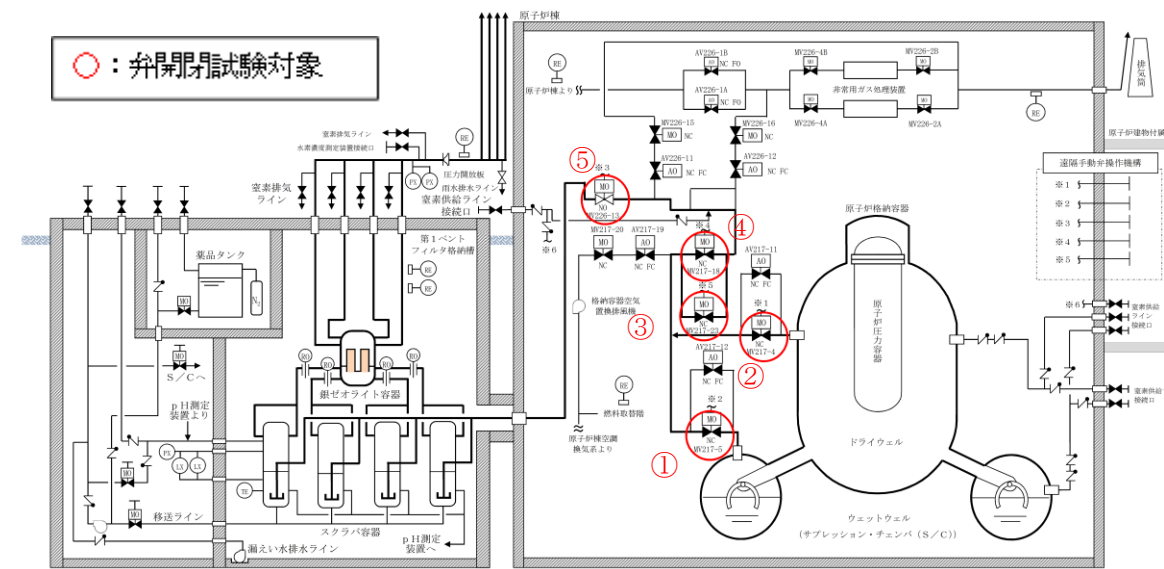
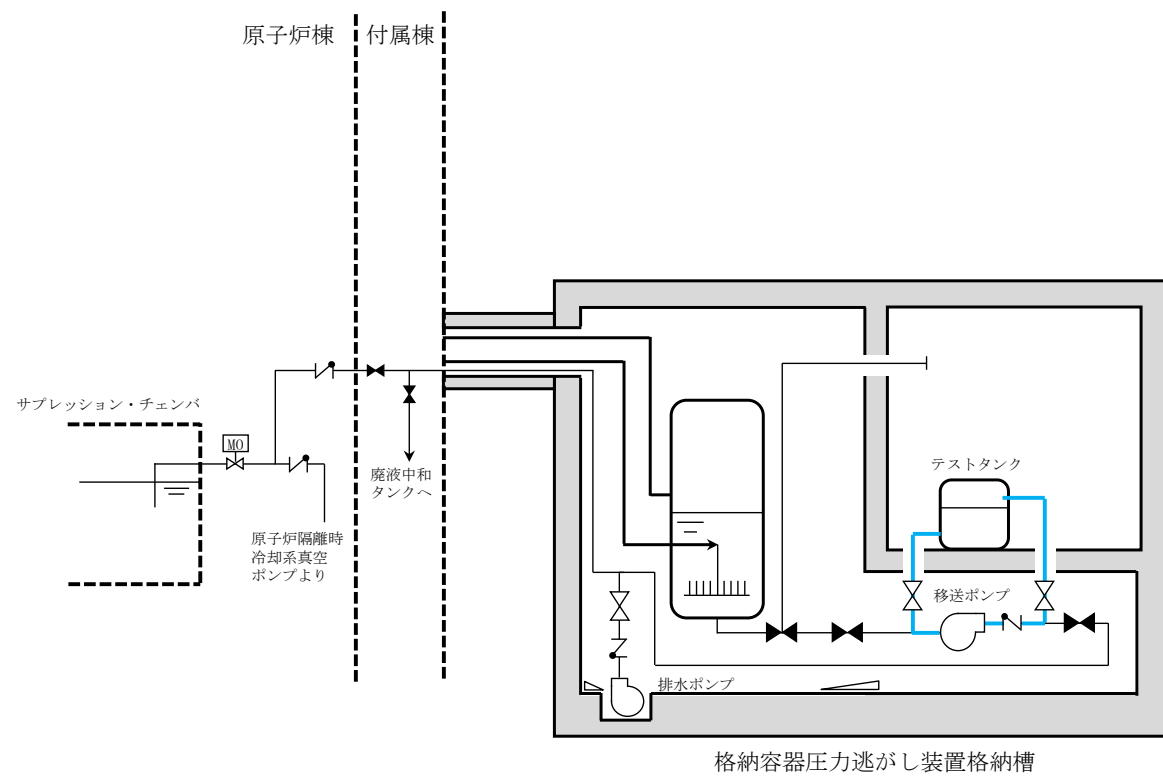


図4.5-1 弁開閉試験概要図

・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

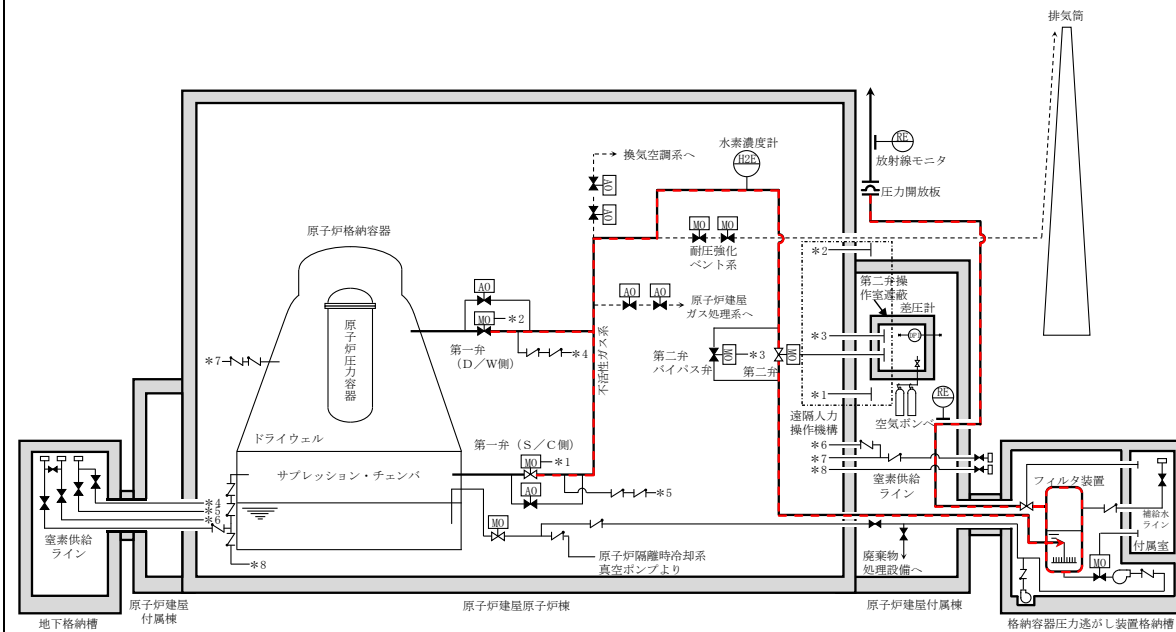
・設備の相違
島根 2 号炉は、蒸気凝縮によるスクラビング水の水位上昇が、排水設備を使用しなくともフィルタ機能維持可能な上限値に至らない設計としているため、移送ポンプを自主対策設備としていることから、記載していない

・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. 漏えい試験 (主配管)</p> <p>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。 漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。</p> <p>(a) 加圧媒体</p> <p>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。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。</p> <p>(b) 試験圧力</p> <p>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。</p> <p>(c) 試験温度</p> <p>漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、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。</p>	<p>b. 漏えい試験 (主配管)</p> <p>漏えい試験の試験条件・方法を表5.3-4に、試験概要図を図5.3-2に示す。 漏えい試験の各条件について下記(a)～(c)に整理する。</p> <p>(a) 加圧媒体</p> <p>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。</p> <p>(b) 試験圧力</p> <p>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 [] [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。</p> <p>(c) 試験温度</p> <p>漏えい試験では、系統の最高使用温度200℃を模擬することが困難となることから約180℃低い常温約20℃での漏えい確認となるが、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。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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、⑦の相違) ・炉型及び設備の違い ⑦及び設備仕様の相違

第4.4-4表 漏えい試験の試験条件・目的・方法

	加圧媒体	試験圧力	試験温度	試験目的・方法
簡易点検	窒素ガス	30kPa [gage] 以上 (窒素封入圧力)	常温	系統内を不活性状態に維持することを目的に、系統全体を窒素封入圧力(待機状態)に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。
本格点検	窒素ガス	620kPa [gage] (最高使用圧力)	常温	使用時にバウンダリ機能が維持されていることを確認するために、系統全体を最高使用圧力に加圧し、著しい漏えいのないことを確認する。



第4.4-3 図 漏えい試験の試験概要図

表4.5-4 漏えい試験の試験条件・目的・方法

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

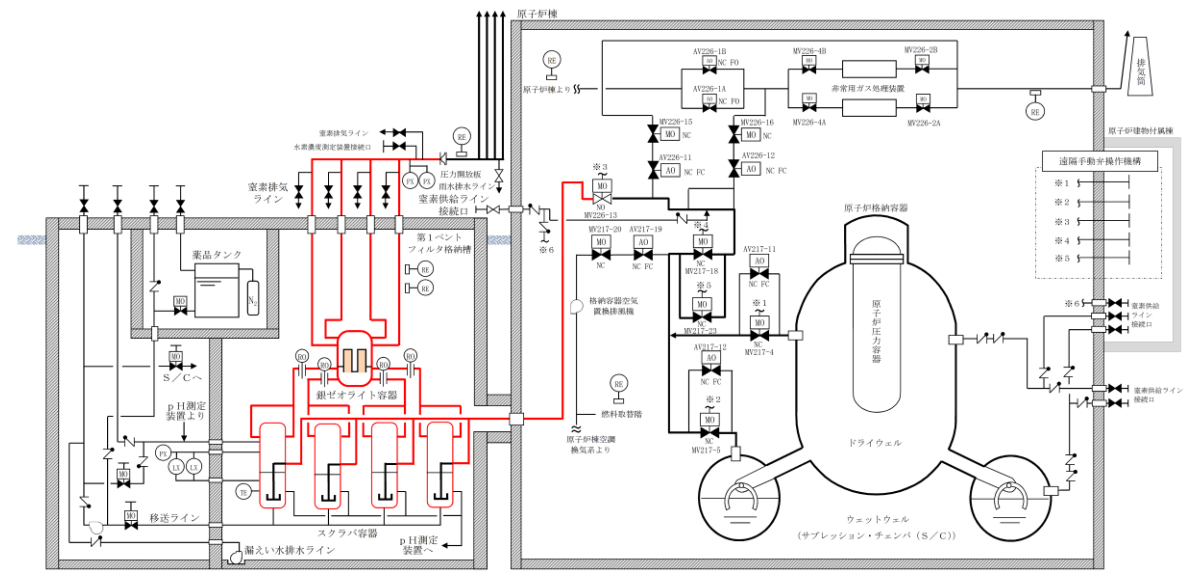


図4.5-2 漏えい試験概要図

・設備の相違

・設備の相違

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

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

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

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>具体的な自然現象としては、国内外の基準等から網羅的に抽出した事象に対して、海外の評価手法を参考とした除外基準に基づいて選定した、風(台風)、竜巻、積雪、凍結、落雷、火山、降水、生物学的事象、洪水、<u>森林火災及び高潮</u>を考慮する。</p> <p>外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において格納容器圧力逃がし装置がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>地震、風(台風)及び竜巻の風荷重、積雪、凍結、降水、<u>火山の影響</u>及び電磁的障害に対して格納容器圧力逃がし装置は、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>地震に対して格納容器圧力逃がし装置は、「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格納容器圧力逃がし装置は、「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格納容器圧力逃がし装置のうち屋内に設置可能なものは、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</u>、<u>火山の影響</u>、降水、生物学的事象、洪水及び森林火災を考慮する。</p> <p>外部人為事象としては自然現象と同様の手法で選定した、<u>飛来物(航空機落下)</u>、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重、その他の使用条件において格納容器フィルタベント系がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5(5) 環境条件等」に記載する。</p> <p>地震、風(台風)、積雪、凍結、降水及び電磁的障害に対して格納容器フィルタベント系は、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>地震に対して格納容器フィルタベント系は、「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格納容器フィルタベント系は、「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格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプ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格納容器フィルタベント系のうち屋内に設置可能なものは、<u>原子炉建物、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残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機冷却ポンプ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 島根2号炉は、設計上考慮する事象として地滑りを選定し、高潮については津波評価で考慮していることから選定していない</p> <p>・設計方針の相違 島根2号炉は、環境条件として年超過発生頻度 10^{-2}/年を想定しているため、竜巻及び火山の影響は環境条件の対象としていない</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は、自然現象の影響を受けない地下の格納槽内に設置した上で多重化している</p>

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>規制基準適合性</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時に崩壊熱による格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器内の雰囲気ガスを取り出し大気へ放出することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。また、重大事故等時の格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とする。</u></p> <p>可搬型重大事故等対処設備である可搬型の窒素供給装置は、ベント後の格納容器圧力逃がし装置入口配管の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。</p> <p>可搬型窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。</p> <p>原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。</p> <p>水素の排出経路内の水素濃度を計測するためのフィルタ装置入口水素濃度計は、可搬型窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。</p> <p>(5) <u>環境条件等</u></p> <p>a. <u>環境条件</u></p> <p>(a) <u>規制基準要求事項</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> </div>	<p>b. <u>適合性</u></p> <p>(a) <u>フィルタ装置の設計流量については、想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。</u></p> <p>(b) <u>スクラビング水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、スクラバ容器の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて 99.9%以上確保可能な水位とする。</u></p> <p>(c) <u>スクラビング水の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ水 pH 値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が 99%以上確保できる pH 以上を維持可能な添加濃度とする。</u></p> <p>(d) <u>スクラバ容器の金属フィルタの許容エアロゾル量については、想定される重大事故シナリオにおいて当該システムを使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。</u></p> <p>(e) <u>圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約 80kPa [gage] で破裂する設計とする。</u></p> <p>(f) <u>可搬型重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置は、ベント後の格納容器フィルタベント系の水素濃度を可燃限界（4vol%）以下に維持するために必要な窒素量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。</u></p> <p>(g) <u>可搬式窒素供給装置は、必要となる容量等を賄うことができる設備を 1 セット持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。</u></p> <p>(h) <u>原子炉建屋屋上位置より放出される放射性物質濃度を確認するためのフィルタ装置出口放射線モニタは、ベント実施時に想定されるフィルタ装置出口配管に内包される放射性物質からのγ線強度を十分監視できる計測範囲を有した設計とする。</u></p> <p>(g) <u>水素の排出経路内の水素濃度を計測するための第1ベントフィルタ出口水素濃度は、可搬式窒素供給装置からの窒素によるページの効果が確認でき、配管内の水素濃度が可燃限界濃度以下であることが監視できる計測範囲を有する設計とする。</u></p> <p>(5) <u>環境条件及び荷重条件</u></p> <p>a. <u>要求事項</u></p> <p>(a) <u>想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。[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設備により、原子炉建物付属棟より人力にて遠隔操作することも可能である。なお、NGC非常用ガス処理系入口隔離弁バイパス弁についても、電源が復旧することにより、中央制御室でも遠隔操作可能である。(別紙3, 別紙4)</p>	

