

スクラビング水の pH について

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7 以上) に維持する必要があるが、重大事故等時には、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pH が低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の pH 監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水の pH については、pH 計を設置し、pH がアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG / CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源ごとに第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料 (核分裂生成物)	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na <sub>2</sub> B <sub>10</sub> O <sub>16</sub> )	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水溶存窒素	硝酸 (HNO <sub>3</sub> )	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素 (HCl)	—	
格納容器下部コンクリート (溶融炉心落下時)	二酸化炭素 (CO <sub>2</sub> )	—	
格納容器内塗料	硝酸 (HNO <sub>3</sub> )	アンモニア (NH <sub>3</sub> )	

スクラビング水の pH について

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ことから、スクラビング水の薬液として水酸化ナトリウムを初期添加することにより、薬剤の補給が不要な設計としている。

スクラビング水の pH を低下させる要因として、重大事故時に格納容器内において発生する酸性物質を含むベントガスのスクラバ容器への流入が挙げられる。

主な酸性物質としては、塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解による塩化水素、窒素が溶存するサプレッション・プール水の放射線分解による硝酸等が既往知見により知られている。原子炉圧力容器が破損した場合には、溶融炉心による加熱でペDESTAL内のケーブルが熱分解することによる塩化水素の発生、MCCI によるコンクリート骨材からの炭酸ガスの発生が考えられる (NUREG/CR-5950)。

また、スクラビング水量の変動に伴う希釈も pH 低下の要因となる。

以下に、水酸化ナトリウムの初期添加量の算定に資する酸性物質、希釈量についての評価を示す。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合に MCCI により発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する [ ] が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。</p> <p>a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量</p> <p>格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量を NUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った(参考)。</p> <p>有効性評価シナリオ「<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、ベント時(事象発生から約19時間後)には [ ] mol、7日後には [ ] mol、60日後には [ ] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。</p>	<p>1. 格納容器内で発生する酸性物質生成量</p> <p>(1) 放射線分解による酸性物質生成量</p> <p>格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量を NUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った(参考)。</p> <p>また、窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。</p> <p>有効性評価シナリオ「<u>格納容器過圧・過温破損モード(冷却材喪失(大破断LOCA)±ECCS注水機能喪失±全交流動力電源喪失)</u>」において、ベント時(事象発生から32時間後)には約 [ ] [mol]、7日後(168時間後)では約 [ ] [mol]、60日後(1440時間後)では約 [ ] [mol]の酸性物質が格納容器内で生成されると試算した。</p> <p>放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図1に示す。</p> <div data-bbox="1329 1241 2407 1822" style="border: 1px solid black; height: 277px; width: 100%;"></div> <p>図1 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>東海第二のS/P水から発生する硝酸の評価は、「(1)c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量」に記載</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. <u>格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量</u></p> <p>熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。</p> <p>ここでは、格納容器ペDESTAL内配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 <input type="text"/> kgの全量が放出されるものとして、<input type="text"/> の酸が発生すると評価した。</p> <p>c. <u>サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量</u></p> <p>重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。</p> <p>なお、格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラビング水に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、格納容器内に放出された放射性よう素を全てエアロゾル（CsI）とし、サプレッション・プール水に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響は保守的に評価されている。</p> <p>NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時（事象発生から約19時間後）には <input type="text"/> mol, 7日後には <input type="text"/> mol, 60日後には <input type="text"/> molとなる。</p> $[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$ <p>ここで、</p> <p>[HNO<sub>3</sub>] : 硝酸濃度 (mol/L)</p> <p>G : HCO<sub>3</sub>の水中におけるG値 (個/100eV)</p> <p>E(t)<sub>γ</sub>, E(t)<sub>β</sub> : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)</p>	<p>(2) <u>熱分解による酸性物質生成量</u></p> <p>ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」においては、熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。</p> <p>原子炉圧力容器破損を想定した場合は、溶融炉心から熱を直接受けるケーブル、すなわちペDESTAL内に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じるMCCIにより発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。なお、ペDESTAL内のケーブル量は、保守的にペDESTAL内に接続されるケーブルの全長（ペDESTAL外も含む）を集計した。</p> <p>原子炉圧力容器破損が想定する際に、約 <input type="text"/> [mol] の酸性物質が熱分解により生成されると試算した。</p> <p>・ペDESTAL内ケーブルの熱分解による塩化水素生成量：約 <input type="text"/> [mol] (約 <input type="text"/> kg)</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、他の酸性物質の発生量が支配的であるため、評価に含めていない（以下、別紙仮41においては、①の相違）</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉のS/P水から発生する硝酸の評価は、「1.(1). サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の生成量」に記載</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>d. <u>MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量</u>  <u>MCCI対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。</u>  <u>MCCIにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において溶融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は [ ] molとなる。</u>  <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 80px; margin: 5px 0;"></div> <u>二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することなく、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。</u></p> <p>e. <u>無機よう素の捕集により消費される塩基の量</u>  <u>ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量</u>  <u>BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。</u></li> <li>・<u>格納容器への放出割合</u>  <u>NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。</u></li> <li>・<u>格納容器に放出されるよう素の元素割合</u>  <u>Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。</u></li> </ul> <p><u>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8g/mol) の量は約13.6kg (約53.6mol) となる。</u></p> <p><u>(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)</u>  <math>24.4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13.6[\text{kg}]</math>  <math>13.6 \times 10^3 [\text{g}] / 253.8 [\text{g/mol}] = 53.6 [\text{mol}]</math></p> <p><u>(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 ( [ ] ) との反応により捕集される。</u>  <u>[ ] . . . . (1)</u>  <u>この反応によって消費される塩基の量は [ ] mol となる。なお、この反応において [ ] mol 消費される。</u></p>		<p>・評価方針の相違 ①の相違</p> <p>・評価方針の相違 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
<div data-bbox="231 212 1264 289" style="border: 1px solid black; height: 37px; width: 348px;"></div> <p>f. <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> の分解により消費される塩基の量</p> <p>スクラビング水に含まれる <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。</p> <div data-bbox="281 516 875 562" style="border: 1px solid black; height: 22px; width: 200px;"></div> <p>ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> の量を見込まず、スクラビング水に含まれる <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> の分解により消費される塩基の量は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> molとなる。</p> <div data-bbox="246 743 1270 961" style="border: 1px solid black; height: 104px; width: 345px;"></div>	<p>(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質質量</p> <p>スクラビング水に初期添加している <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 15px;"></span> は、酸素が存在する環境下において、以下の反応により分解して塩基性物質を消費することが知られている。</p> <div data-bbox="1380 470 1872 516" style="border: 1px solid black; height: 22px; width: 166px;"></div> <p>ベント直後を除きスクラバ容器に流入するガスはほぼ100%蒸気であるため、この影響は小さいと考えられるが、仮に全量の <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 60px; height: 15px;"></span> が酸化分解されると想定して消費される塩基性物質は約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span> [mol]となる。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) フィルタ装置での塩基の消費量</p> <p>(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサブプレッション・プールに移行し、ベント時にはサブプレッション・プール水に残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。</p> <p>【事象発生7日後での塩基の消費量 ( [ ] mol)】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・S/P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・MCCIで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・[ ]の分解により消費される塩基 [ ] mol</li> </ul> <p>【事象発生60日後での塩基の消費量 ( [ ] mol)】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・S/P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・MCCIで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 [ ] mol</li> <li>・[ ]の分解により消費される塩基 [ ] mol</li> </ul> <p>※ S/P：サブプレッション・プール</p>	<p>2. スクラバ容器での塩基の消費量</p> <p>重大事故時に格納容器内で発生した酸性物質は、スクラバ容器へ移行する前に格納容器内の自然沈着、格納容器スプレイ及びサブプレッション・プールのスクラビング等の除去効果を受けるため、移行量は減少する。また塩酸や硝酸については格納容器内の液相への溶解も考えられる。</p> <p>以上の事象影響を無視し、格納容器内で生成した酸性物質が保守的に全量移行したとすると、スクラバ容器の塩基の消費量は、7日後(168時間)において約 [ ] [mol]、60日後(1440時間)において約 [ ] [mol]との試算となる。</p> <p>【7日後(168時間)の塩基の消費量(約 [ ] [mol])内訳】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線分解による酸性物質生成量：約 [ ] [mol]</li> <li>・熱分解による酸性物質生成量：約 [ ] [mol]</li> </ul> <p>・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質質量：約 [ ] mol</p> <p>【60日後(1440時間)の塩基の消費量(約 [ ] [mol])内訳】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線分解による酸性物質生成量：約 [ ] [mol]</li> <li>・熱分解による酸性物質生成量：約 [ ] [mol]</li> </ul> <p>・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質質量：約 [ ] mol</p> <p>3. 水位変動によるスクラビング水の希釈について</p> <p>待機時のスクラビング水の通常水位における水量は約 [ ] tである。スクラビング水の最大水量は約 [ ] tであるため、ベントガスの凝縮により、スクラビング水の薬液濃度は [ ] 倍に希釈される。</p>	<p>・評価方針の相違 ①の相違</p> <p>・評価方針の相違 ①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>(3) スクラビング水のpH評価結果</p> <p>フィルタ装置は無機よう素 (I<sub>2</sub>) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 ( [ ] mol) を考慮する。</p> <p>消費される [ ] molの塩基に相当する [ ] の濃度は、待機時最低水位 [ ] 時に [ ] となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の [ ] 濃度は、待機時最低水位 [ ] 時に [ ] wt%とする。</p> <p>[ ]</p> <p>この場合、初期のpHは [ ] 60日後のスクラビング水のpHは [ ] であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。</p>	<p>4. スクラビング水のpH影響評価</p> <p>スクラバ容器は無機よう素 (I<sub>2</sub>) を捕集及び保持するものであるため、2カ月でよう素は十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後 (1440時間後) の塩基の消費量 (約 [ ] [mol]) を考慮する。</p> <p>スクラバ容器においては、上記に更に余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位 (約 [ ] t) において約 [ ] とすることとしている。</p> <p>[ ]</p> <p>通常水位における水酸化ナトリウム濃度が [ ] のとき、酸性物質の移行量を考慮し、かつベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の水酸化ナトリウム濃度は、</p> <p>[ ]</p> <p>となり、十分にアルカリ性を維持できる。</p> <p>なお、放射性物質により水酸化ナトリウム水溶液が放射線分解してもpHはほとんど変化しない。(参考図書3)</p> <p>事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図2に示す。</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>なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 ( ) が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の塩基の消費量は であり、待機時にスクラビング水に含まれる の量は十分である。この場合、スクラビング水のpHは となる。</p>	<div data-bbox="1377 216 2386 919" style="border: 1px solid black; height: 335px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図2 事故後スクラビング水のpH挙動評価</p> <p>ここで、スクラビング水のpH挙動への影響が小さいとして上記で考慮していない酸性物質について以下のとおり検討した。</p> <p>格納容器内のケーブルに含まれるすべての酸性物質を想定した場合、追加される酸性物質の発生量は、約 [mol]となる。</p> <div data-bbox="1359 1255 2220 1360" style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、格納容器壁面の塗料等の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。</p> <p>上記を更に保守的に考慮した場合でも、薬品注入タンクから薬剤を追加することで、ベント後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、スクラビング水のpH挙動への影響が小さい残りのケーブル量等を更に考慮しても常設の薬品注入タンクにより、アルカリ性を維持できる設計としている</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>(4) 薬液の劣化・濃度均一性</p> <p>フィルタ装置スクラビング水に添加する <input type="checkbox"/> の水系の相平衡については、「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である <input type="checkbox"/> では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に <input type="checkbox"/> が析出することはない。</p> <p>また、<input type="checkbox"/> は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。</p> <p>また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、<input type="checkbox"/> は均一に拡散されると考えられる。</p> <div data-bbox="222 850 1202 1533" style="border: 1px solid black; height: 325px; width: 330px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 <input type="checkbox"/> の水系相平衡図</p>	<p>5. 薬液の劣化・濃度均一性</p> <p>スクラビング水に添加する NaOH の水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図3の通り示されている。図3より、スクラビング水の添加濃度である NaOH <input type="checkbox"/> [wt%] では、水温が 0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。スクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は 0℃以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の待機中に NaOH が析出することはない。</p> <p>また、NaOH は非常に安定な化学種であり、格納容器フィルタベント系の待機中、スクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、格納容器フィルタベント系待機中において、薬液が変質することはない。</p> <p>また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、NaOH は均一に拡散されると考えられる。</p> <div data-bbox="1484 787 2092 1375" style="border: 1px solid black; height: 280px; width: 205px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図3 NaOH の水系相平衡図</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) スクラビング水の管理について</p> <p>(3)に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。</p> <p>a. 系統待機時の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・施設定期検査時に [ ] の濃度が [ ] であること及びpHが13以上であることを確認する。</li> <li>・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。</li> </ul> <p>b. ベント中の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。</li> </ul> <p>c. ベント停止後（隔離弁閉止後）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント停止後において、<u>フィルタ装置</u>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（<u>フィルタ装置</u>のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。</li> </ul> <p>&lt;参考図書&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992</li> <li>2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992</li> </ol>	<p>6. スクラビング水の管理について</p> <p>4. に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。</p> <p>a. 系統待機時の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・定期事業者検査時に水酸化ナトリウムの濃度が [ ] であること及びpHが13以上であることを確認する。</li> <li>・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。</li> </ul> <p>b. ベント中の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。</li> <li>・スクラビング水の水位を監視し、<u>水位高に至る場合においては、スクラビング水をサブレーション・チェンバへ移送した後、薬剤の補給を行う。</u></li> </ul> <p>c. ベント停止後（隔離弁閉止後）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント停止後において、<u>スクラバ容器</u>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（<u>スクラバ容器</u>のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。</li> </ul> <p>&lt;参考図書&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992</li> <li>2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992</li> <li>3. <u>堂前 雅史等 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果, 2016年3月 (日本原子力学会 2016年春の大会)</u></li> </ol>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運用の相違</li> </ul> <p>島根2号炉は、待機時に十分な量の薬剤を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合わせて、薬剤の補給を行う</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) <u>東海第二発電所</u> 格納容器内ケーブル量調査</p> <p>pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。</p> <p>格納容器内のケーブル量調査フロー</p> <p>①建設記録よりケーブル量を調査・集計 (線種、サイズごとに本数と長さを集計)</p> <p>↓</p> <p>②工事記録におけるケーブル取替、敷設実績を調査・反映</p> <p>↓</p> <p>③格納容器ペDESTAL内限定したケーブル量の調査・集計 (ペDESTAL内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)</p> <p>↓</p> <p>④ケーブル被覆材ごとに表面積、塩化水素含有量を算出 (今後の設備更新等を想定し、保守的に算出)</p> <p>以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を第1表に示す。</p>	<p>(参考) <u>島根2号炉</u> 格納容器内ケーブル量調査</p> <p>pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。</p> <p>[ 格納容器内のケーブル量調査フロー ]</p> <p>①建設記録よりケーブル量を調査・集計 (線種、サイズ毎に本数と長さを集計)</p> <p>↓</p> <p>②工事記録におけるケーブル取替、敷設実績を調査・反映</p> <p>↓</p> <p>③格納容器ペDESTAL内限定したケーブル量の調査・集計 (ペDESTAL内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)</p> <p>↓</p> <p>④ケーブル被覆材毎に表面積、塩化水素含有量を算出 (今後の設備更新等を想定し、保守的に算出)</p> <p>以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表1に示す。</p> <p>表1 格納容器内のケーブル量調査結果</p> <div data-bbox="1291 1094 2412 1766" style="border: 1px solid black; height: 320px; width: 100%;"></div> <p>(次頁に続く)</p>	