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉建屋ガス処理系、換気空調系、<u>耐圧強化ベント系</u>を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。</p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合、<u>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。</u></p> <p>可搬型窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性</p> <p>ア. <u>規制基準要求事項</u></p> <div data-bbox="240 1014 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. <u>規制基準適合性</u></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. <u>規制基準要求事項</u></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. <u>規制基準適合性</u></p> <p><u>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</u></p>	<p>可能である。また、<u>NGC N2トラス出口隔離弁、NGC N2ドライウェル出口隔離弁、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。</u></p> <p>ウ) <u>格納容器フィルタベント系は、窒素ガス制御系の一部を使用しており、重大事故等時に使用する場合には、接続する原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系を、中央制御室からの弁操作によって速やかに切替えが可能である。</u></p> <p>また、全交流動力電源が喪失した場合、<u>原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系との取合い弁は、フェイルクローズの空気駆動弁及びフェイルアズイズの電動駆動弁であることから、空気駆動弁については全交流動力電源喪失時には、全閉状態となり、電動駆動弁については、全閉状態を維持するため、系統の切り替えは可能である。</u></p> <p>可搬式窒素供給装置は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備ではないことから、系統の切替えは発生しない。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性</p> <p>ア. <u>要求事項</u></p> <p>ア) 常設設備と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。[第3項第2号]</p> <p>イ. <u>適合性</u></p> <p>ア) <u>常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</u></p> <p>(d) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保</p> <p>ア. <u>要求事項</u></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. <u>適合性</u></p> <p>ア) <u>格納容器フィルタベント系の可搬式窒素供給装置は、通常時は高台の第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等が発生し</u></p>	<p>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原子炉格納容器から放出口までのラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉動作の確認により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉動作の確認は実施しない。</p> <p>オ. 機能・性能試験として、格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>5.1.6 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系の設置</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p>	

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 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>(4) 他系統との共用</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弁設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(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、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</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原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。</p> <p>(b) 格納容器ベント停止後に再度、代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合は原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</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>・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>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物付属棟に設置することで、作業員の放射線防護を考慮する設計とする。</p> <p>(8) 圧力開放板</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) ラプチャディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないもの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力(0.427MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である約 0.08MPa [gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の排気の妨げにならない設計とする。</p> <p>(9) 長期的な使用時の悪影響防止</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウ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、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>(10) 設備使用後の放射線防護対策</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>スクラビング水の補給等、屋外作業を実施する際、ベント実施後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減するため、格納容器圧力逃がし装置格納槽は必要な遮蔽厚さを設けた設計とする。</p> <p>以上より、第50条の要求事項に適合している。</p> <p>5.8 第52条 (水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)</p> <p>(1) 規制基準要求事項</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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> </div>	<p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器及び銀ゼオライト容器）及び使用時に高線量となる配管、機器等は地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置し、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>(11) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保</p> <p>a. 要求事項</p> <p>(a) 多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b. 適合性</p> <p>(a) 格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>(b) 格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>(c) 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(d) 移動式代替熱交換設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。</p> <p>(e) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置並びに圧力開放板と、残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>(f) 格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>5.1.8 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」</p>	<p>・ 記載方針の相違</p>

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

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

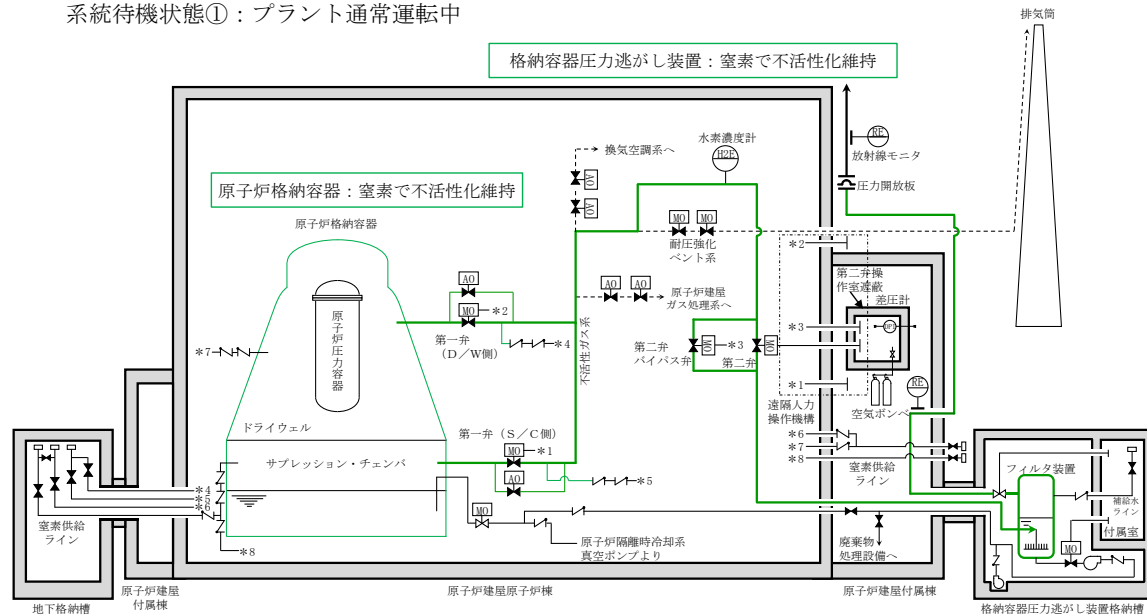
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;"><u>可燃性ガスの爆発防止対策について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の系統内で可燃性ガスの爆発が発生した場合、格納容器圧力逃がし装置に期待している放射性物質の低減効果が喪失するおそれ又はフィルタ装置内で保持している放射性物質の外部への放出のおそれがあるため、設計及び運用により系統内での可燃性ガスの爆発を防止する。</p> <p>(1) 考慮する可燃性ガスの種類及び対策</p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故時に発生するおそれのある可燃性ガスとして、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食により発生する水素が考えられる^{※1}。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回るが、格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。格納容器圧力逃がし装置の系統内については、待機状態から系統内を窒素で不活性化することにより、格納容器内の水素が排出経路を通過する際における水素爆発を防止する（補足1）。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置の配管については、ベント時に発生する蒸気凝縮で発生するドレン水による閉塞やこれに起因する水素及び酸素の滞留を防止するために、配管ルートにUシール部ができないように配置する。新設部分については水平配管に適切な勾配を設ける。</p> <p>なお、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%以上の条件に加えて、着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源又は 500℃以上の発熱源の不確かさが大きいと、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することとしている。</p> <p>※1 熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガスである一酸化炭素が発生することが考えられるが、コリウムシールドを設置することでペDESTAL（ドライウエル部）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（ドライウエル部）のコンクリートが床面及び壁面ともに 30cm 侵食したことを仮定した場合においても、一酸化炭素の発生量は 15 kg であり、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水素発生量 700kg に対して十分に低いこと及び一酸化炭素の可燃限界濃度が空気中において 12.5vol%であることを踏まえると、無視できると考えられる。（別紙 41）</p> <p>(2) 系統の各運転状態における設計上の考慮</p> <p>a. 系統待機状態①：プラント通常運転中</p> <p>(a) 水素爆発防止対策</p> <p>プラント通常運転中においては、格納容器と同様に系統内を窒素で不活性化する設</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p style="text-align: center;"><u>水素の滞留に対する設計上の考慮について</u></p> <p>炉心の著しい損傷を伴う重大事故が発生した場合には、ジルコニウム-水反応等で大量の水素が発生する。また、長期的には水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。これを考慮し、島根2号炉を含むBWRプラントにおいては、プラント通常運転中に原子炉格納容器内を窒素で不活性化しており、水素爆発を防止する設計としている。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置である格納容器フィルタベント系は、同様の設計思想で、プラント通常運転中は系統内を窒素で不活性化し、排出経路での水素爆発を防止する設計としている。また、ベント後収束モードにおける水素爆発防止対策として、水の放射線分解で長期的に発生する水素が系統内に滞留しないよう、可搬式窒素供給装置による窒素供給（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）。可搬型の水素濃度測定設備は、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、原子炉格納容器、フィルタ装置及び放出端の設置レベルを考慮し、水素の滞留やドレン溜まりが出来ないようにルート構成としている。具体的には、出来るだけローポイント・ハイポイントが出来ないルート構成とし、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、水平枝管(水平及び上り勾配)、上向き枝管もしくは組合せ枝管に該当する箇所についても換気可能な構成としている。</p> <p>他系統との隔離弁のうち、原子炉棟空調換気系との隔離弁(AV217-19)及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁(AV226-11)までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。また、非常用ガス処理系との隔離弁(AV226-12)までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いと、ベント時に水素を連続して主配管に排出させる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、ウェットウエルベント時はドライウエル側の第1弁(MV217-4)までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。ドライウエルベント時はウェットウエル側の第1弁(MV217-5)までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。(図2-2参照)</p> <p>c. 容器についても、「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン(第3版)」の考え方を準用して評価設計している。上向き枝管に相当</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。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、水素の発生がないため、監視不要である。この系統状態における水素爆発防止対策概要を第1図に示す。

系統待機状態①：プラント通常運転中



第1図 水素爆発防止対策（系統待機状態①）

b. 系統待機状態②：重大事故時、ベント前

(a) 水素爆発防止対策

炉心の著しい損傷を伴う重大事故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。

(b) 系統における水素濃度監視

系統における水素濃度に関しては、系統内に水素が持ち込まれないため、監視不要である。

この系統状態における水素爆発防止対策概要を第2図に示す。

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。

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。

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。

【系統待機モード①】：プラント通常運転中

プラント通常運転中においては、原子炉格納容器と同様、系統内を窒素で不活性化し、水素爆発を防止する設計としている。フィルタ装置から放出端へ至る配管上には、窒素置換時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気と比較して十分低い圧力で開放する圧力開放板を設けている。

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。

【系統待機モード②】：SA時、ベント前

炉心の著しい損傷を伴う重大事故時においては、原子炉格納容器内雰囲気は、蒸気、窒素及び水-金属反応で発生した水素が混合した状態となるが、ベント前の格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器からのガス流入はないため、系統の不活性化が保たれる。

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。

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

ベント開始により、原子炉格納容器内に蓄積された系統待機モード②の状態のガス（蒸気、窒素、水素等）が系統内に流入するが、ベント開始直後の系統の昇温に伴う蒸気の凝縮を考慮しても排気口から空気が格納容器フィルタベント系内に逆流することはないことから、格納容器フィルタベント系は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、水素爆発は発生しない。（注記参照）

また、ベントにより、当初封入された窒素は系外に排出されるが、原子炉格納容器から系統内に流入するガスの大半は蒸気であるため、水素爆発は発生しない。

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。

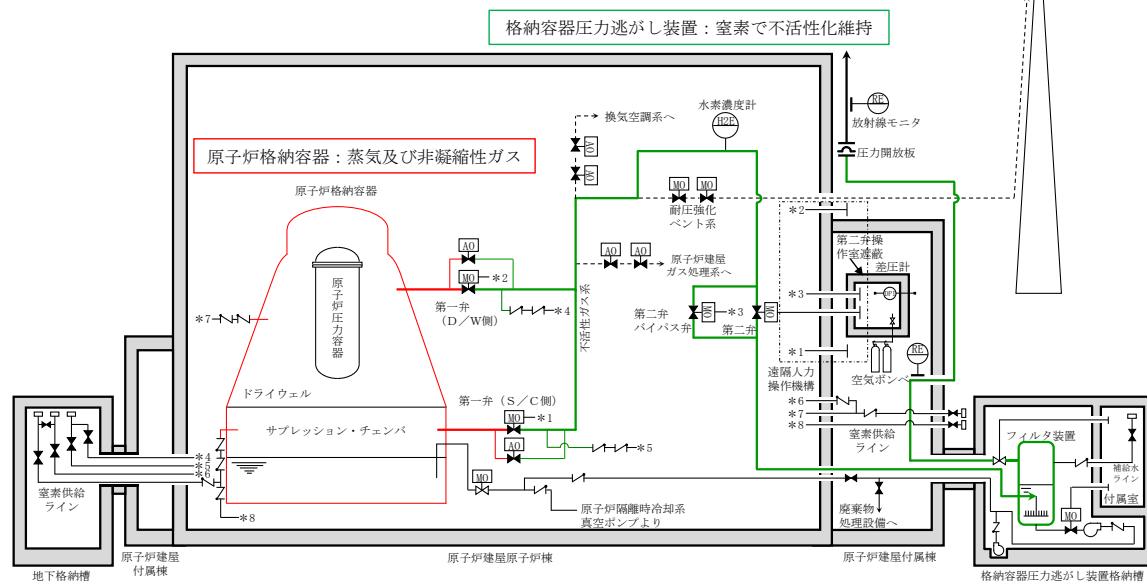
【注記：対向流が発生しない理由】

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。

【ベント後収束モード】：事象発生後7日以降

大半の放射性物質が捕集され、移行がなくなった状態であるベント後収束モードでは、プラント状態により、ベント弁の開運用と閉運用がある。それぞれにおける水素爆発防止に対する具体的な設計上の考慮を以下に示す。

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

①ベント弁「開」運用

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

原子炉格納容器内の除熱手段として、残留熱除去系が期待できる状態に復旧した場合等にベント弁を閉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）前までに原子炉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、原子炉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の水素濃度測定設備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。

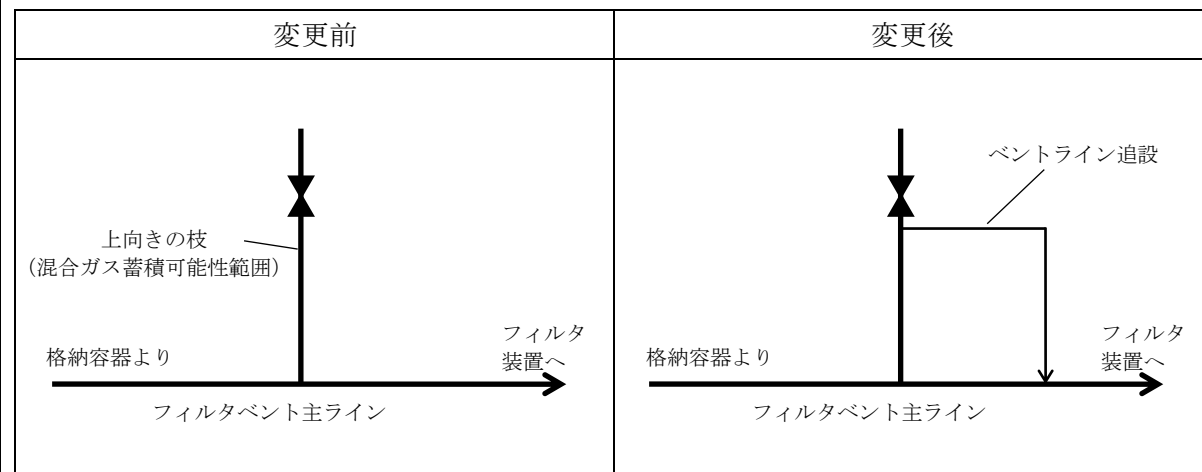
格納容器過圧・過温破損シーケンス（大LOCA+SBO+ECCS機能喪失）におけるベント時の

東海第二発電所 (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>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水素濃度測定設備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"> 原子炉格納容器内における水素発生量は事象発生7日後を想定し、格納容器過圧・過温破損シーケンス(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)におけるMAAP解析結果より、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(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)における蒸気発生量は、事故発生30日後においても [] 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。 <p>[]</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線吸収割合は [] とする。 窒素供給量は100m³/h[normal]とする。 	

第1表 主ラインから分岐する枝管の閉止端までの長さとお口径等

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 ドライウェル側第一弁バイパスライン (上流側)	2.525	0.0495	51.0	有
② ドライウェル側第一弁バイパスライン (下流側)	2.289	0.0495	46.2	有
③ 原子炉建屋ガス処理系ライン	2.051	0.5906	3.47	無
④ 換気空調系ライン	4.956	0.5856	8.46	有
⑤ 第二弁バイパス弁 (下流側)	7.043	0.4286	16.4	有

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



第3図 枝管へのベントラインの追設 (混合ガス蓄積防止)

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

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

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

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

水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

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

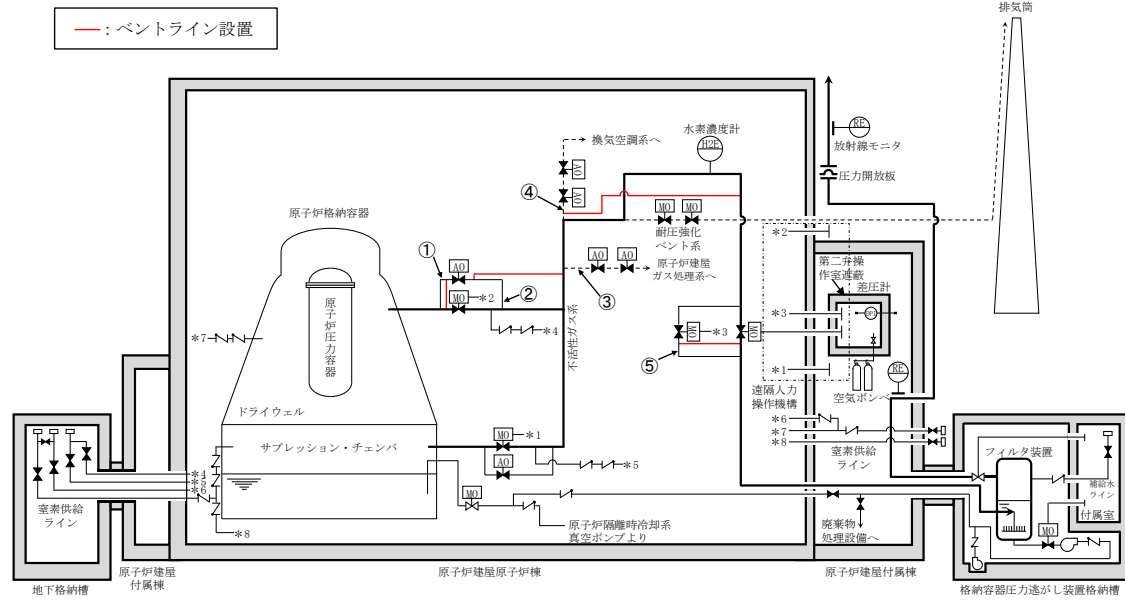
$$\square$$

- 放射線吸収割合は \square とする。
- 窒素供給量は 100m³/h[normal] とする。

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

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

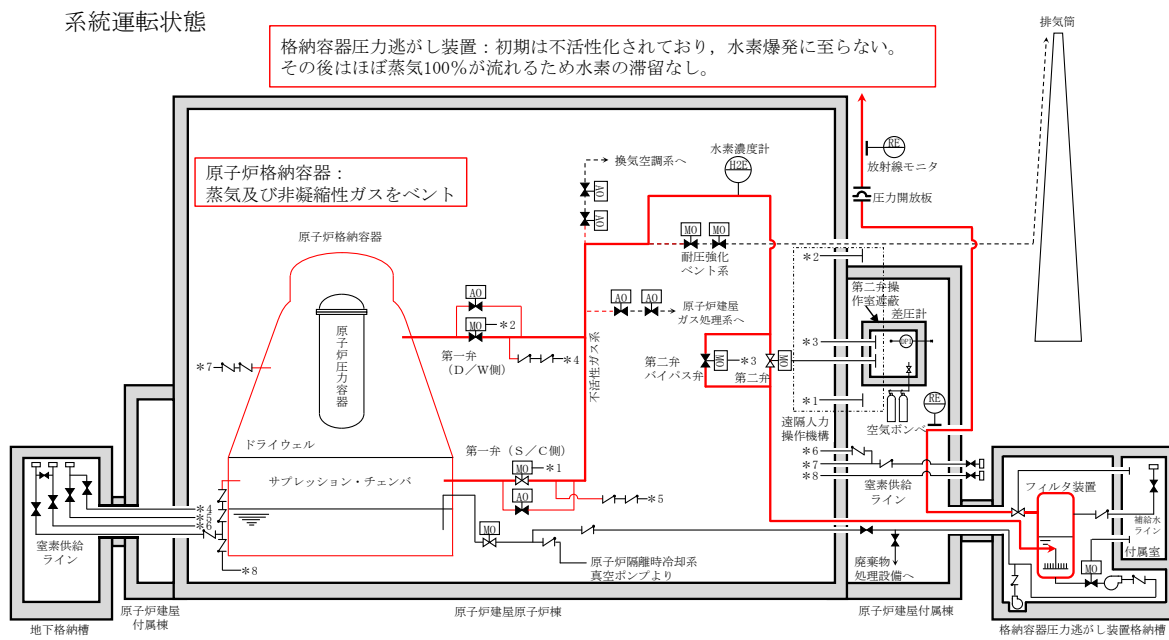
ここでは保守的に設計崩壊熱量である 370kW を想定しているが、格納容器過圧・過温破損シーケンス (大 LOCA+SB0+ECCS 機能喪失) におけるスクラバ容器内発熱量の約 8.9×10⁻³kW を用いた場合、数桁低い水素濃度となる。



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）

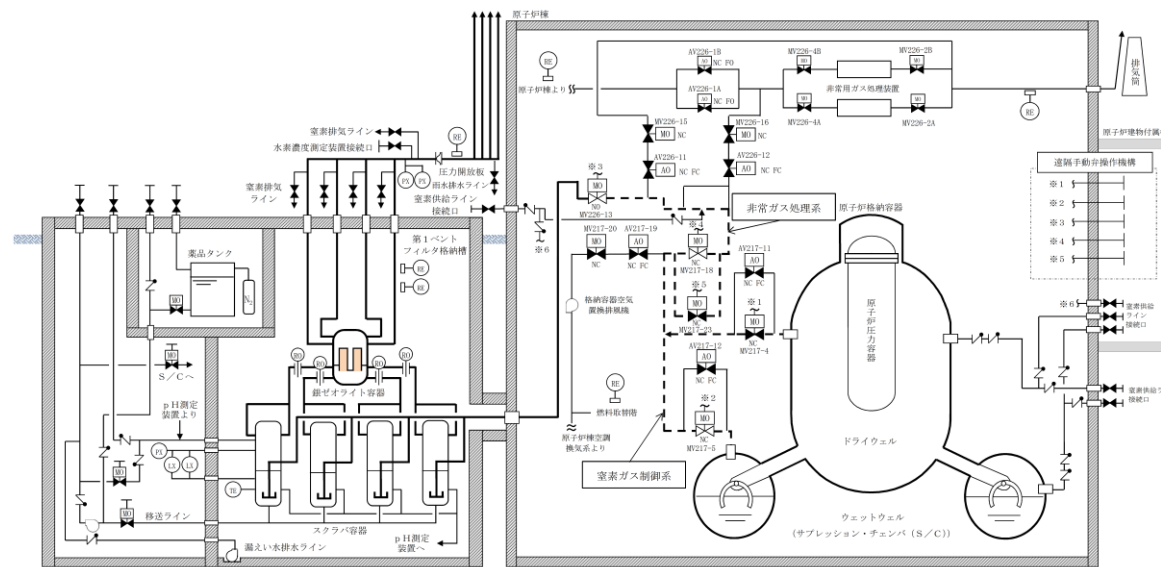
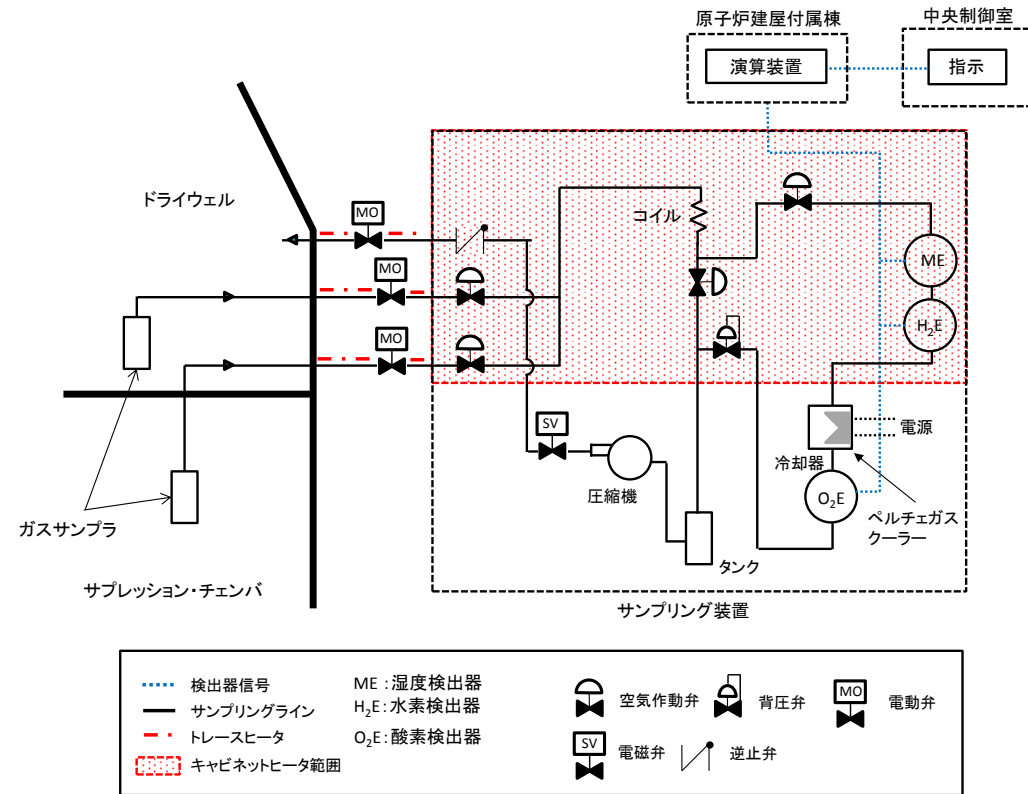