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

(前頁の続き)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m <sup>2</sup> )	酸の量 (mol)

--

東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉	備考
用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m <sup>2</sup> )	酸の量 (mol)		

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 5</p> <p style="text-align: center;">金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p>	<p style="text-align: right;">別紙 24</p> <p style="text-align: center;">金属フィルタドレン配管の閉塞及び逆流防止について</p> <p>金属フィルタは、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span></p> <p><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 300px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> 金属フィルタの外形 図を図 1，主要仕様を表 1 に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図 1 金属フィルタの外形図</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

表1 金属フィルタの主要仕様

種類 金属繊維型フィルタ

材料 ステンレス鋼

外径寸法 

線径 

フィルタ面積 

個数 

金属フィルタでは、メインフィルタでのエアロゾル捕集を効果的に行うため、ベントガス中の湿分を 

 湿分分離機構の概略構造図を図2、ドレン配管接続部の概略図を図3に示す。

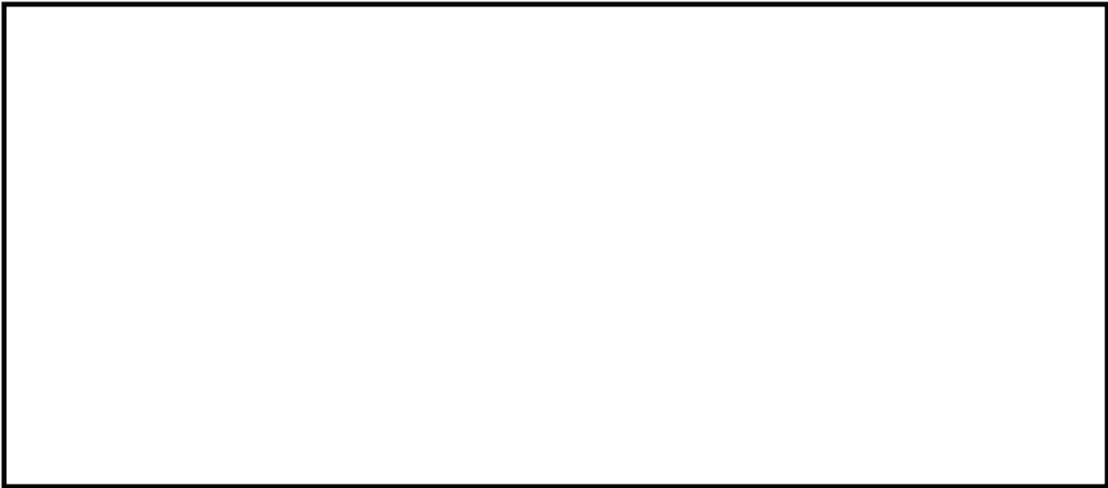


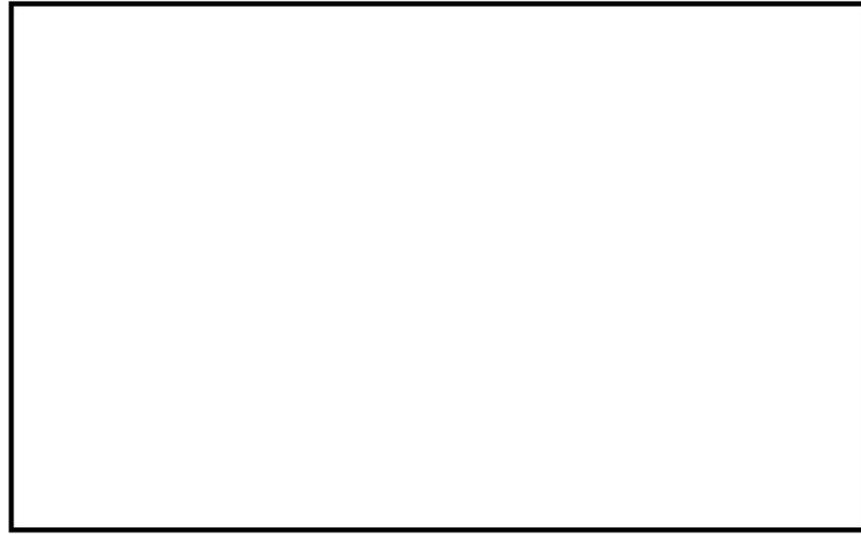
図2 湿分分離機構の概略構造図

・記載方針の相違

・記載方針の相違

・記載方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) ドレン配管の閉塞  金属フィルタのドレン配管の内径は [ ] であり、金属フィルタに流入するベントガスに含まれるエアロゾルの粒径は極めて小さい [ ] ことから、ドレン配管の閉塞が発生するおそれはないと言える。</p> <p>(2) ドレン配管によるスクラビング水の逆流防止  金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、金属フィルタに設置されるドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタにスクラビング水が流入する可能性がある。</p> <p>[ ]</p> <p>実機ではプレフィルタ部の圧損は [ ] であり、ドレン配管の逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタまで逆流するおそれはないと評価できる。  なお、系統待機時、運転中を通して、フィルタ装置の水位は水位計により監視し、水位が上限水位となる前に排水する計画としている。  フィルタ装置のスクラビング水位の概要を第1図に示す。</p>	<div data-bbox="1365 247 2362 751" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3 ドレン配管接続部の概略図</p> <p>ここで、金属フィルタのドレン配管において閉塞及び逆流が発生した場合、金属フィルタの機能に影響を与える可能性があることから、ドレン配管における閉塞及び逆流について評価した結果を示す。</p> <p>(1) ドレン配管における閉塞  金属フィルタのドレン配管の口径は [ ] であり、これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は [ ] で極めて小さく、また、ドレンが排出できる十分な配管口径であることから、ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。</p> <p>(2) ドレン配管における逆流  金属フィルタのプレフィルタ部における圧損が大きい場合、ドレン配管において逆流が発生し、金属フィルタ部にスクラビング水が流入する可能性がある。</p> <p>[ ]</p> <p>実機ではプレフィルタ部の圧損は [ ] であり、ドレン配管における逆流を考慮しても、スクラビング水が金属フィルタ部に流入するおそれはないと評価できる。  なお、スクラバ容器水位は、水位計により監視できる設計としている。スクラバ容器水位計の測定範囲を図4に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>