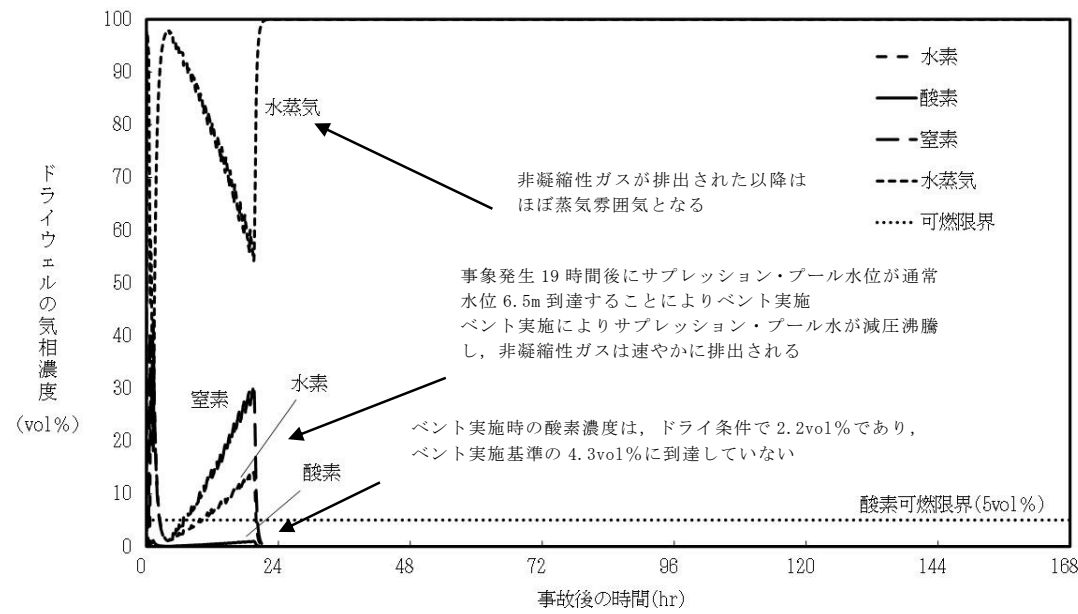
図1 格納容器フィルタベント系 系統概略図



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）

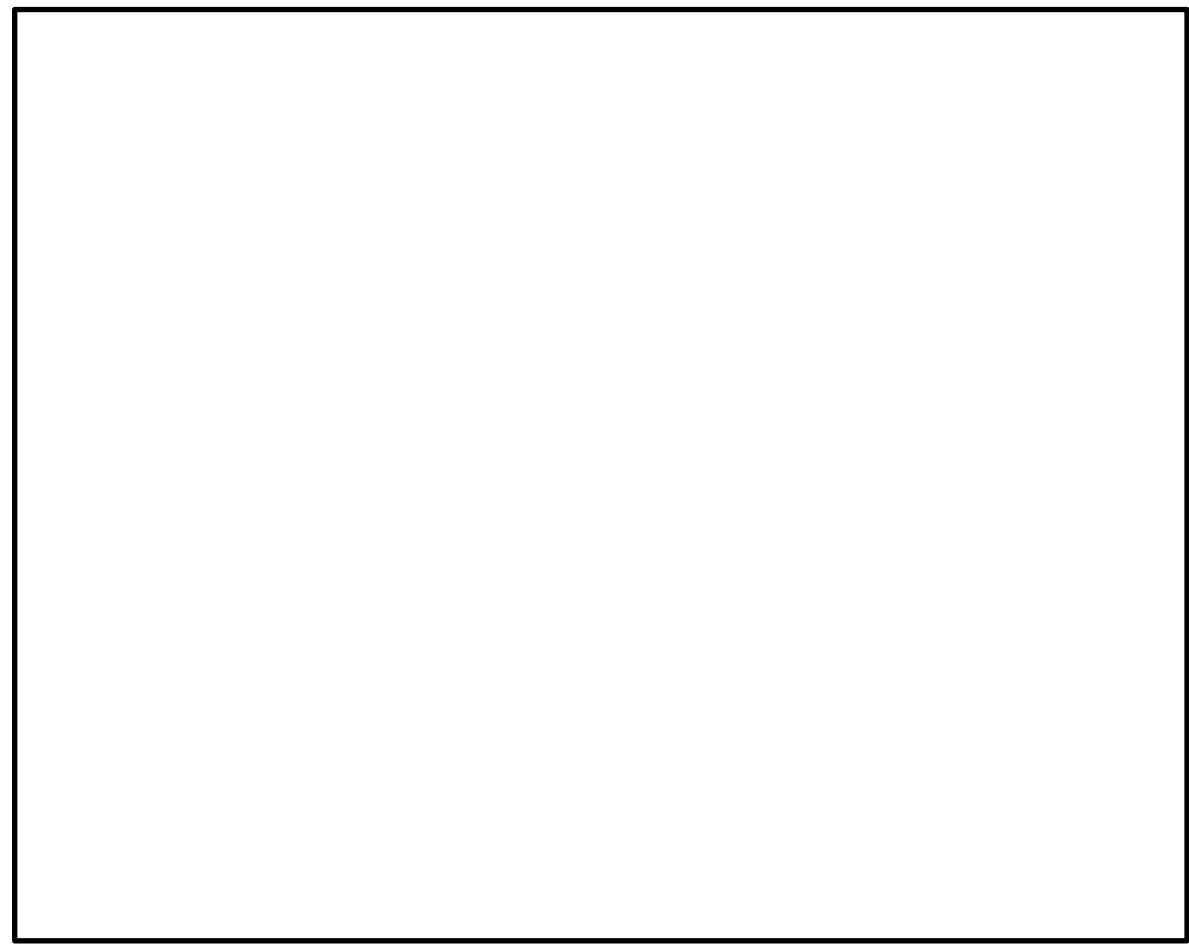
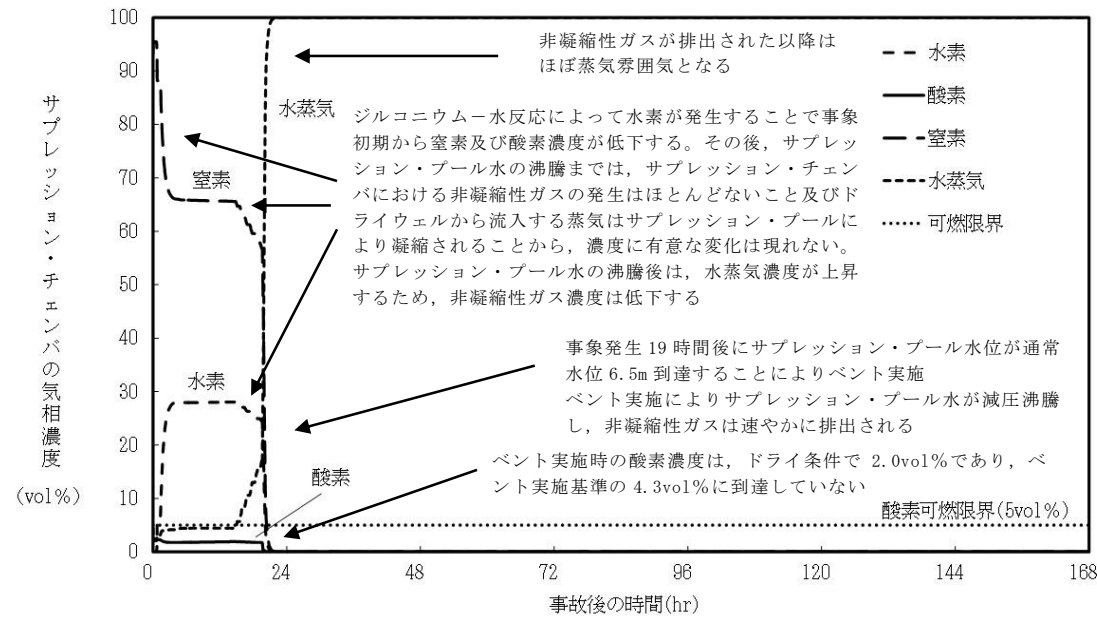


図2-1 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図



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。

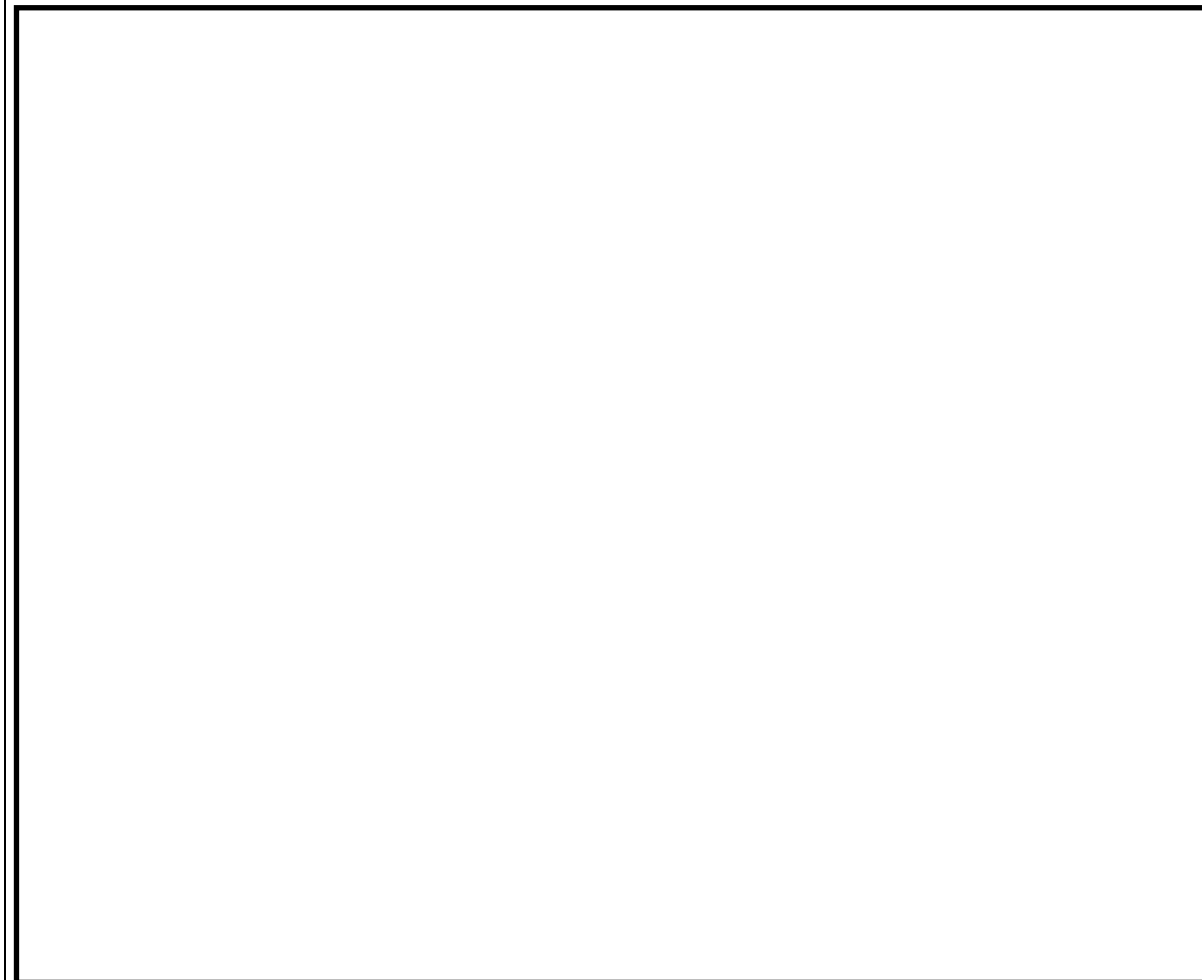


図2-2 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

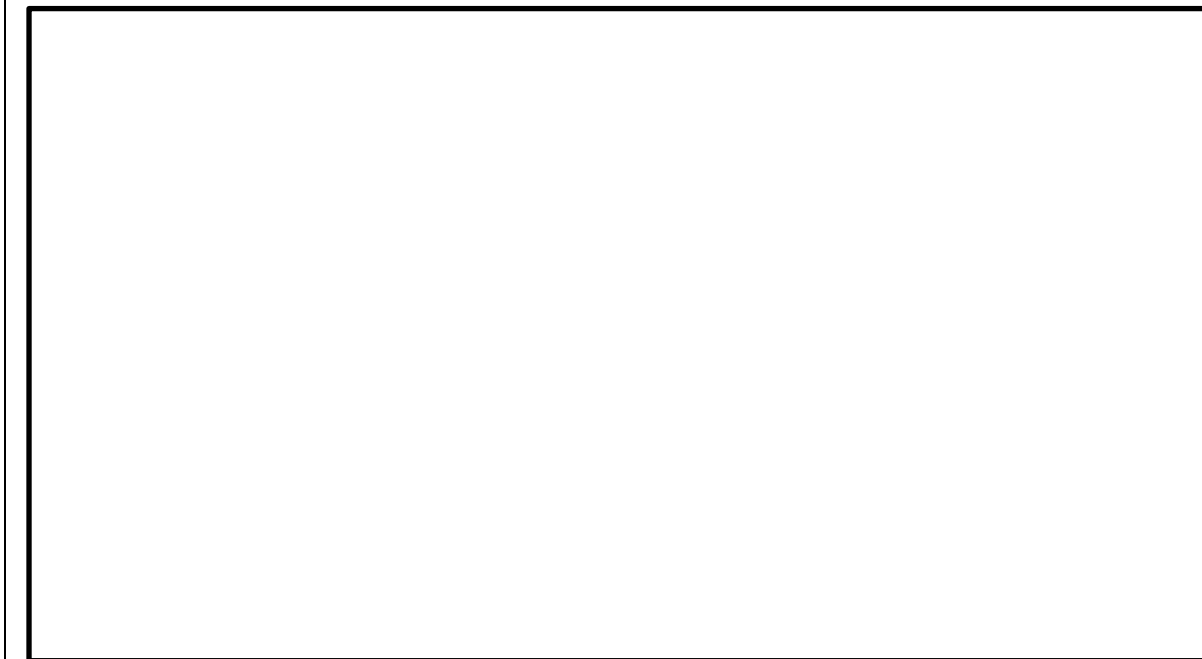


図2-3 格納容器フィルタベント系 配管ルート全体鳥瞰図

(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。

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

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

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

(d) 移送ライン使用時における格納容器内への空気流入の影響について

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

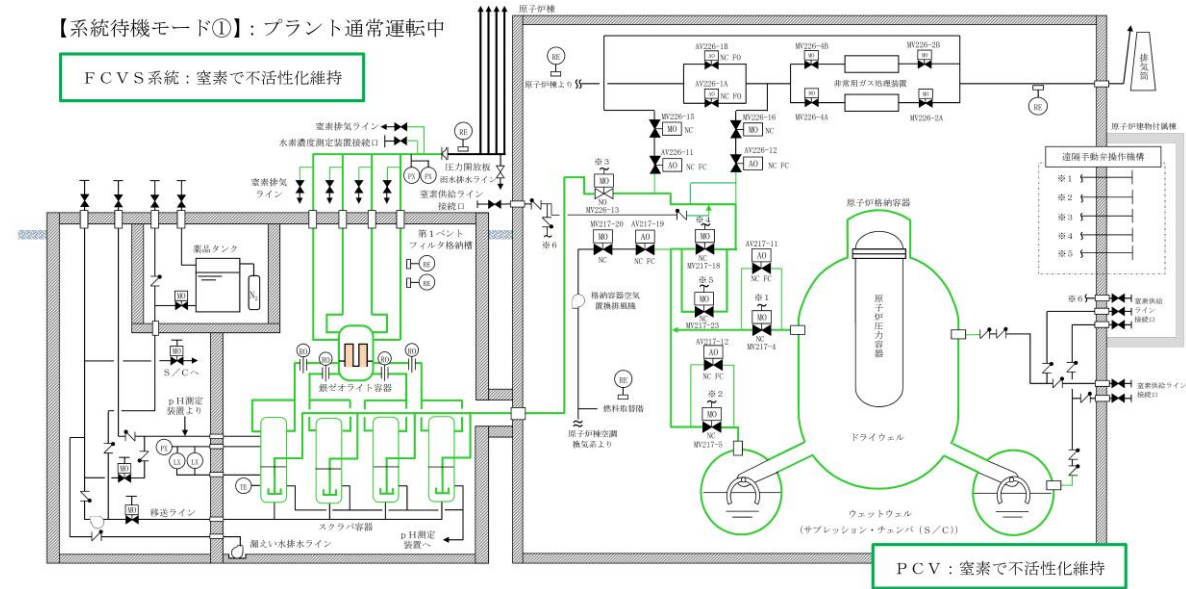


図3 格納容器フィルタベント系(系統待機モード①)水素爆発防止対策

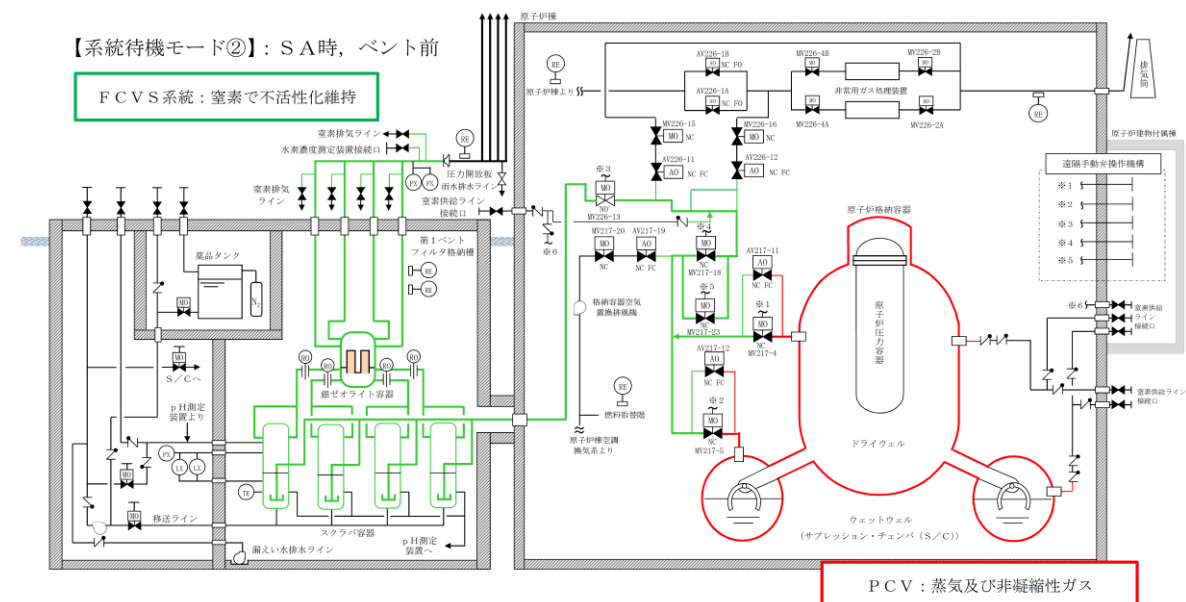
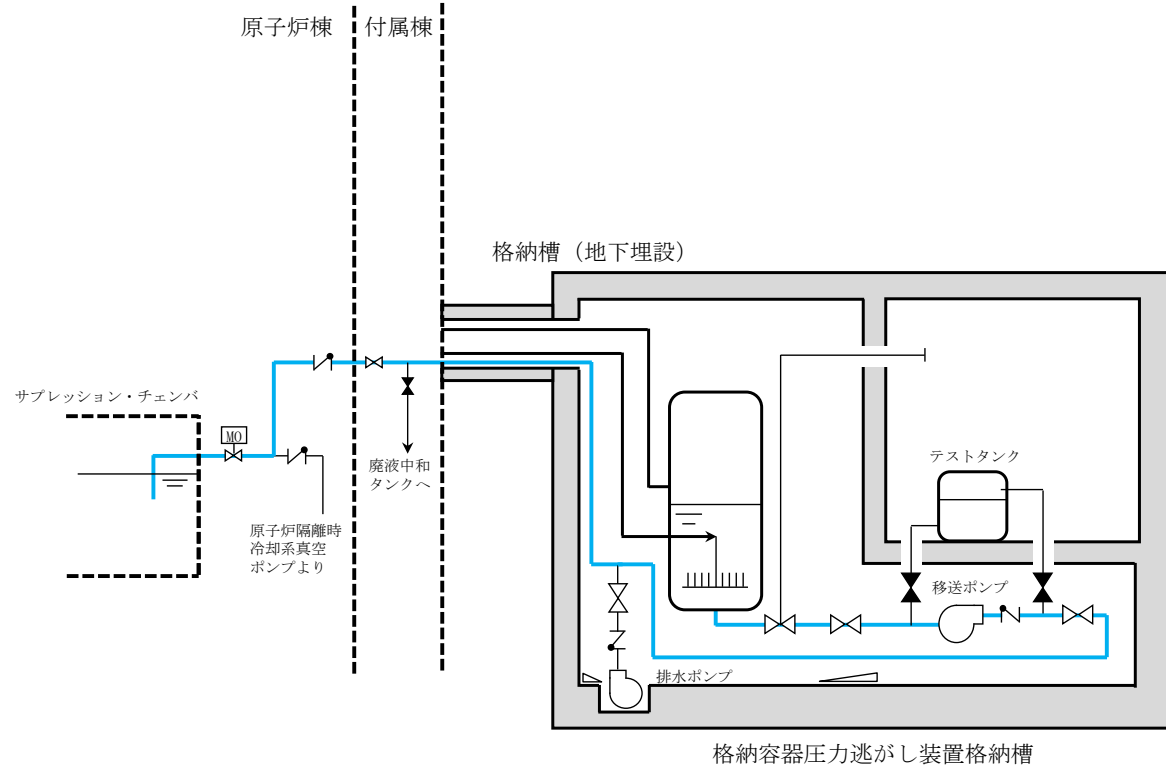


図4 格納容器フィルタベント系(系統待機モード②)水素爆発防止対策

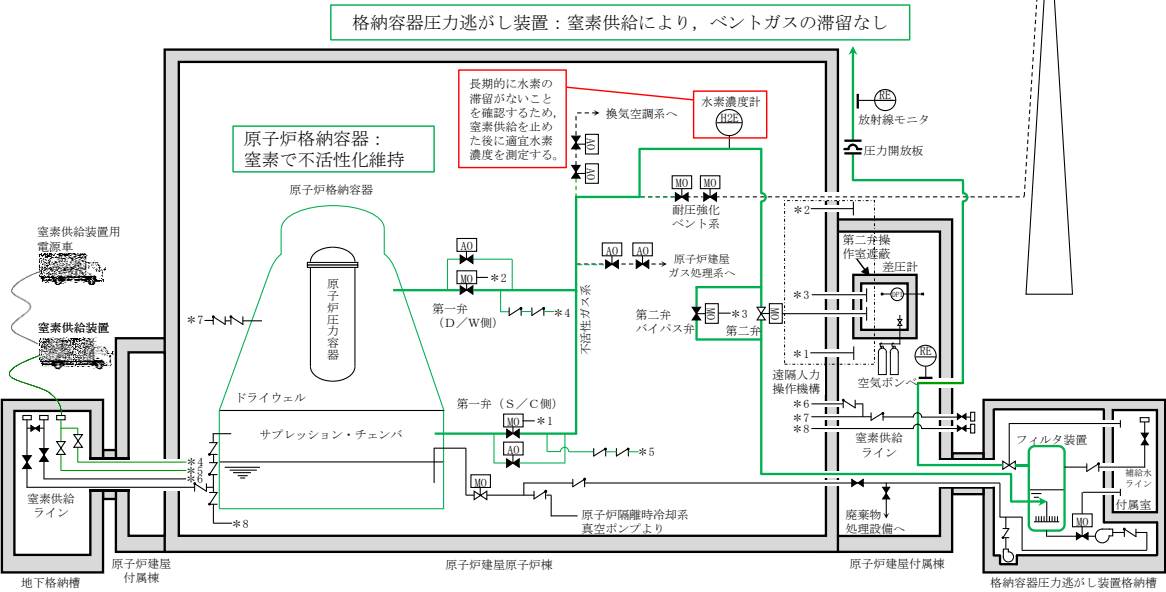


注) 系統構成は現在の計画

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。

事故収束状態：「隔離弁閉」



第10図 水素爆発防止対策 (ベント停止後)

【ベント運転モード】：ベント～事象発生後7日程度

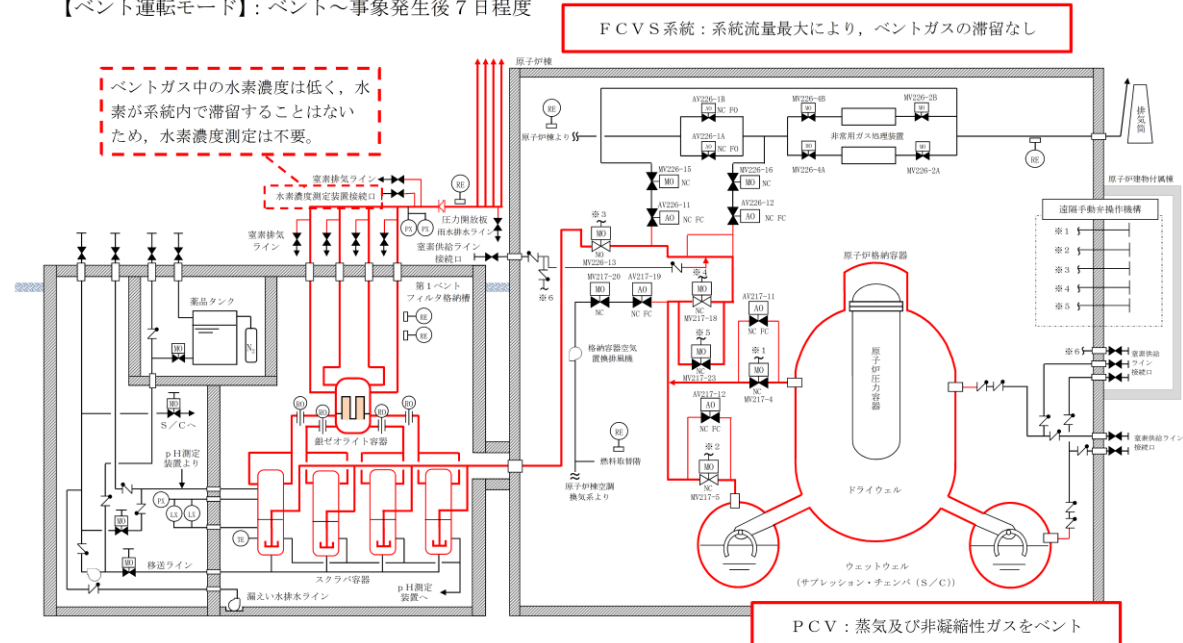


図5 格納容器フィルタベント系 (ベント運転モード) 水素爆発防止対策

【ベント後収束モード (ベント弁開)】：事象発生後7日以降

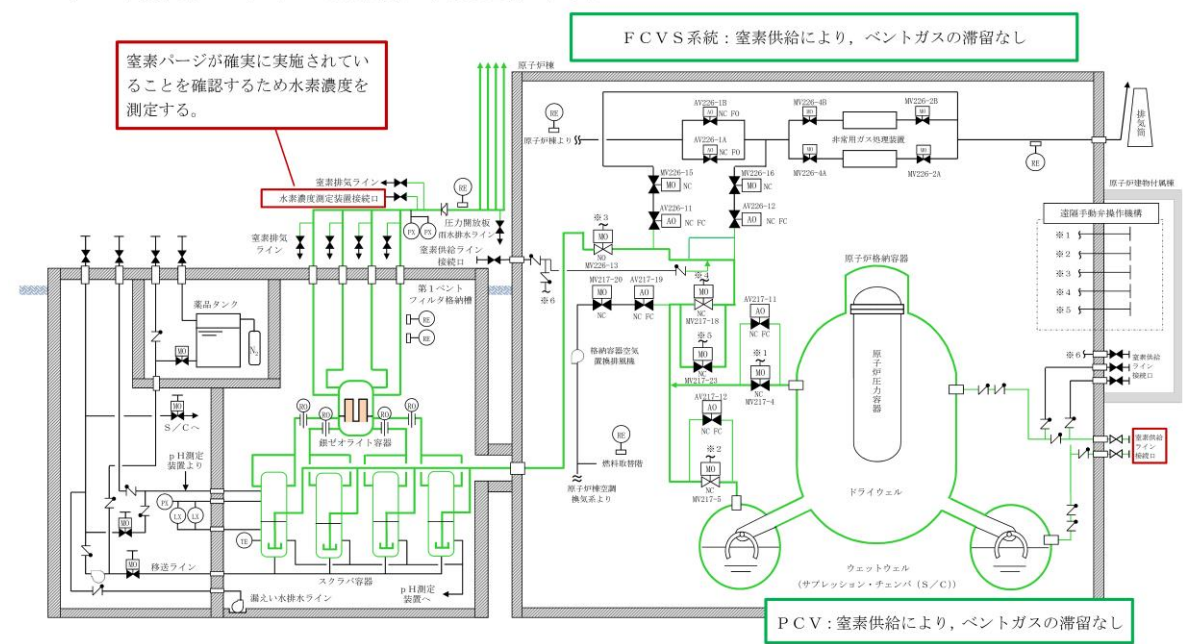
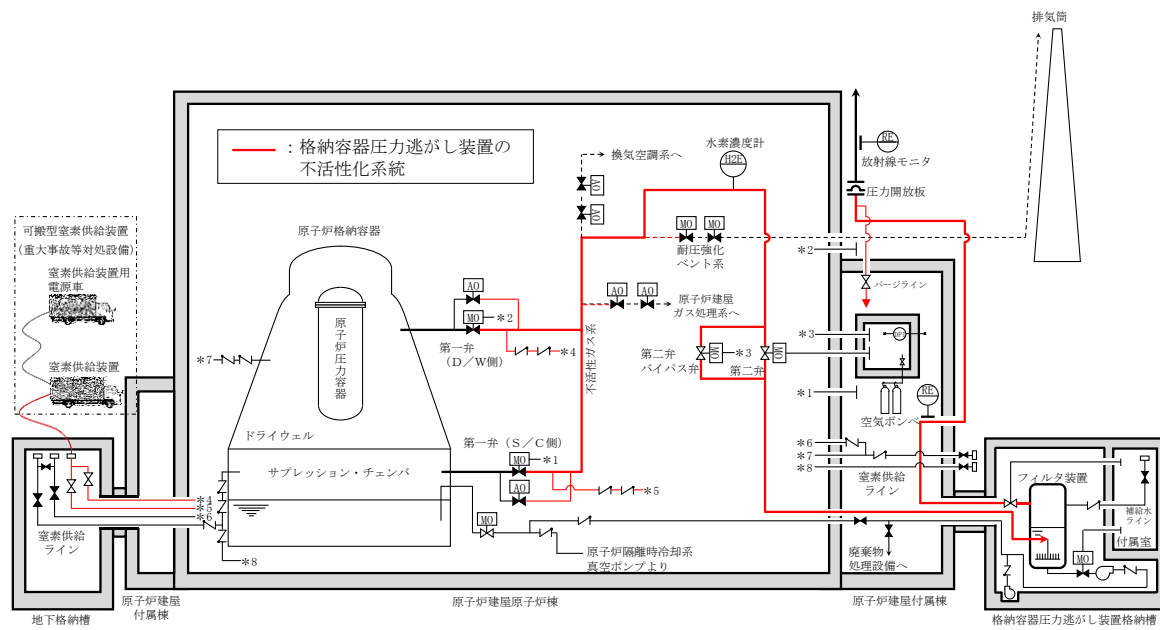


図6 格納容器フィルタベント系 (ベント後収束モード①) 水素爆発防止対策

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

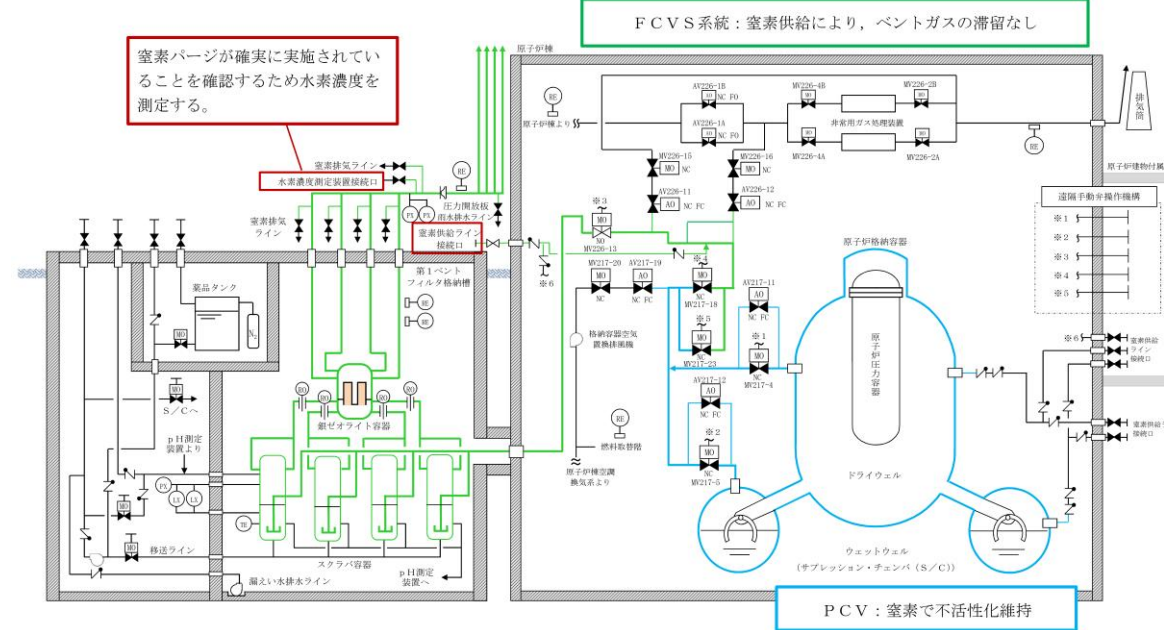


図7 格納容器フィルタベント系(ベント後収束モード②) 水素爆発防止対策



事故後の時間(時)

MA47BNS2AE-0JA2000

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)