第1図 フィルタ装置のスクラビング水位

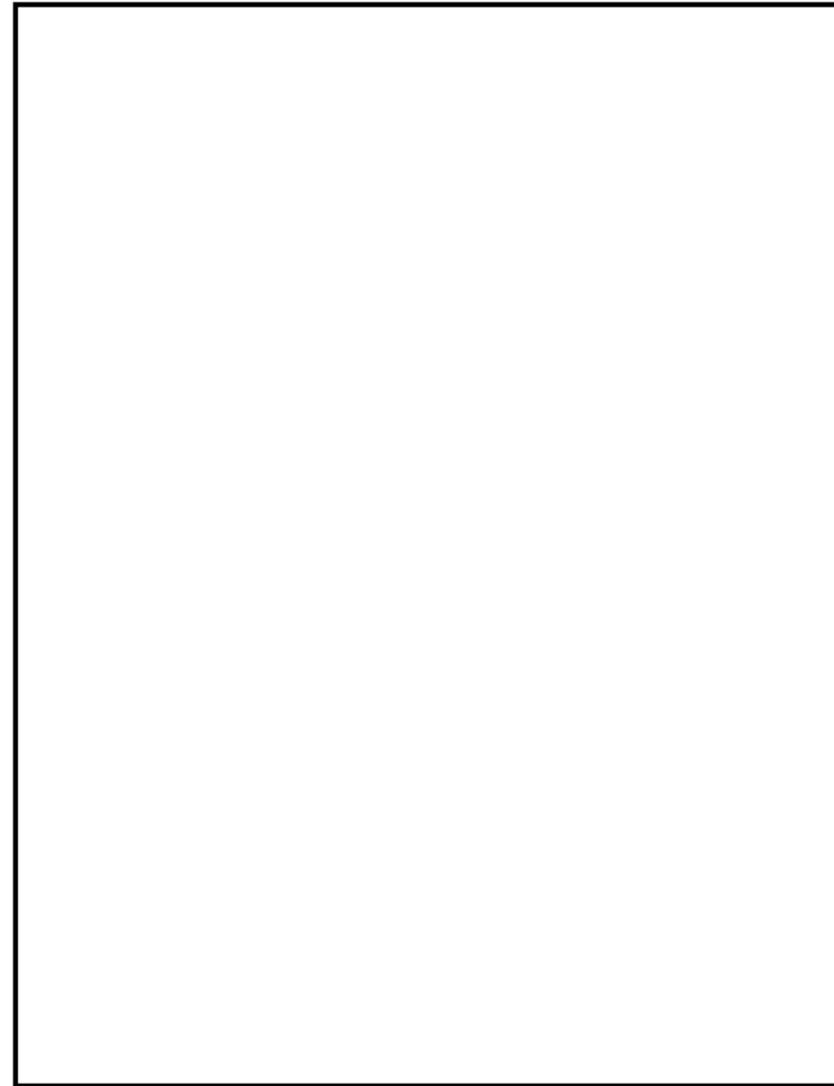


図4 スクラバ容器水位計の測定範囲

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。</p> <p>一方、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、<u>フィルタ装置</u>の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ設計としている。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>なお、格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 180px; width: 100%;"></div>	<p style="text-align: right;">別紙25</p> <p style="text-align: center;">流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>格納容器フィルタベント系は、格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器内で発生する蒸気量以上のガスをベントできる必要がある。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>では、格納容器圧力の上昇に伴い、ベントガスの質量流量が増加する場合においても、ベンチュリノズル部の流速を適正な条件に保持するため、<u>スクラバ容器</u>の下流に流量制限オリフィスを設置することにより、体積流量をほぼ一定に保つ構成としている。</p> <p>1. 流量制限オリフィスの設計手順</p> <p>格納容器フィルタベント系の系統流量は、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に以下のとおり設定する。</p> <p>なお、格納容器圧力 1Pd で必要量を排出可能な設計としているため、より差圧が大きくなる格納容器圧力 2Pd によるベントの場合においても必要量は排出できる。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 180px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; height: 180px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">図1 1Pd ベント時の圧力勾配概念図</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: right;">• 記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 212 1774 243"><u>2. 流量制限オリフィスの圧力損失計算</u></p> <p data-bbox="1299 254 2258 285"><u>(1) オリフィス上流側(格納容器からフィルタ装置(スクラバ容器))圧力損失計算</u></p> <div data-bbox="1299 296 2427 380" style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1347 390 1724 422">a. オリフィス上流側の計算式</p> <div data-bbox="1299 432 2427 1913" style="border: 1px solid black; height: 705px; width: 100%;"></div>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2442 212 2659 243">・記載方針の相違</li> <li data-bbox="2442 254 2659 285">・記載方針の相違</li> </ul>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>b. 計算結果 流量制限オリフィス入口圧力（上流側）<math>P_i</math> の計算結果を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 流量制限オリフィス入口圧力</p> <div data-bbox="1291 373 2418 655" style="border: 1px solid black; height: 134px; width: 380px;"></div> <p>(2) <u>オリフィス下流側圧力損失計算</u></p> <div data-bbox="1291 751 2418 877" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 380px;"></div> <p>a. オリフィス下流側圧力の計算式</p> <div data-bbox="1291 928 2418 1335" style="border: 1px solid black; height: 194px; width: 380px;"></div> <p>b. 計算結果 流量制限オリフィス下流側圧力 <math>P_a</math> の計算結果を表 2 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 2 流量制限オリフィス出口圧力</p> <div data-bbox="1291 1507 2418 1747" style="border: 1px solid black; height: 114px; width: 380px;"></div>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>オリフィスの流出断面積は、以下の式に基づき計算する。</p> <div data-bbox="189 751 1270 1087" style="border: 1px solid black; height: 160px; width: 100%;"></div> <p><math>V [\text{m}^3/\text{s}] = m_{\text{蒸気}} [\text{kg}/\text{s}] \cdot \sigma [\text{m}^3/\text{kg}] \dots\dots\dots (\text{式} 4)</math></p> <p>V : 体積流量  m : 質量流量  σ : 比体積</p> <div data-bbox="178 1312 1270 1801" style="border: 1px solid black; height: 233px; width: 100%;"></div>	<p>(3) 流量制限オリフィスの断面積の設定</p> <p>上記より、格納容器圧力が 1Pd 時に格納容器フィルタベント系で原子炉定格熱出力 1% 相当の蒸気が系統内を流れた場合のオリフィス上流側の圧力は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>、オリフィス下流側の圧力は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> である。</p> <p>そこで、流量制限オリフィスは、上記のオリフィス上流及び下流側の圧力 条件で、原子炉定格熱出力 1% 相当の蒸気が排出できるようにオリフィスの断面積を設定する。</p> <p>ここで、オリフィス上流側圧力と下流側圧力の関係から、オリフィス部の流れが臨界流となっていることから、必要な断面積の評価は以下の式に基づいて実施する。</p> <p>図 1 に上記設計手順により算出される圧力損失結果から導かれる圧力勾配の概念図を示す。</p> <div data-bbox="1291 751 2371 1430" style="border: 1px solid black; height: 323px; width: 100%;"></div>	

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

3. 格納容器圧力の変動に対する体積流量

(1) 格納容器圧力毎の圧力損失

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

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

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

表 3 格納容器圧力に対する体積流量

格納容器圧力 (kPa[gage])	オリフィス上流圧 力損失 (kPa)	オリフィス下流 圧力損失 (kPa)	質量流量 (kg/s) (相対比) ※1	体積流量 (m³/s) (相対比) ※1
853※2 (2Pd)				
427 (1Pd)				
100				

※1 格納容器圧力 1Pd の時の圧力を基準とした値

※2 格納容器圧力 2Pd は 853kPa[gage] であるが、機器設計上、格納容器圧力 1Pd (427kPa[gage]) の 2 倍である 854kPa[gage] (954kPa[abs]) までの範囲を確認しており、図 2 及び図 3 における 954kPa[abs] の値を記載

(2) 設計の意図

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

概算評価結果を第 1 表及び第 1 図に、格納容器圧力とベンチュリノズル入口における体積流量の関係を第 2 図に示す。



第 1 表 格納容器圧力に対する体積流量 (概算評価)