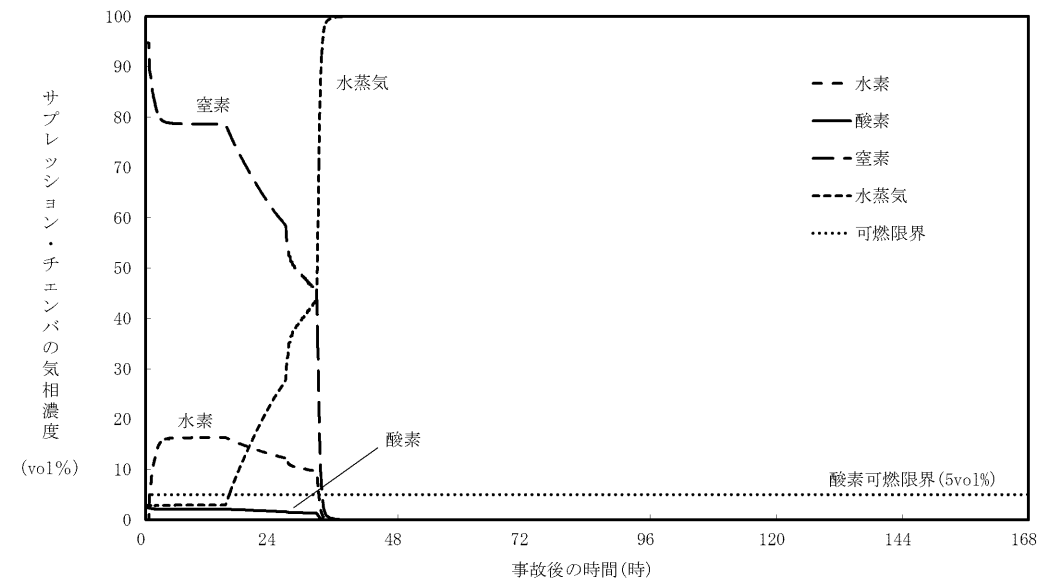
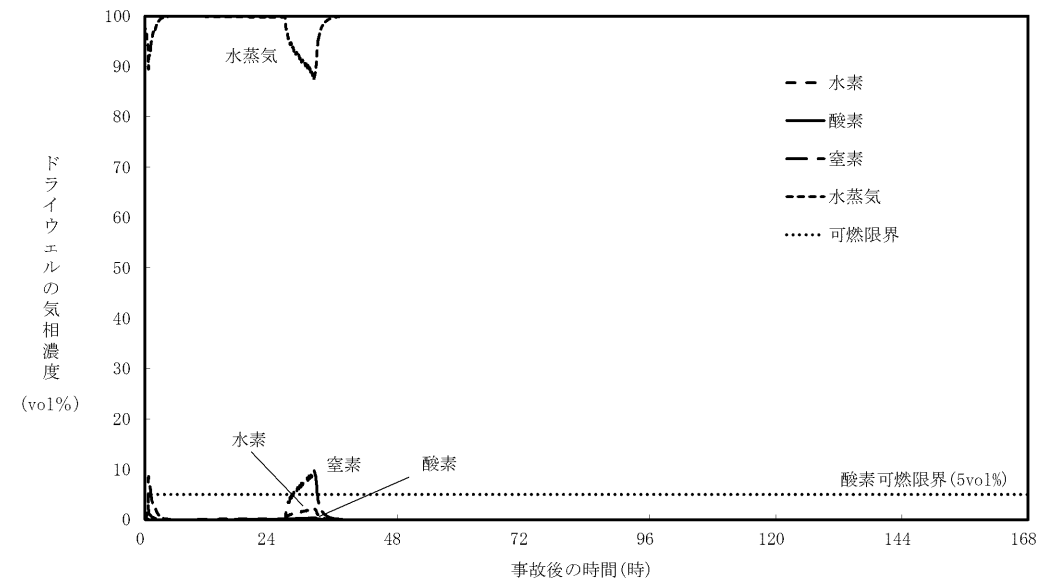


図9 格納容器過圧・過温破損シーケンスにおける格納容器内の気相濃度の変化(ウェット条件)

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 1018 863" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="418 884 1003 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 1012 1717" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="320 1738 1104 1770">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="1314 216 1822 247">(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 1472 558">(a)解析条件</p> <p data-bbox="1344 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="1344 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 930 1576 961">(b)解析結果及び評価</p> <p data-bbox="1344 976 2415 1184">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="1344 1199 2415 1365">「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="1344 1379 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>	

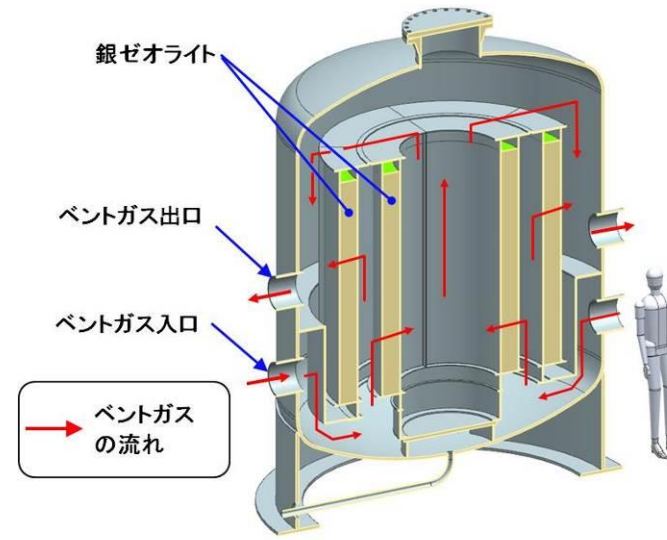


図1 銀ゼオライト容器におけるベントガスの流れ

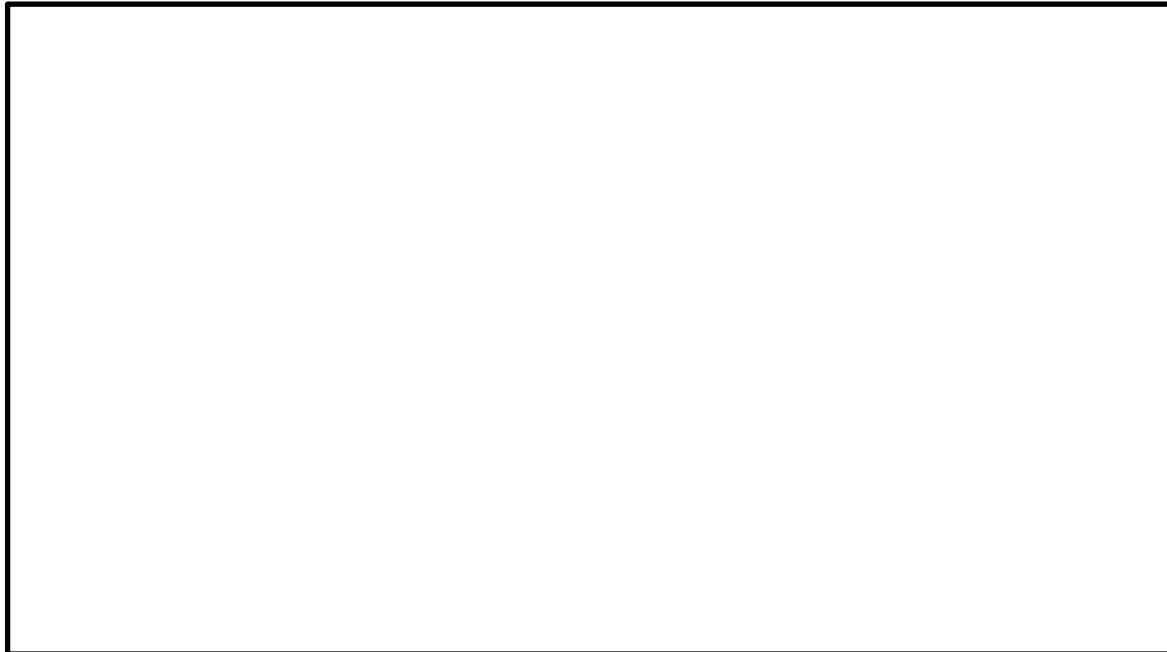


図2 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント運転中)

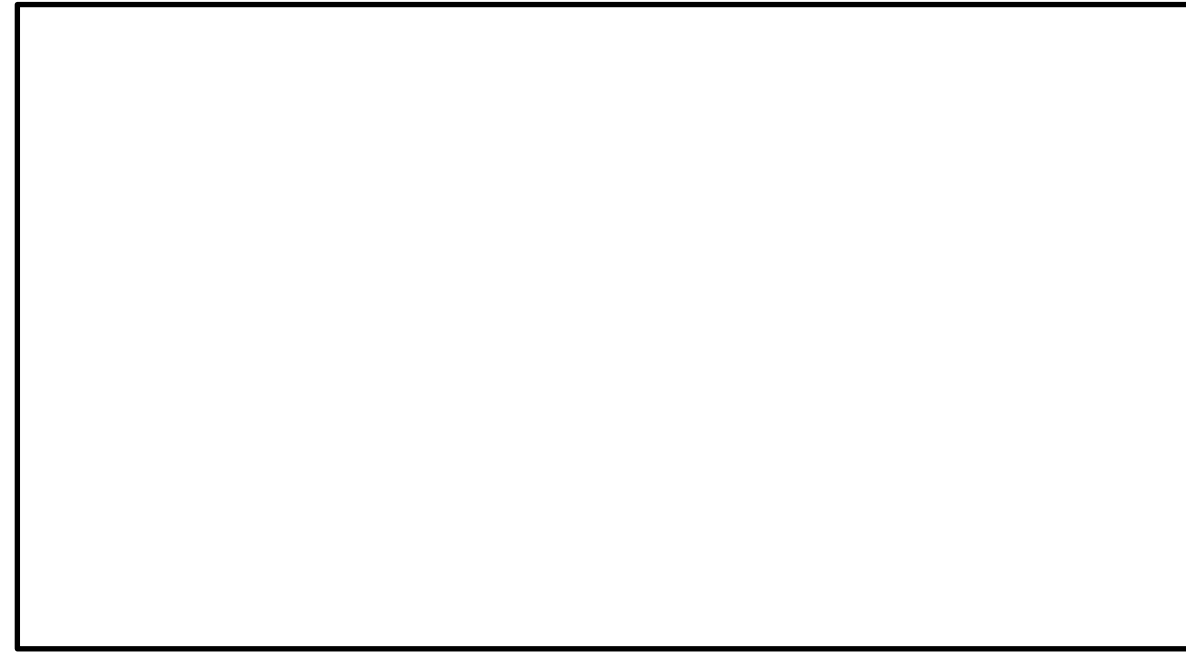


図3 銀ゼオライト容器における流動解析結果 (ベント後長期)

(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、ペDESTAL内の壁面コンクリートが [] 侵食されることで [] となる。

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考						
	<p>(参考3) ドレン移送ライン使用時における格納容器内への空気流入影響について</p> <p>ドレン移送ラインについては、図1のようにドレン移送ポンプを用いてスクラビング水をサブプレッション・チェンバへ排水することとしているが、スクラビング水を排水する際に、ドレン移送ポンプ下流側配管の水張りができない範囲の空気については、スクラビング水と同時にサブプレッション・チェンバへ流入する。</p> <p>系統待機時のドレン移送ポンプは水張りを実施しているが、保守的にドレン移送ラインの配管容積全ての空気量がサブプレッション・チェンバへ移行したとして評価した結果を以下に示す。</p> <table border="0" data-bbox="1380 615 2430 783"> <tr> <td>ドレン移送ラインの配管容積</td> <td>約 0.6m³</td> </tr> <tr> <td>酸素量 (酸素濃度 21%で算出)</td> <td>約 0.12m³</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバの空間容積</td> <td>約 3,190m³ (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)</td> </tr> </table> <p>系統待機時のドレン移送ラインの空気の状態を大気圧、温度 10℃、排水時のサブプレッション・チェンバの状態を大気圧、温度 100℃、酸素濃度 C%と仮定すると、サブプレッション・チェンバへの酸素流入量は約 0.164m³、空気流入量は 0.79m³、もともとのサブプレッション・チェンバ内の酸素量は 31.9C m³となる。</p> <p>以上より、排水後のサブプレッション・チェンバの酸素濃度は</p> $\begin{aligned} \text{(酸素濃度)} &= \text{(酸素量)} / \text{(空気量)} \times 100 \\ &= (0.164 + 31.9C) / (0.79 + 3190) \times 100 \\ &= 0.00513 + 0.9998C \quad \% \end{aligned}$ <p>となる。よって、ドレン移送ライン配管内の酸素が流入することによる酸素濃度上昇分は</p> $\begin{aligned} \text{(酸素濃度上昇分)} &= \text{(排水後酸素濃度)} - \text{(排水前酸素濃度)} \\ &= (0.00513 + 0.9998C) - C \\ &= 0.00513 - 0.0002C < 0.01\% \end{aligned}$ <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 (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)	
ドレン移送ラインの配管容積	約 0.6m ³							
酸素量 (酸素濃度 21%で算出)	約 0.12m ³							
サブプレッション・チェンバの空間容積	約 3,190m ³ (サブプレッション・プール通常水位+約 1.3m を考慮)							

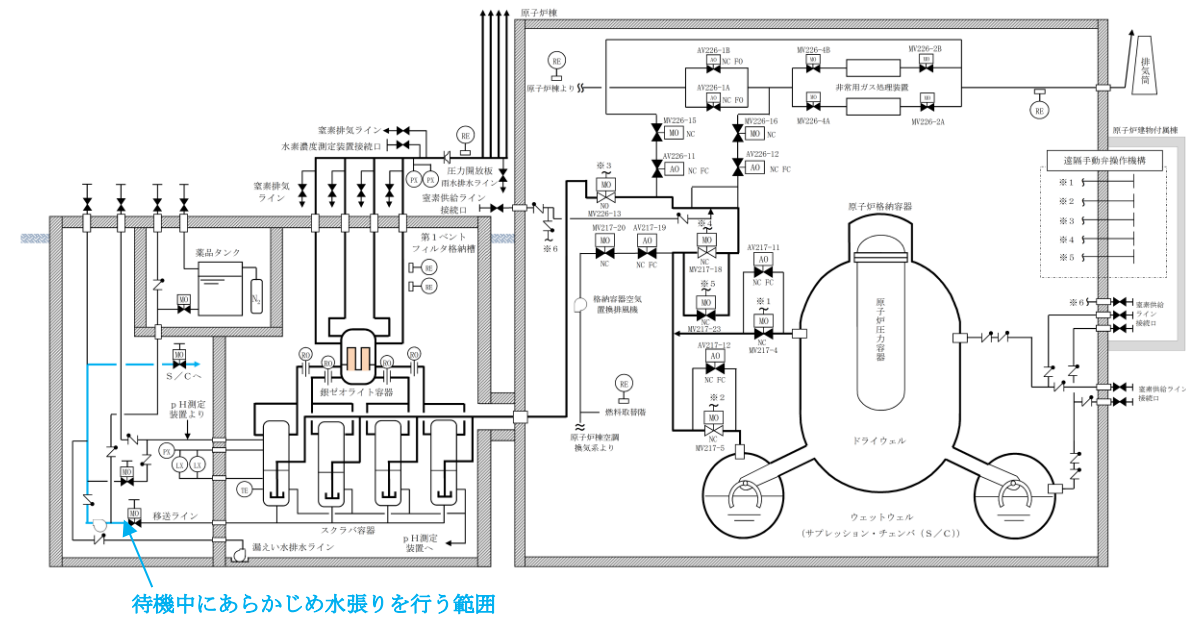


図1 ドレン移送ライン水張り範囲系統図

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の水素濃度測定設備を設置する。</p> <div data-bbox="1302 741 2415 1192" style="border: 1px solid black; height: 215px; width: 100%;"></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。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。 	

東海第二発電所 (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" data-bbox="1299 653 2392 1125"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 653 1917 810">ハイポイント</th> <th data-bbox="1917 653 2148 810">ベントガス 流速*¹ (mm/s)</th> <th data-bbox="2148 653 2392 810">窒素パージ 流速*² (mm/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1299 810 1917 919">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 data-bbox="1917 810 2148 919">約 19500</td> <td data-bbox="2148 810 2392 919">約 450</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 919 1917 989">② ベント弁第3弁 (MV226-13) 下流配管</td> <td data-bbox="1917 919 2148 989">約 16800</td> <td data-bbox="2148 919 2392 989">約 400</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 989 1917 1058">③ 銀ゼオライト容器入口配管 (全4箇所)</td> <td data-bbox="1917 989 2148 1058">約 4200</td> <td data-bbox="2148 989 2392 1058">約 100</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 1058 1917 1125">④ フィルタ装置出口配管 (全2箇所)</td> <td data-bbox="1917 1058 2148 1125">約 4200</td> <td data-bbox="2148 1058 2392 1125">約 100</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 有効性評価のうち、格納容器過圧・過温破損 (大 LOCA+SBO+ECCS 機能失) 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>	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															