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

※1 格納容器圧力 1Pd のときの値を 100%とした場合の比を記載

※2 低流量になる事故発生 7 日後の値

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="210 579 1207 1211" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="578 1236 834 1276" data-label="Caption"> <p>第1図 圧力勾配図</p> </div>	<p data-bbox="1329 212 2415 289">格納容器圧力 1 Pd (427kPa[gage]) 時にオリフィス部の流れが臨界流となることを配管設計上の目安としている。</p> <p data-bbox="1329 302 2415 468">格納容器フィルタベント系の流量特性を図3に示す。格納容器圧力の変動(約 100kPa[gage] ~約 853kPa[gage])に伴う体積流量は, <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> とほぼ一定に保つ設計としており, 図3に示すとおり, 格納容器圧力 1 Pd 以上の体積流量は, ほぼ一定の値(臨界流)となる。</p> <div data-bbox="1308 558 2421 1312" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1736 1333 1973 1365" data-label="Caption"> <p>図2 圧力勾配概要</p> </div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="225 254 1219 779" style="border: 1px solid black; height: 250px; width: 335px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="448 793 979 825" style="text-align: center;">第2図 格納容器圧力逃がし装置の流量特性</p>	<div data-bbox="1308 220 2421 953" style="border: 1px solid black; height: 349px; width: 375px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1596 974 2122 1005" style="text-align: center;">図3 格納容器フィルタベント系の流量特性</p> <p data-bbox="1377 1108 1967 1140" style="text-align: center;"><u>(参考1) ベント時の蒸気流量の算出方法について</u></p> <p data-bbox="1332 1199 2415 1318">格納容器フィルタベント系を使用する有効性評価の結果(ベントタイミング)を踏まえ、原子炉定格熱出力1%相当(スクラム後2~3時間)の蒸気流量は以下のとおり算出している。</p> $W_{vent} = 2436 \times 10^3 \times 0.01 / (h_s - h_w) \approx 9.8 \text{ (kg/s)}$ <p data-bbox="1418 1423 2273 1455">h<sub>s</sub> : 2750.55 (kJ/kg) : 飽和蒸気の比エンタルピ (427kPa[gage]条件)</p> <p data-bbox="1418 1470 2139 1501">h<sub>w</sub> : 251.15 (kJ/kg) : 飽和水の比エンタルピ (60℃条件)</p> <p data-bbox="1332 1560 2415 1680">ここでh<sub>s</sub>については、格納容器最高使用圧力1Pd(=427kPa [gage])とし、h<sub>w</sub>については外部水源の水温に余裕をみて60℃と設定した。また、比エンタルピは「1999日本機械学会蒸気表」の記載値を用いた。</p> <p data-bbox="1332 1759 2415 1835">流量制限オリフィスの流出断面積は、格納容器圧力1Pd(=427kPa [gage])において、9.8kg/sの蒸気流量が排出できるものを設定している。</p> <p data-bbox="1332 1850 2415 1925">設定した流出断面積のオリフィスを用いた場合における運転範囲(格納容器圧力100kPa[gage]~853kPa[gage])の体積流量は、以下の式1~4により計算できる。</p>	<p data-bbox="2451 1108 2653 1140">・記載方針の相違</p>

○体積流量の計算式



..... (式1)

..... (式2)

..... (式3)

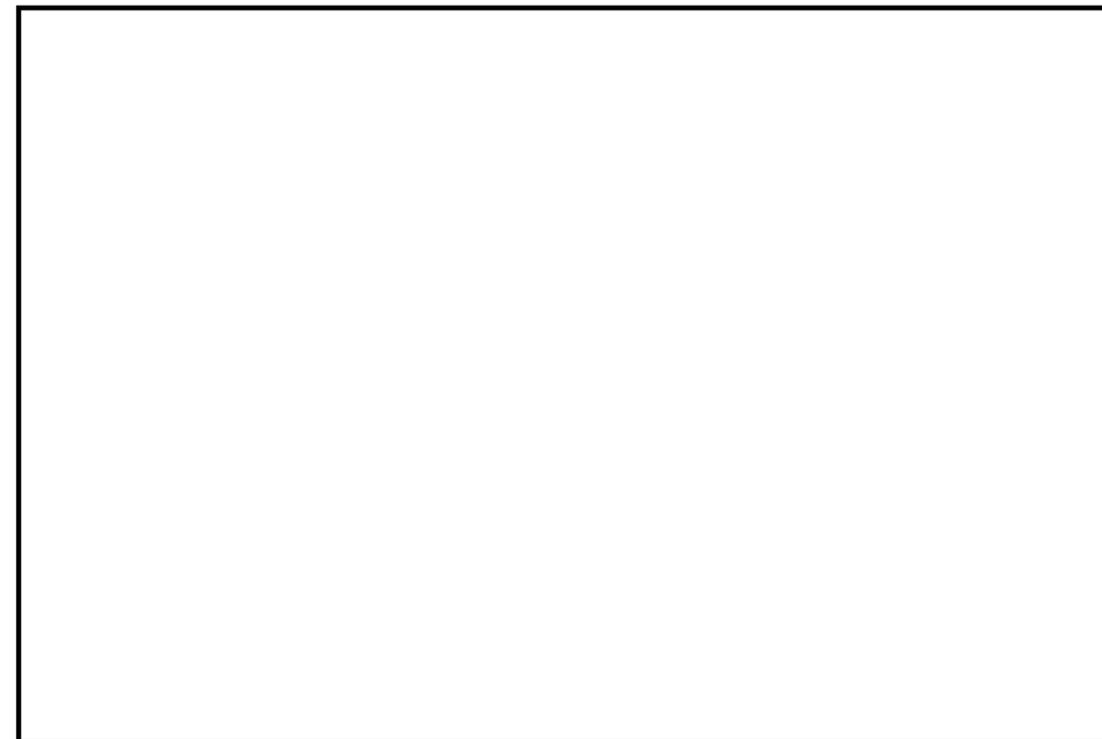
$$V[m^3/s] = m_{システム}[kg/s] \times \sigma[m^3/kg] \quad \dots\dots\dots (式4)$$

ここで,

V : 体積流量

m : 質量流量

$\sigma$  : 比体積



(参考2) 有効性評価と実機モデルの圧損計算の違いについて

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

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

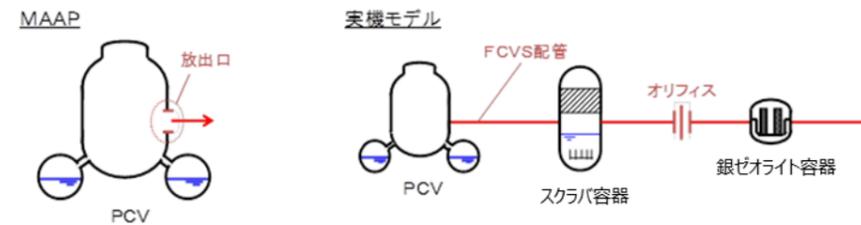


図1 MAAP 解析モデルと実機モデルの比較

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

表1 MAAP 解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量

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

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

・記載方針の相違

(参考3) 低圧・低流速状態でのフィルタ性能について

フィルタ装置 (スクラバ容器) はベンチュリスクラバ及び金属フィルタの組合せでエアロゾルを除去するものであり、図1に示すとおり、フィルタ装置 (スクラバ容器) 全体の性能検証試験範囲 (①) は全域にわたって   以上を満足する。

ベント戦略の変更による低圧・低流速状態でのベント実施においてフィルタ性能が要求されるケースとしては、アーリーベント後に炉心損傷する場合は考えられるが、この場合に該当するシナリオとして、仮に TQUV シナリオでアーリーベント後に炉心損傷する場合は想定すると、事故後7日間のベンチュリノズル部のベントガス流速は図中②に示す範囲となり、全範囲にわたり性能検証試験範囲 (①) 内であるため、フィルタ装置 (スクラバ容器) は十分な性能があると評価できる。

なお、アーリーベント後にベンチュリスクラバの設計上考慮している運転範囲 (③) を下回る範囲で炉心損傷する場合、金属フィルタの負荷量が大きくなることが考えられるが、仮に有効性評価のうち炉心損傷する代表的な事故シナリオである格納容器過圧・過温破損におけるエアロゾル移行量の全量が金属フィルタに移行すると想定した場合でも、金属フィルタの閉塞が発生することはない。

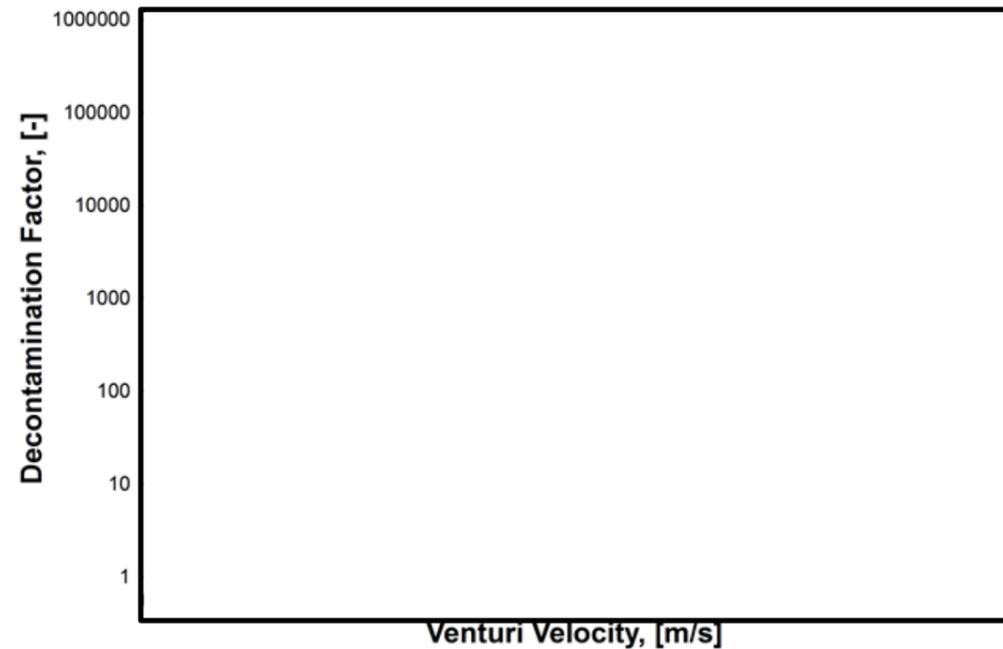


図1 性能検証試験結果 (ベンチュリノズル部におけるベントガス流速に対する除去係数)

・記載方針の相違

表1 格納容器圧力に対する質量流量, ベントガス流速

格納容器圧力 (kPa[gage])	質量流量 (kg/s)	ベントガス 流速 <sup>※2</sup> (m/s)	備考
853	[ ]	[ ]	ベンチュリスクラバの設計上 考慮している性能範囲上限 【図中①の上限】
427			
100			ベンチュリスクラバの設計上 考慮している性能範囲下限 【図中①の下限】
54 <sup>※1</sup>	2.9 <sup>※1</sup>		TQUV シナリオにおける 事故後7日時点 【図中③の下限】
[ ]			性能確認試験範囲下限 【図中②の下限】

※1 ベンチュリノズル部におけるベントガス流速

※2 有効性評価 (MAAP) 計算結果

<金属フィルタの閉塞について>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 27</p> <p style="text-align: center;">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>格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。</p> <p>①格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。</p> <p>②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。</p> <p>(1) 確認すべき項目について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。(「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲)</p> <p>a. 系統待機時の状態</p> <p>待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u></p> <p><u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、待機時の設定範囲 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 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発揮できることを確認することで把握できる。</p> <p>系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12)</p> <p>また、<u>フィルタ装置スクラビング水 pH 計</u>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ことで把握できる。(別紙 41)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計</u>にて、封入した窒素圧力 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 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ことで把握できる。</p> <p>b. 系統運転時の状態</p> <p>運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスが<u>フィルタ装置</u>へ導かれていることの確認</p> <p><u>フィルタ装置圧力計</u>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ことで把握できる。</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</p>	<p style="text-align: right;">別紙 26</p> <p style="text-align: center;">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>格納容器フィルタベント系の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。</p> <p>①格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。</p> <p>②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。</p> <p>(1) 確認すべき項目について</p> <p>格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを表 1 に示す。(「2.8.1 計装設備」の記載内容の一部再掲)</p> <p>a. 系統待機時の状態</p> <p>待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認</u></p> <p><u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、待機時の設定範囲 (1,700mm～1,900mm) 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発揮できることを確認することで把握できる。</p> <p>系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 21)</p> <p>また、<u>スクラバ水 pH 計</u>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ことで把握できる。(別紙 23)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計</u>にて、封入した窒素圧力 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 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ことで把握できる。</p> <p>b. 系統運転時の状態</p> <p>運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスが<u>フィルタ装置 (スクラバ容器)</u>へ導かれていることの確認</p> <p><u>スクラバ容器圧力計</u>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ことで把握できる。</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</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>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ことで把握できる。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>          フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> 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ことで把握できる。          ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙12)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u>  <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>にて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。</p> <p>c. 事故収束時の状態          事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。</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において</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ことで把握できる。</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>の指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙39)</p> <p>d. <u>フィルタ装置の水位調整時の確認</u>  <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置の水位調整の確認</u>  <u>フィルタ装置水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置スクラビング水の水質管理</u>  <u>フィルタ装置水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。          また、<u>フィルタ装置スクラビング水 pH計</u>にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、</p>	<p>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ことで把握できる。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 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> 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ことで把握できる。          ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙21)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u>  <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>にて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。</p> <p>c. 事故収束時の状態          事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。</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ベントフィルタ出口水素濃度計</u>にて、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ことで把握できる。</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>の指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙17)</p> <p>d. <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の水位調整時の確認</u>  <u>格納容器フィルタベント系</u>の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の水位調整の確認</u>  <u>スクラバ容器水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)スクラビング水の水質管理</u>  <u>スクラバ容器水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。          また、<u>スクラバ水 pH計</u>にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水</p>	<p>・運用の相違          島根2号炉は、可搬式窒素供給装置により、ベント停止後もパージを継続する運用としている</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>スクラビング水のpHを把握できる。</p> <p>e. 想定される機能障害の把握  <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置</u>の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。</li> <li>・<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて、ベント開始により待機状態から温度が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ことにより把握できる。</li> <li>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。</li> </ul> <p>(b) 金属フィルタの閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>にて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及び<u>フィルタ装置圧力計</u>が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。</li> </ul> <p>(c) <u>フィルタ装置入口配管</u>の破断</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、<u>フィルタ装置出口放射線量率</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。</li> </ul> <p>(d) <u>フィルタ装置スクラビング水</u>の漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置水位計</u>にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。</li> <li>・<u>格納槽漏えい検知器</u>により、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽</u>に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙47)</li> </ul> <p>(2) 計測範囲について  <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第2表に示す。</p>	<p>のpHを把握できる。</p> <p>e. 想定される機能障害の把握  <u>格納容器フィルタベント系</u>の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)</u>の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>スクラバ容器圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。</li> <li>・<u>スクラバ容器温度計</u>にて、ベント開始により待機状態から温度が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ことにより把握できる。</li> <li>・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。</li> </ul> <p>(b) 金属フィルタの閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>にて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及び<u>スクラバ容器圧力計</u>が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。</li> </ul> <p>(c) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)入口配管</u>の破断</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>スクラバ容器圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。</li> </ul> <p>(d) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)スクラビング水</u>の漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>スクラバ容器水位計</u>にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。</li> <li>・<u>漏えい検知器</u>により、<u>第1ベントフィルタ格納槽</u>に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙18)</li> </ul> <p>(2) 計測範囲について  <u>格納容器フィルタベント系</u>の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表2に示す。</p>	

第1表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水 pH	①②で多様性あり ①は多重性あり
	(b) 系統不活性状態の確認	① フィルタ装置排気ライン圧力 ② フィルタ装置圧力	①②で多様性あり
b. 系統運転時	(a) 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の確認	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①②③で多様性あり ③は多重性あり
	(b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置水位	①は多重性あり
c. 事故収束時	(c) ベントガスが放出されていることの確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり
	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 (b) フィルタ装置の状態確認	① フィルタ装置入口水素濃度 ① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②③で多様性あり ①②は多重性あり
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の水位調整の確認 (b) フィルタ装置スクラビング水の品質管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング pH	①は多重性あり ①②で多様性あり ①は多重性あり
	e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ
(b) 金属フィルタの閉塞		① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
(c) フィルタ装置入口配管の破断		① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ	①②で多様性あり ②は多重性あり
(d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい		① フィルタ装置水位 ② 格納槽漏えい検知器	①②で多様性あり ①は多重性あり

表1 格納容器フィルタベント系 計装設備の網羅性について

監視パラメータ*	測定範囲	計測範囲の根拠
① スクラバ容器水位	0～3, 500mm	系統待機時における水位の範囲 (1, 700mm～1, 900mm) 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 (300mm～3, 000mm) を計測可能な範囲とする。
② スクラバ容器圧力	0～1MPa [gage]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である853kPa [gage] (2 Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 (30kPa [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③ スクラバ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa [gage]	系統待機時に、窒素置換 (30kPa [gage] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ 第1ベントフィルタ出口水素濃度	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。
⑥ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	高レンジ: 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約3×10 <sup>5</sup> Sv/h) を計測可能な範囲とする。
	低レンジ: 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>1</sup> mSv/h	系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。
⑦ スクラバ水 pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

第2表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ*	計測範囲	計測範囲の根拠
① フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	系統待機時における水位の範囲 [ ] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。
② フィルタ装置圧力	0～1MPa [gauge]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gauge]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③ フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [ ] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> Sv/h～10 <sup>5</sup> Sv/h 10 <sup>-3</sup> mSv/h～10 <sup>4</sup> mSv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 5×10 <sup>1</sup> Sv/h) を計測可能な範囲とする。 系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10 <sup>0</sup> mSv/h) を計測可能な範囲とする。
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	事故収束時に、窒素供給による系統パージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑦ フィルタ装置スクラビング水 pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～pH 14) を計測可能な範囲とする。

※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。

表2 格納容器フィルタバント系 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ*	測定範囲	計測範囲の根拠
① スクラバ容器水位	[ ]	系統待機時における水位の範囲 (1,700mm～1,900mm) 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [ ] を計測可能な範囲とする。
② スクラバ容器圧力	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタバント系の最高使用圧力である 853kPa [gauge] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [ ] [gauge] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③ スクラバ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④ フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [ ] [gauge] 程度) が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤ 第1バントフィルタ出口水素濃度	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。
⑥ 第1バントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	高レンジ: 10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h 低レンジ: 10 <sup>-3</sup> ～10 <sup>4</sup> mSv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1バントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 1.6×10 <sup>1</sup> Sv/h) を計測可能な範囲とする。 系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1バントフィルタ出口の最大放射線量率を計測可能な範囲とする。
⑦ スクラバ水 pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第 2.8.1-2 図の○数字に対応する。

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

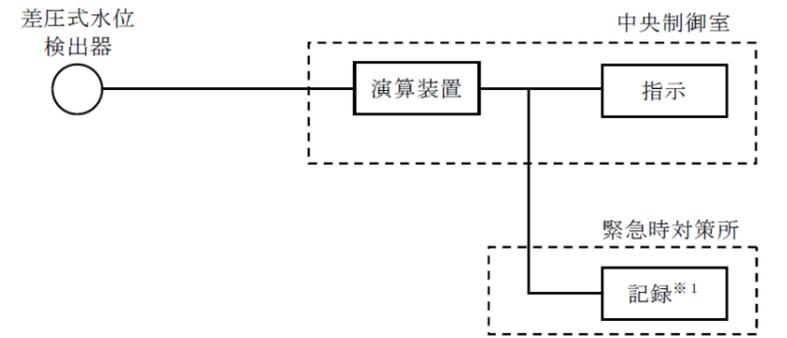
格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

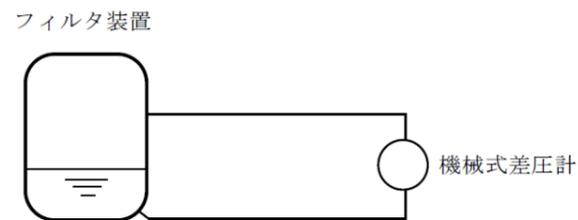
(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。

（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



※1 緊急時対策支援システム伝送装置



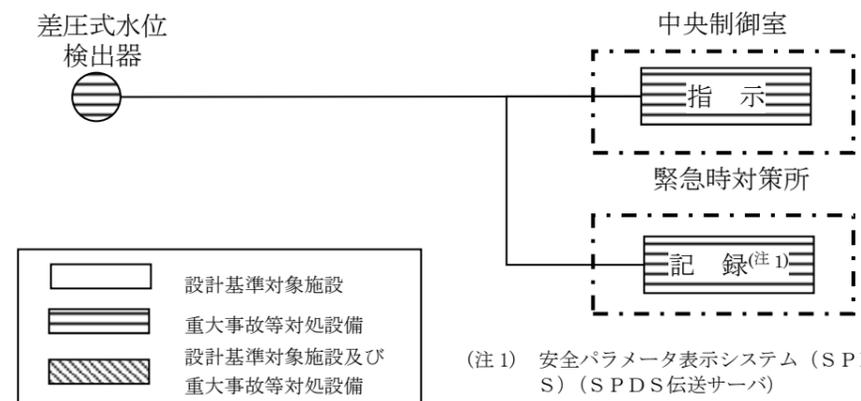
第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図1「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）