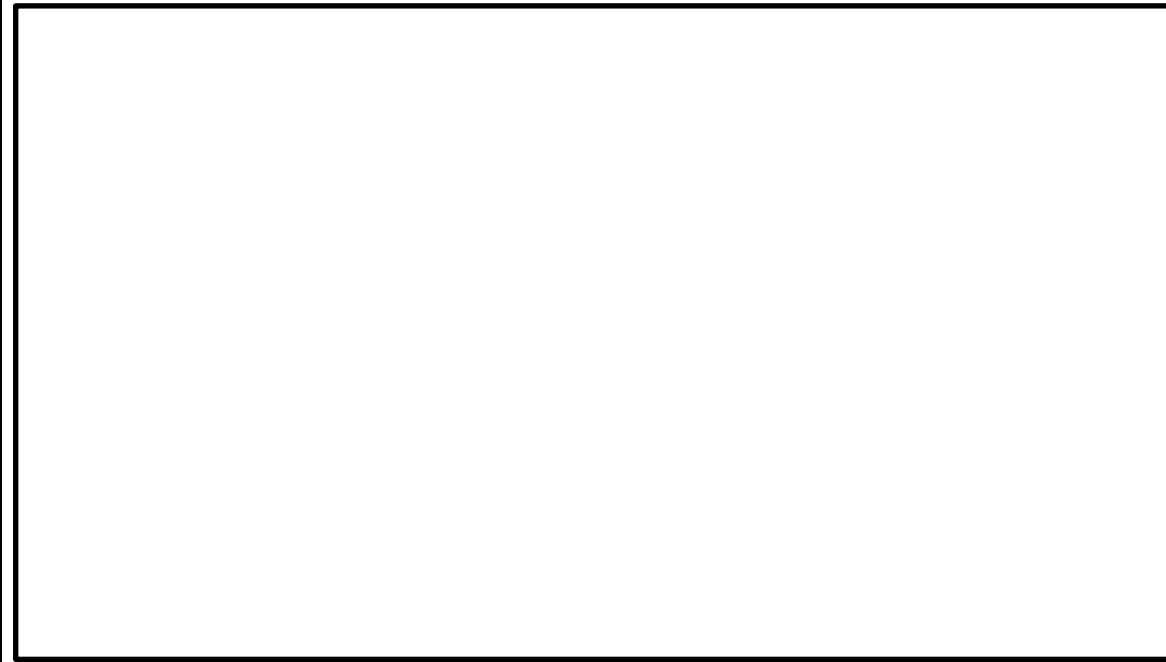


図2 窒素供給ラインの追設範囲

3. 可搬型の水素濃度測定設備の設計について

可搬型の水素濃度測定設備は、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、可搬型の水素濃度測定設備は、ベント実施までに測定の準備を実施する。

以下を踏まえ、図3に示すフィルタ装置出口配管に測定箇所を設置し、水素濃度(ドライ値)を計測することにより排出経路での水素蓄積徴候を早期に検出可能な設計とする。

- ベント停止後の窒素パージ中は、水素を排出可能なベントガス流速が確保されるため、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、フィルタ装置下流側へ排出される。
- ベント停止後に窒素パージが意図せず中断した場合、スクラビング水の放射線分解で発生した水素が蓄積し可燃限界濃度に至る前に窒素パージを再開させる必要がある。スクラバ容器内で発生するガスは、窒素充填されている上流側に比べ大気開放されている下流側に多く流出し、表2に示す挙動が想定されるため、フィルタ装置上流側に比べて下流側の水素濃度(ドライ値)の上昇が顕著となる。

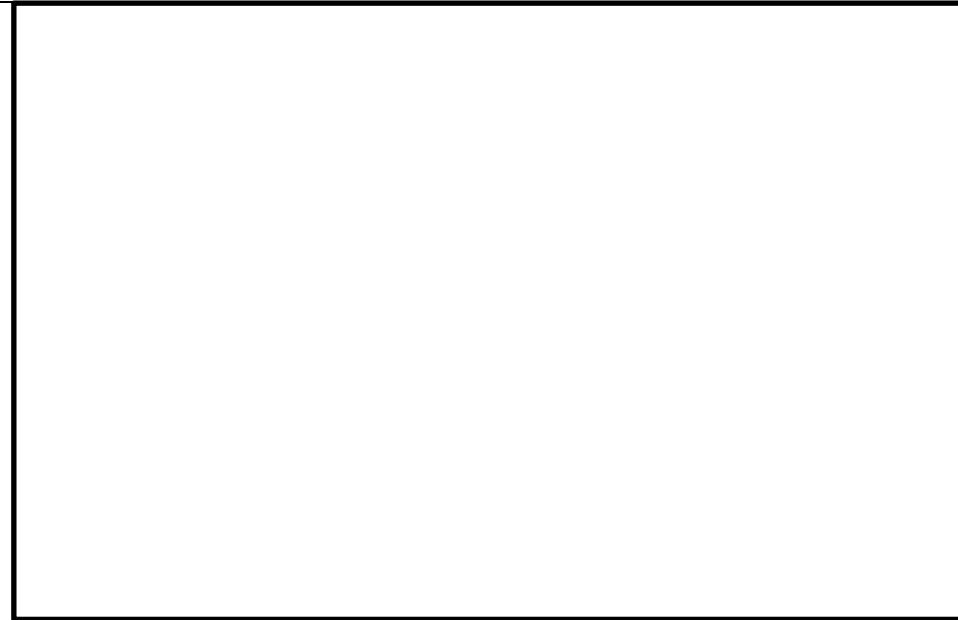


図3 水素濃度測定設備の測定箇所

表2 窒素パージ中断後のFCVS配管内ガス挙動

フィルタ装置 上流側	窒素充填配管にスクラバ容器内発生ガス(蒸気・水素・酸素)が徐々に混入し、ハイポイントでは水素および酸素が徐々に蓄積する。蒸気の全量凝縮を仮定すると水素濃度(ドライ値)と水素濃度(ウェット値)は同じ挙動を示し、約18時間後に可燃限界濃度に達する。(事故7日後想定)	
フィルタ装置 下流側	スクラバ容器内発生ガス(蒸気・水素・酸素)により窒素は排出されるが、配管内に流れが生じることで水素は蓄積しない。水素・酸素発生量より蒸気発生量が多く、FCVS配管内の水素濃度(ウェット値)はほぼ0%で推移するが、窒素排出に伴い水素濃度(ドライ値)は上昇する。	
水素濃度 推移 (事故 7日後 想定)	ウェット値	ドライ値

<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多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(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)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4に示す。

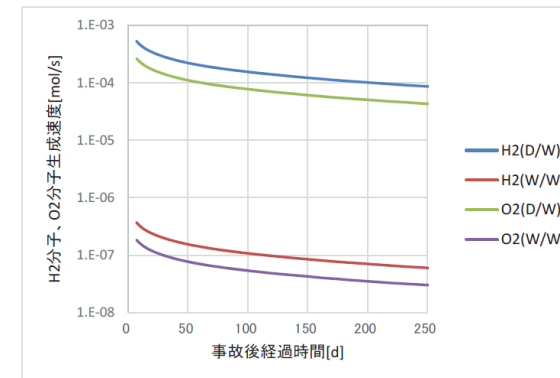


図4 スクラビング水中における水素・酸素分子の生成速度

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5に示す。

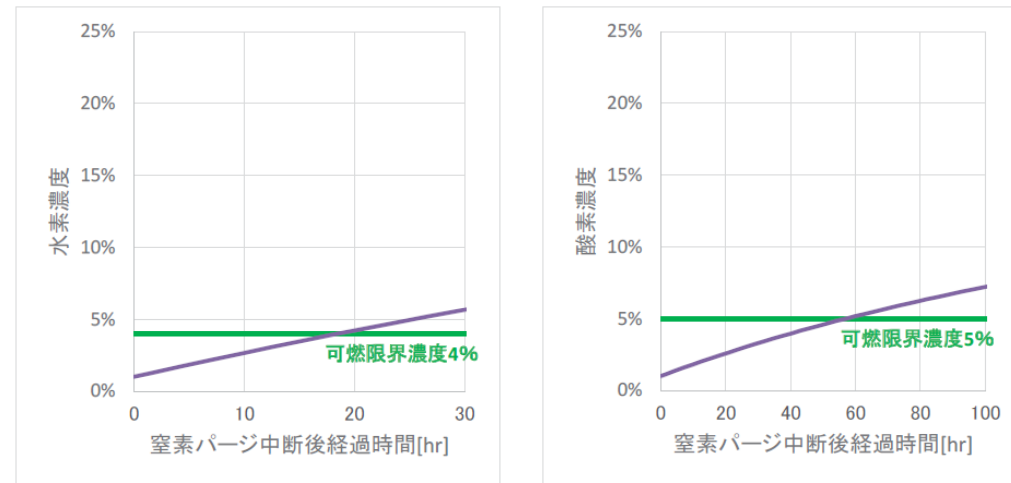


図5 水素・酸素濃度の窒素パージ中断後の時間経過 (D/W ベント時)

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設備で測定する水素濃度（ウェット値）となるが、水素濃度測定設備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 6 に示す。

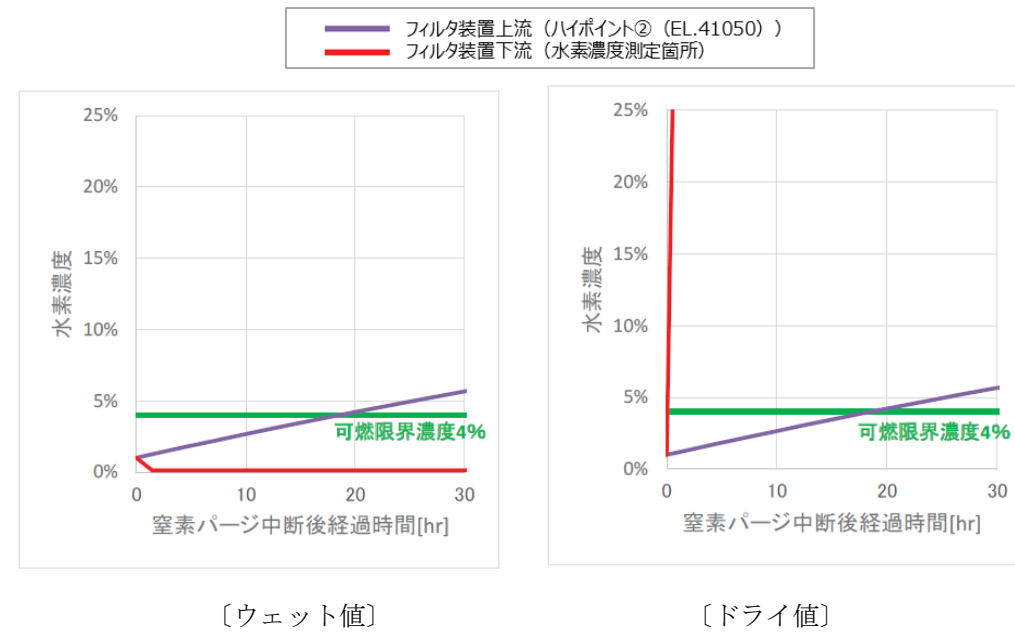


図 6 水素濃度の窒素パージ中断後の時間経過（ウェット値，ドライ値）

格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件の考え方について

格納容器圧力逃がし装置については、想定される事故事象での使用条件下において、性能を発揮できる設計とするため、系統設計条件を定めている。主な系統設計条件を第1表に示す。

第1表 格納容器圧力逃がし装置の系統設計条件

設計条件		設定根拠
最高使用圧力	620kPa [gage]	格納容器の限界圧力を考慮し 2Pd (最高使用圧力 310kPa [gage] の2倍) とする。
最高使用温度	200℃	格納容器の限界温度を考慮し 200℃とする。
設計流量	13.4kg/s (格納容器圧力 310kPa [gage] において)	原子炉定格熱出力 1%相当の飽和蒸気量を、ベント開始圧力が低い場合 (310kPa [gage]) であっても排出可能な流量とする。
フィルタ装置内発熱量	500kW	想定されるフィルタ装置に捕集、保持される放射性物質の崩壊熱に対して十分な余裕を見込み、原子炉定格熱出力の 0.015%に相当する発熱量とする。
エアロゾル移行量	400kg	想定されるフィルタ装置に移行するエアロゾルの量 (38kg) に対して十分な余裕を見込み、400kg とする。
よう素の炉内内蔵量	24.4kg	BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、24.4kg とする。
耐震条件	基準地震動 S _s にて機能維持	基準地震動 S _s にて機能を維持する。

格納容器フィルタベント系の系統設計条件の考え方について

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

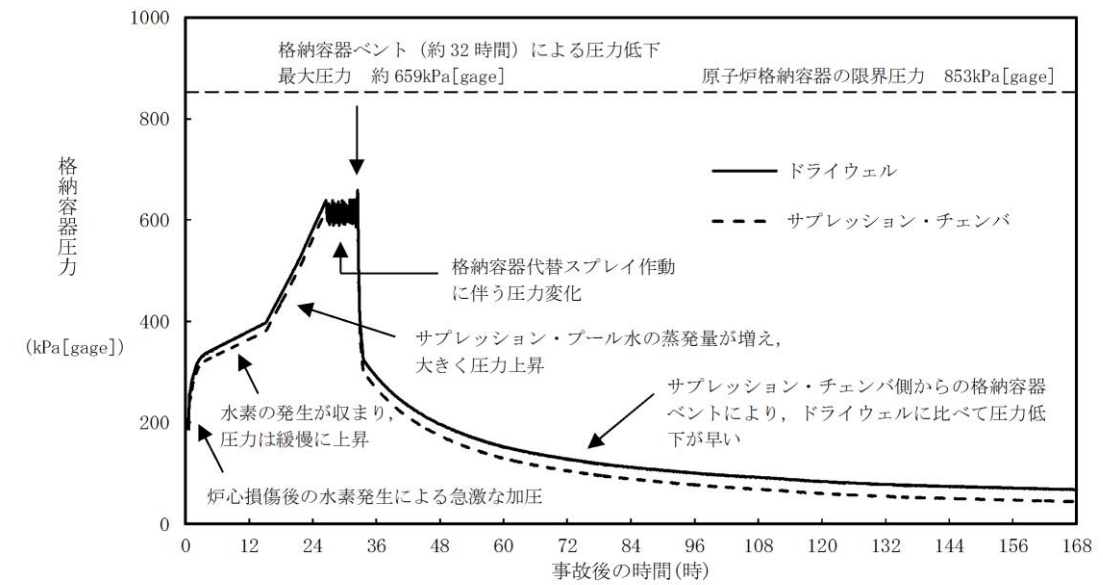
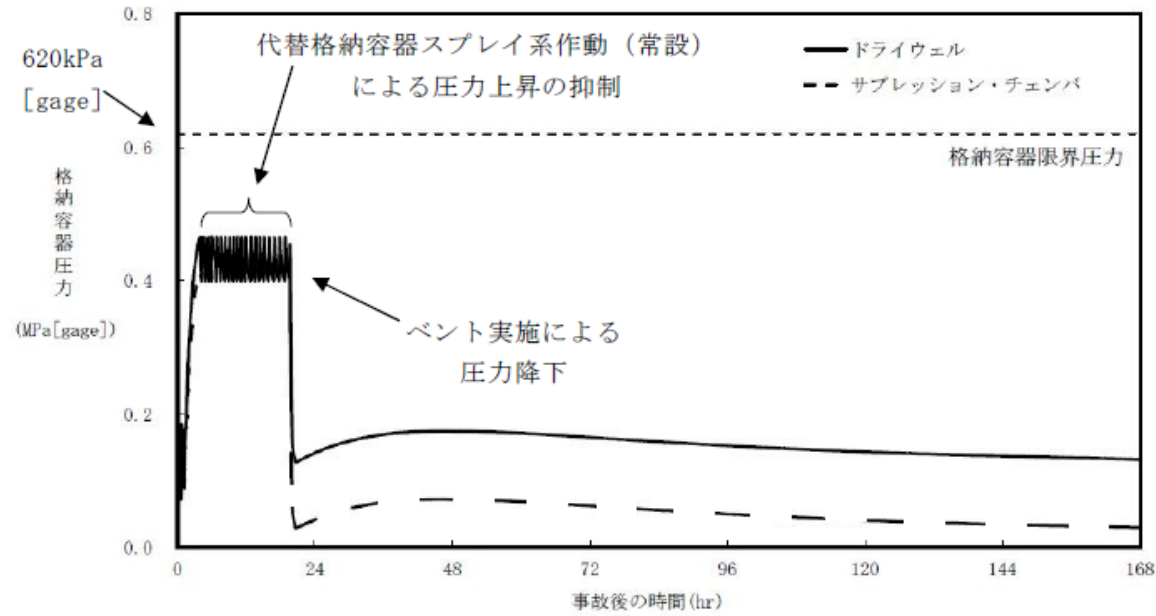
表1 格納容器フィルタベント系の系統設計条件

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

・設備の相違

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

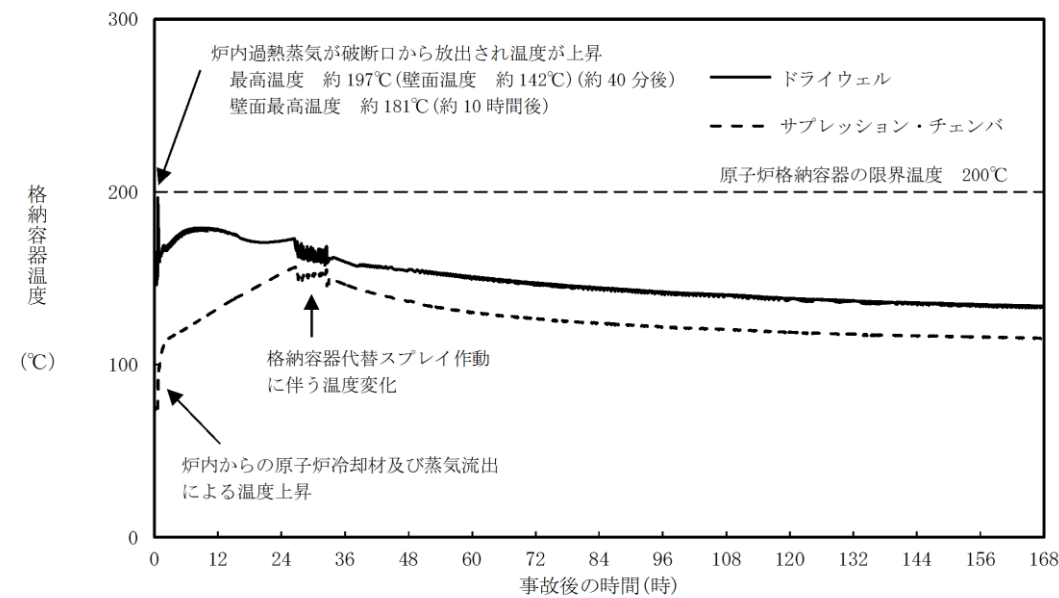
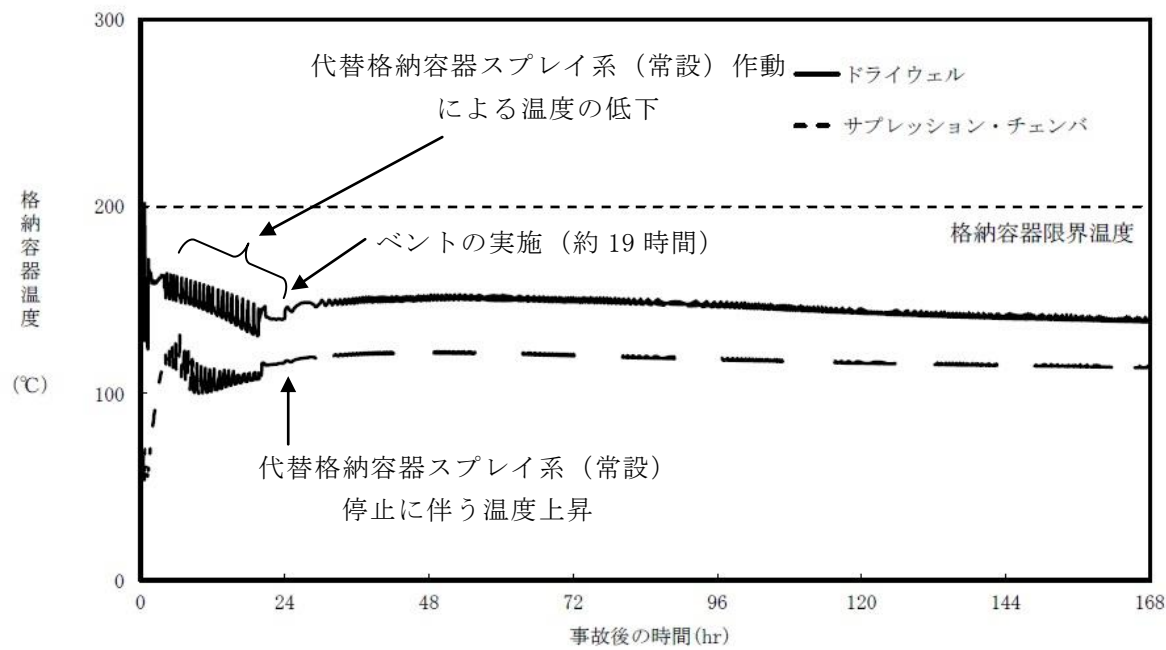
東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力逃がし装置の各設計条件の考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る <u>620kPa[gage]</u> (2Pd : 最高使用圧力の2倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。</p> <p>有効性評価に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



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

図1 大LOCA+SBO+ECCS 機能喪失時における格納容器圧力の推移

・解析結果の相違

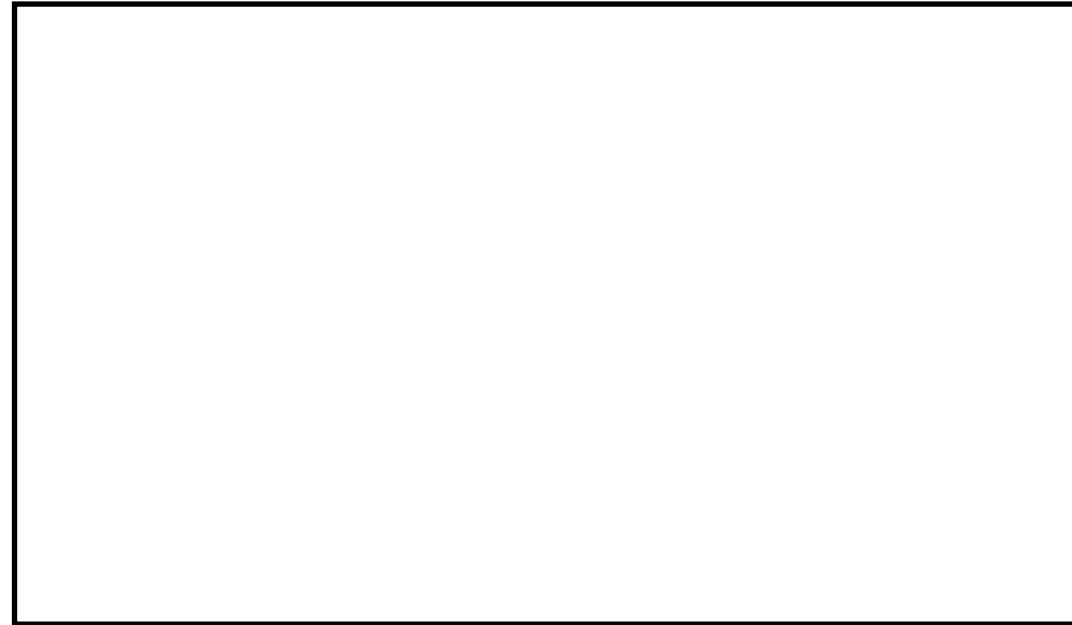


第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器温度の推移

図2 大LOCA+SBO+ECCS 機能喪失時における格納容器温度の推移

・解析結果の相違

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



第3図 フィルタ装置（胴部）の必要最小板厚の式を用いた評価結果

(2) 系統流量（ベントガス流量）

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合（1Pd）においても排出できるよう以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後2時間後～3時間後に格納容器圧力逃がし装置が使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を1Pd～2Pdとしており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は1Pdとする。

c. 系統流量の算出

a. 及びb. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式1により算出する。

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

ここで、

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

(2) 系統流量（ベントガス流量）

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

系統流量は式1により算出し、9.8kg/sとなる。

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

ここで、

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

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

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

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

④ フィルタ装置に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

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

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

以上より、フィルタ装置内発熱量は、上記割合を包絡する条件とし、原子炉定格熱出力の0.015%である500kW (3,293MW×0.015%) と設定する。

フィルタ装置内発熱量は、スクラビング水の初期保有量及びフィルタ装置の寸法設定に使用される。

第2表 NUREG-1465における格納容器内への放出割合

	Gap Release	Early-In -vessel	Ex-vessel	Late-In -vessel	合計
Noble Gases※1	0.05	0.95	0	0	1.00
Halogens (I)	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
Alkali metal (Cs)	0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
Te	0	0.05	0.25	0.005	0.305
Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	0.12
Noble metals (Mo, Ru, Sb)	0	0.0025	0.0025	0	0.005
Ce	0	0.0005	0.005	0	0.0055
La	0	0.0002	0.005	0	0.0052

※1 希ガスはフィルタ装置内に蓄積しないため、評価対象外とする。

④ スクラバ容器に蓄積するFPの崩壊熱への寄与割合

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

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

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

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

なお、有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損の事故シーケンス(大LOCA+SB0+ECCS機能喪失)におけるスクラバ容器内発熱量は、約 8.9×10^{-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（大LOCA+SB0+ECCS機能喪失）におけるMAAP解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 1.8×10^{-3} kg、ドライウェルベントの場合で約3.5kgであることから、格納容器フィルタベント系の設計の妥当性を確認するために設定した300kgは十分保守的であると考えられる。

・評価結果の相違

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

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

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

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1350 216 1478 243">・評価結果</p> <p data-bbox="1371 258 2412 380">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 2359 1050" style="border: 1px solid black; height: 296px; width: 333px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1466 1066 2249 1094">図1 スクラバ容器 (胴部) の必要最小板厚の式を用いた評価結果</p>	

(参考) ベントタイミングにおいて発生する荷重の考慮について

(1) 重大事故等発生時において格納容器内にて発生する動的荷重

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

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

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

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

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

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

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

第 6 表 フィルタ装置の設計

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

(参考 2) スクラバ容器内部構造物に考慮する荷重について

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

1. クリアリング荷重の評価

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

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

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

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

ここで、 P_i , P_o , ρ は以下の通り設定した。

■ $P_i = 0.953 \text{ MPa [abs]}$

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

■ $P_o = 0.10 \text{ MPa [abs]}$

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

■ $\rho = 1000 \text{ kg/m}^3$

ρ は水の密度であり、 1000 kg/m^3 とする

■ 圧力損失は保守的に発生しないものとする。

・ 評価方針の相違
島根 2 号炉は、具体的な評価結果を記載

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

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

ここで、A、 $\sin\alpha$ は以下の通り設定した。

■A= [Blank Box]

Aは噴出出口の面積であり、[Blank Box]とする。

■ $\sin\alpha$ = [Blank Box]

α は噴出方向と水平方向のなす角度とする。

2. スクラバ容器内部構造物応力評価

(1) 評価対象

モデル範囲及び応力評価部位を図1及び以下に示す。

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



図1 スクラバ容器 内部配管 モデル範囲及び応力評価部位

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1329 212 1516 239">(2) 解析モデル</p> <p data-bbox="1353 254 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 993 2300 1413" style="border: 1px solid black; height: 200px; 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、原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系の間には、窒素ガス制御系と非常用ガス処理系のラインが設置されている。これらの最高使用温度と最高使用圧力は、原子炉格納容器と同じ 171℃ (ドライウェル)、104℃ (サブプレッション・チェンバ) 427kPa[gage] (窒素ガス制御系) と 66℃、13.7kPa[gage] (非常用ガス処理系) であるが、格納容器フィルタベント系の使用条件 (200℃、853kPa[gage]) で機能を確保できることを確認している。

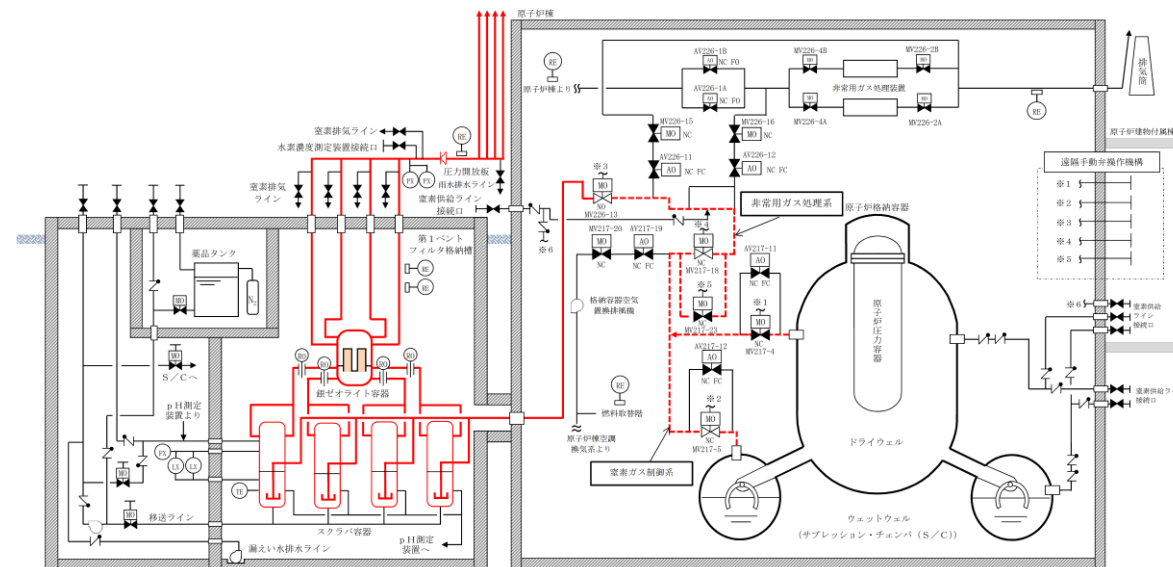


図1 格納容器フィルタベント系 系統範囲図

・記載方針の相違