(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

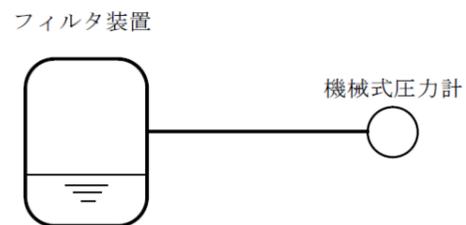
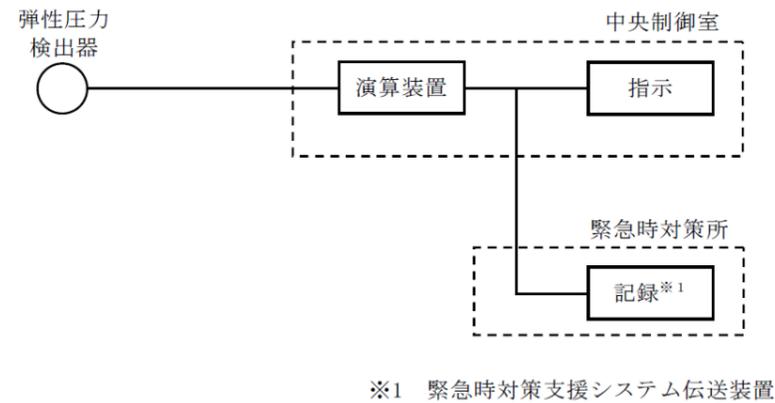
図1 スクラバ容器水位の概略構成図

・設備の相違  
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

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

(2) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

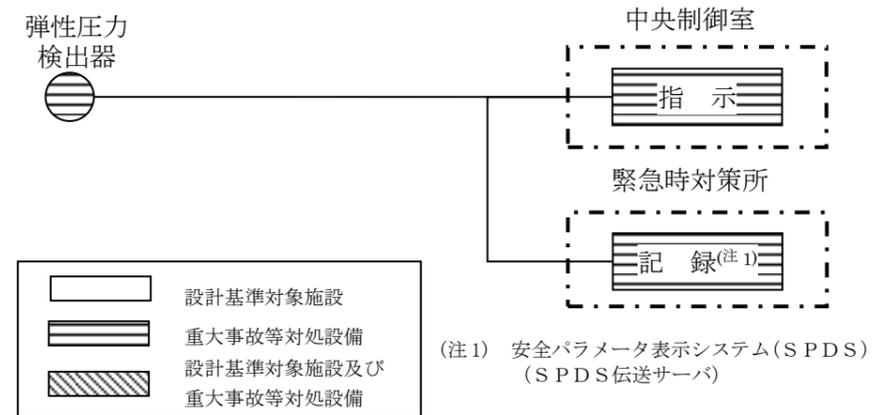


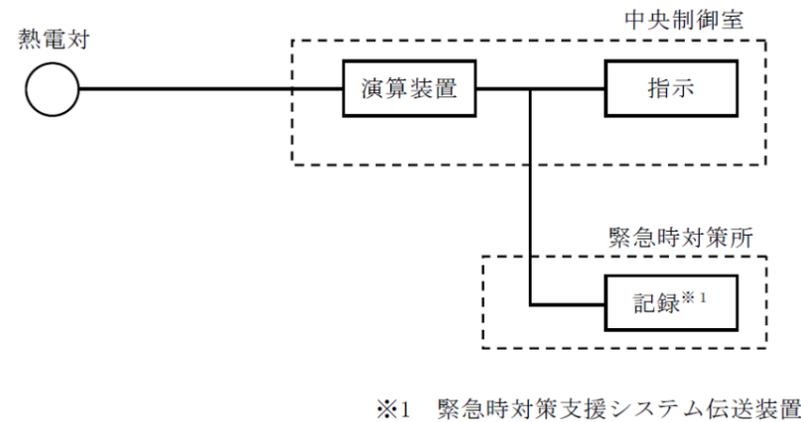
図2 スクラバ容器圧力の概略構成図

・設備の相違  
島根2号炉は、現場計器を設置していない

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

(3) フィルタ装置スクラビング水温度

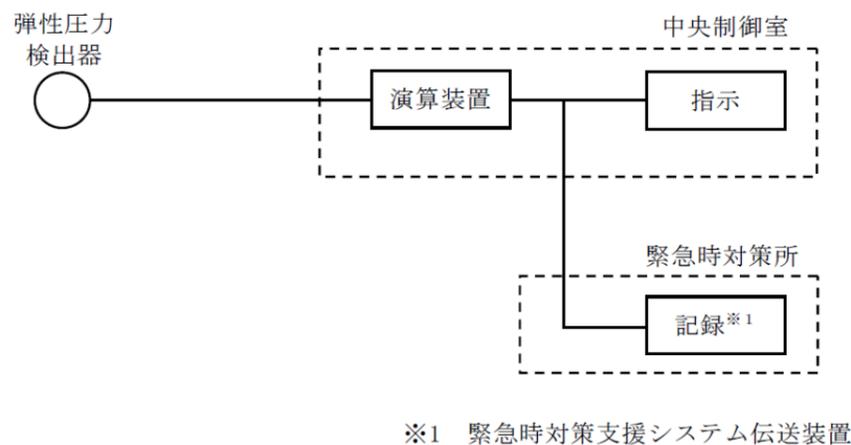
フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し、記録する。(第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)



第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(4) フィルタ装置排気ライン圧力

フィルタ装置排気ライン圧力 (自主対策設備) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。)



第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図3「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

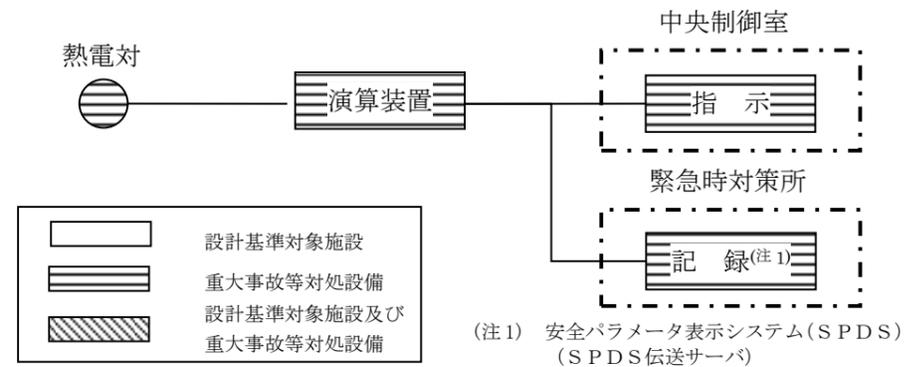


図3 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力 (自主対策設備) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図4「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

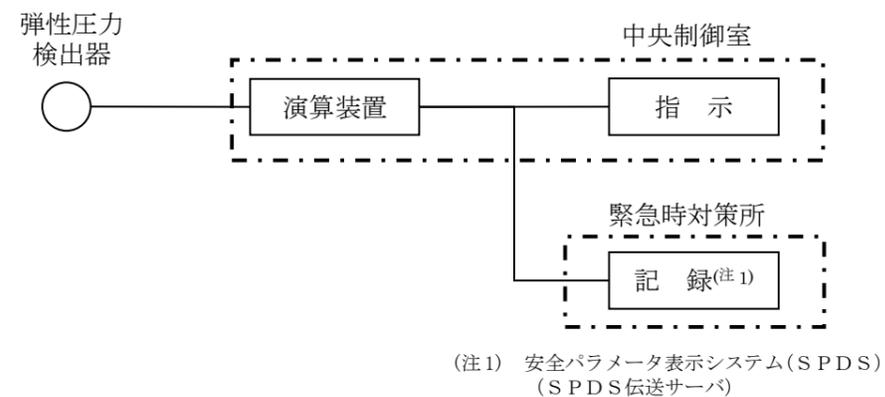
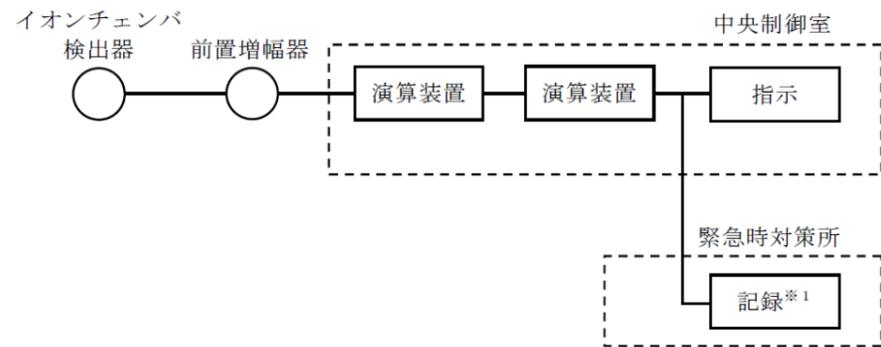


図4 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図」参照。)

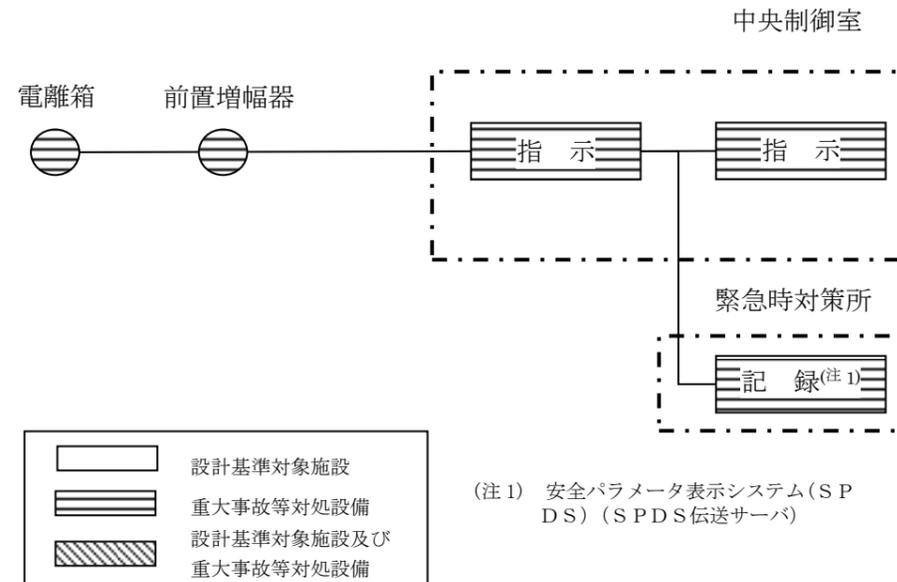


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図5「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図」参照。)



(注1) 安全パラメータ表示システム(S P D S) (SPDS伝送サーバ)

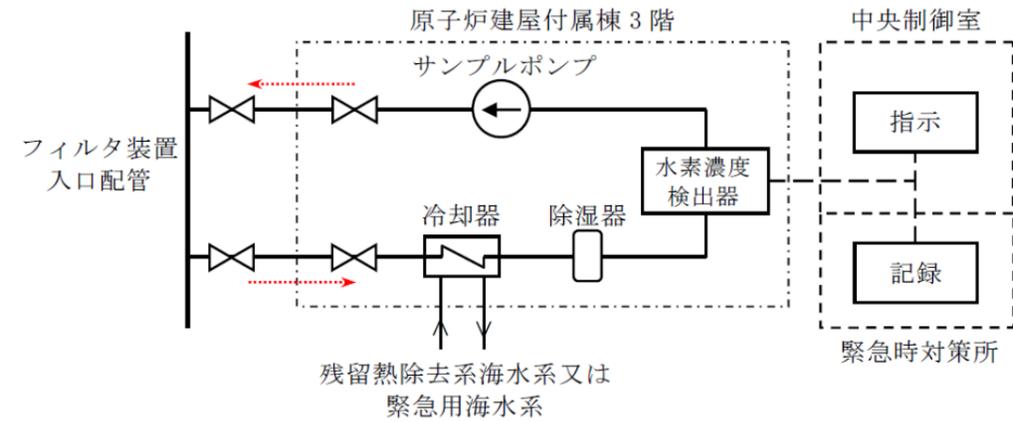
図5 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

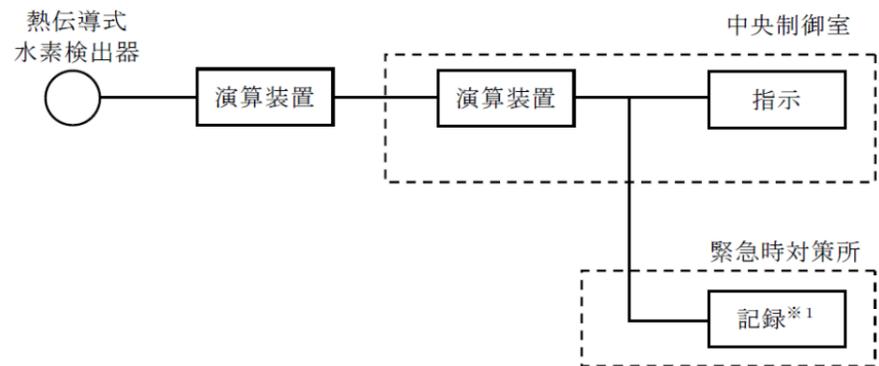
・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。  
(第6図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第6図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第7図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」, 図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図及び図8「第1ベントフィルタ出口分析車の構成図」参照。)

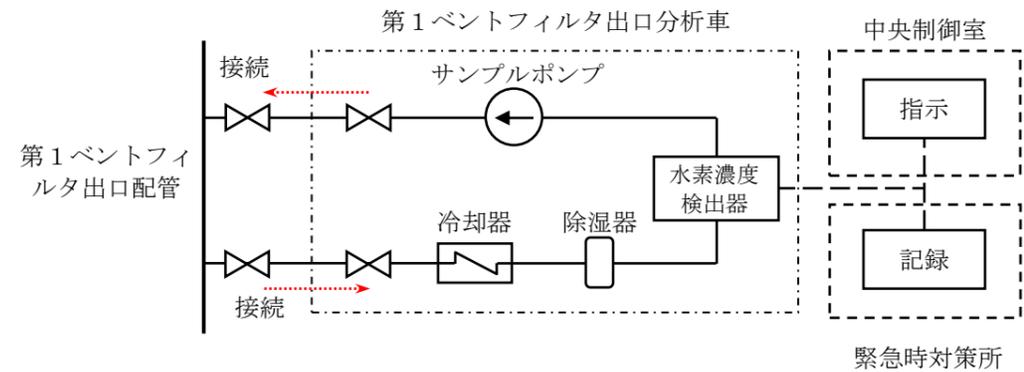
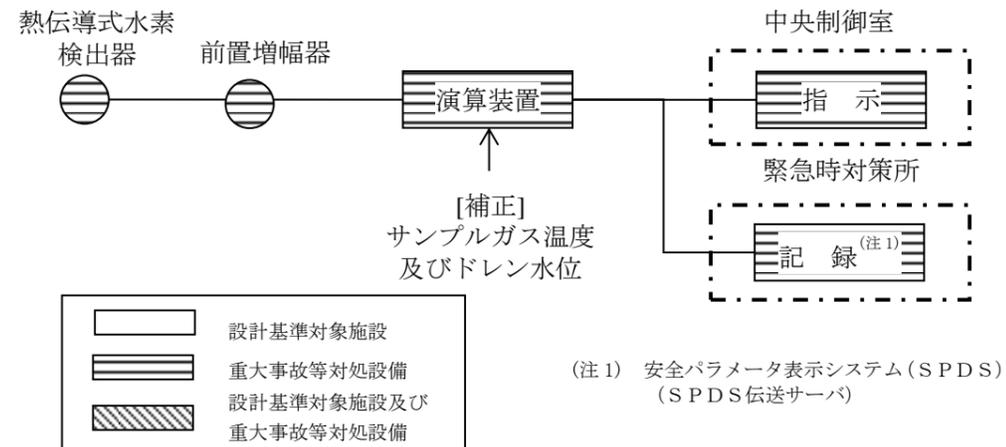


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図



(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

・設備の相違  
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり、第1ベントフィルタ出口分析車から第1ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

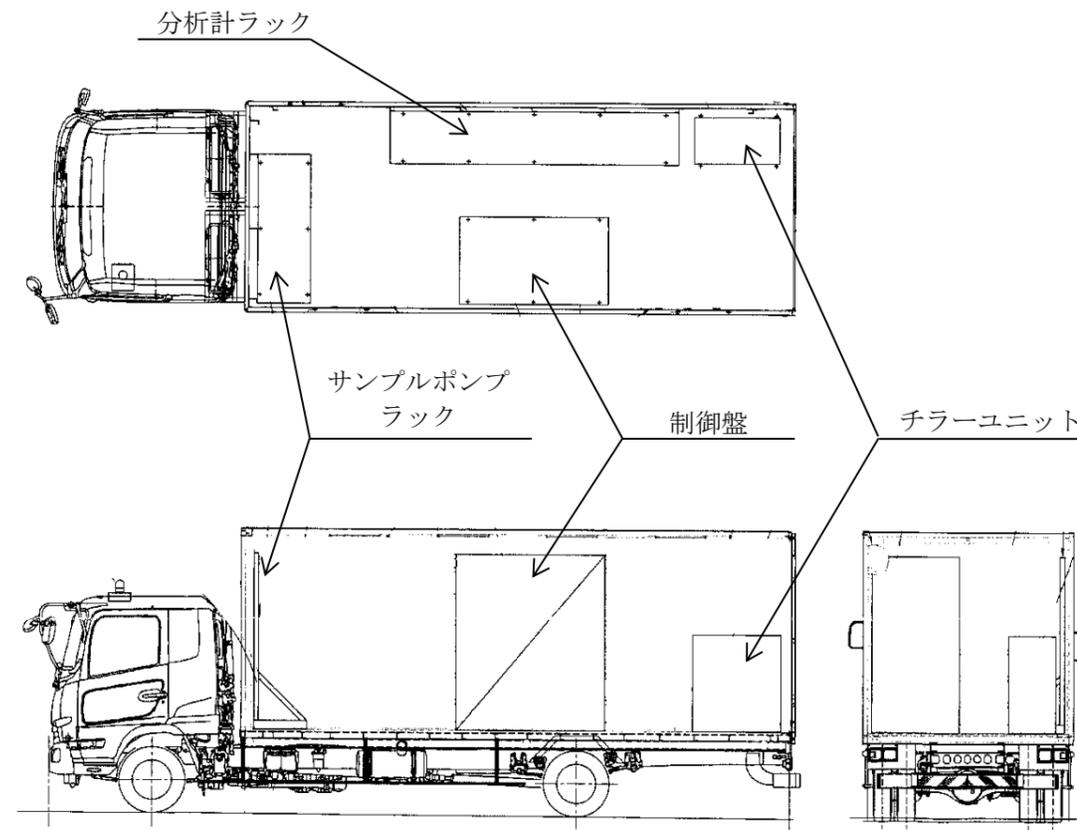


図8 第1ベントフィルタ出口分析車の構造図

・設備の相違  
 島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり、第1ベントフィルタ出口分析車から第1ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている

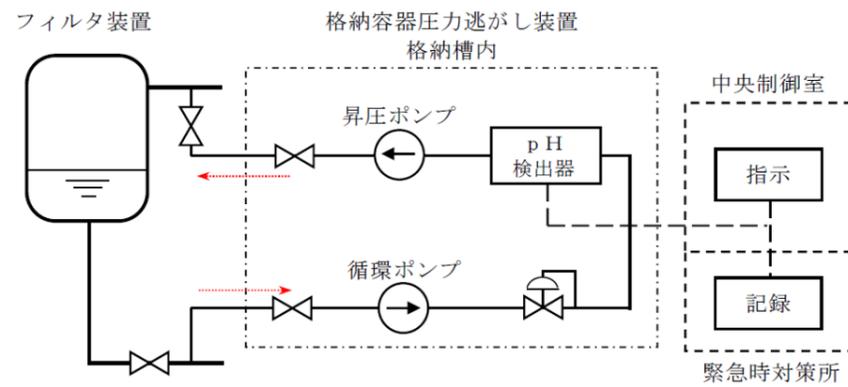
(7) フィルタ装置スクラビング水pH

(7) スクラバ水pH

フィルタ装置スクラビング水pH (自主対策設備) の検出信号は、pH検出器にてpHを検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水pHを中央制御室に指示し、記録する。(第8図「フィルタ装置スクラビング水pHシステム概要図」及び第9図「フィルタ装置スクラビング水pHの概略構成図」参照。)

スクラバ水pHは、スクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH検出器により計測する。

スクラバ水pHは、(自主対策設備) の検出信号は、pH検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてpH信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水pHを中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図9「スクラバ水pHシステム概要図」及び図10「スクラバ水pHの概略構成図」参照。)



第8図 フィルタ装置スクラビング水pHシステム概要図

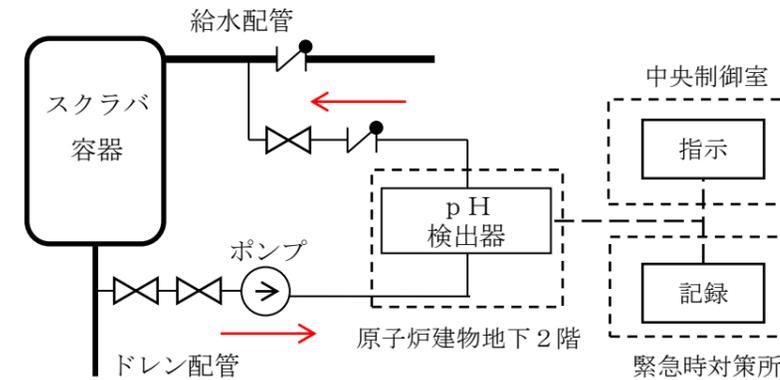
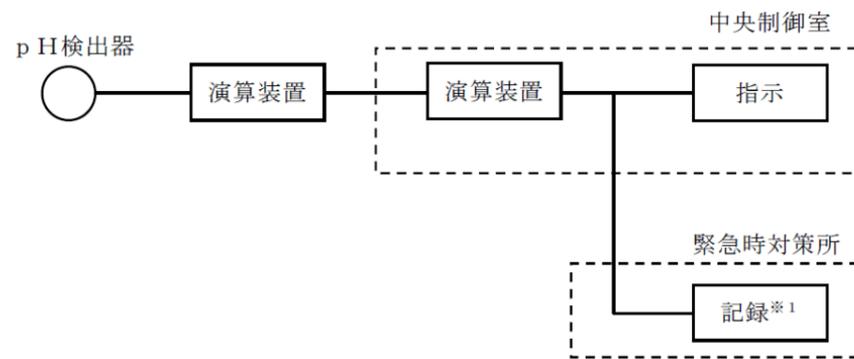
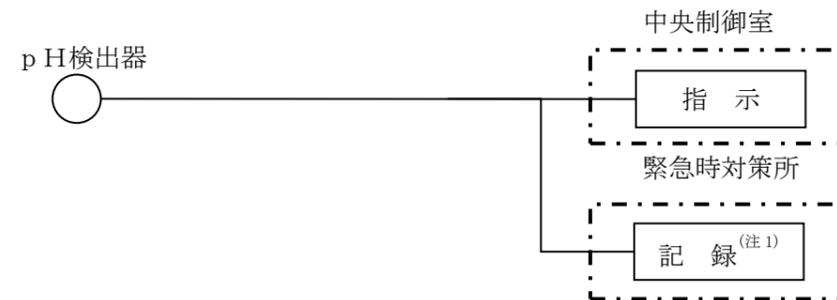


図9 スクラバ水pHシステム概要図



※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第9図 フィルタ装置スクラビング水pHの概略構成図



(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

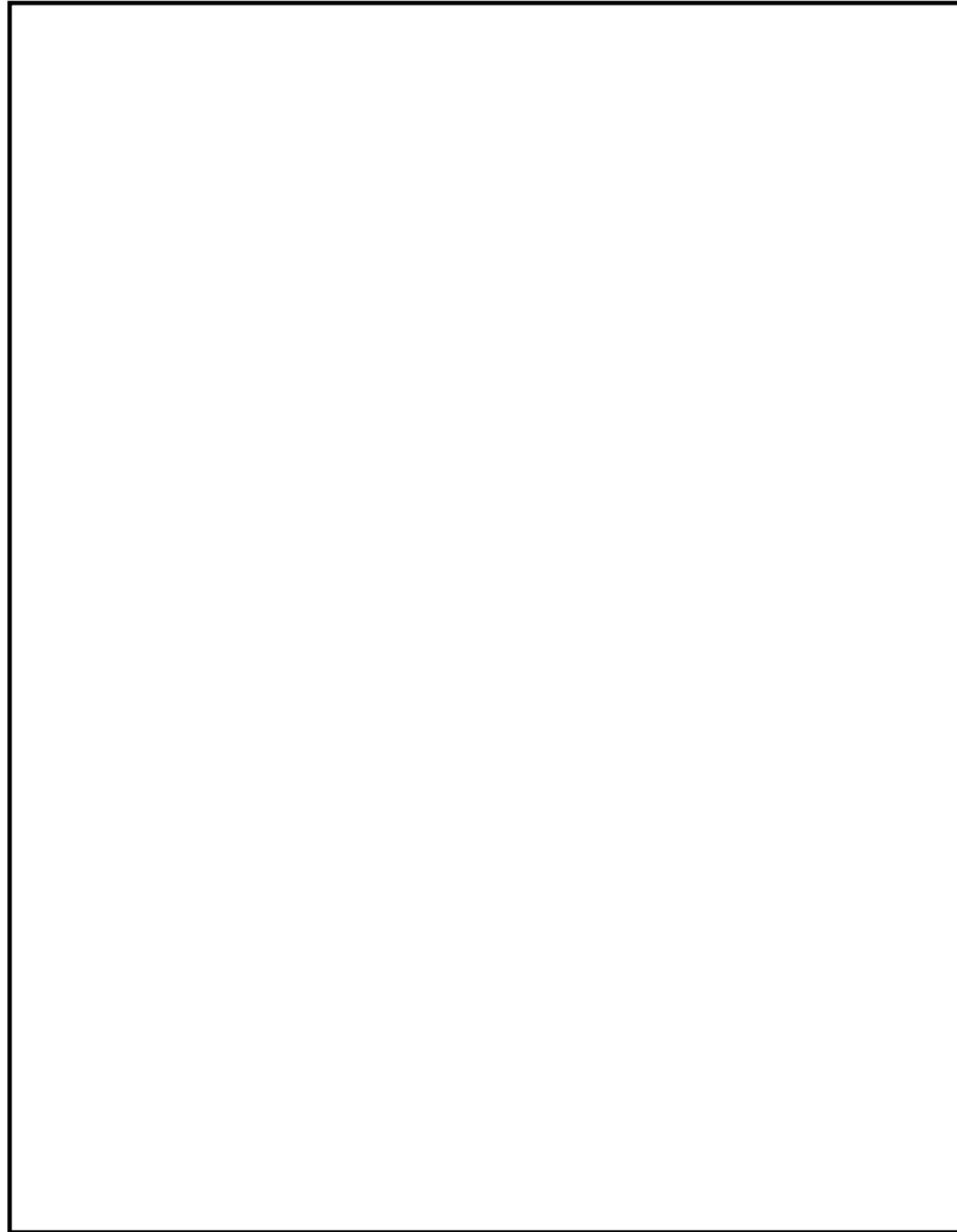
図10 スクラバ水pHの概略構成図

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

参考 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の機器配置図

参考 格納容器フィルタベント系 計装設備の機器配置図



第10図 機器配置図 (原子炉建屋附属棟1階)

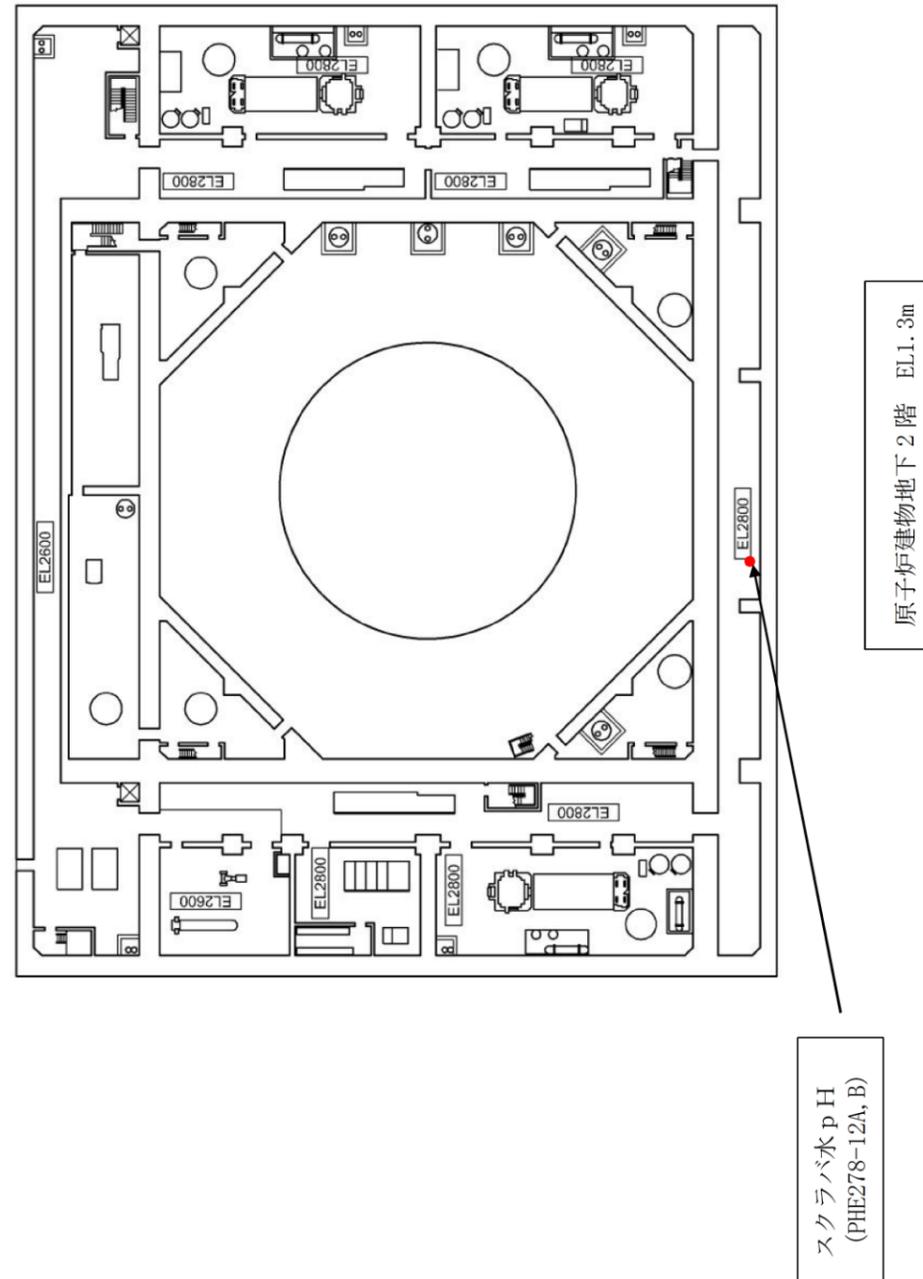
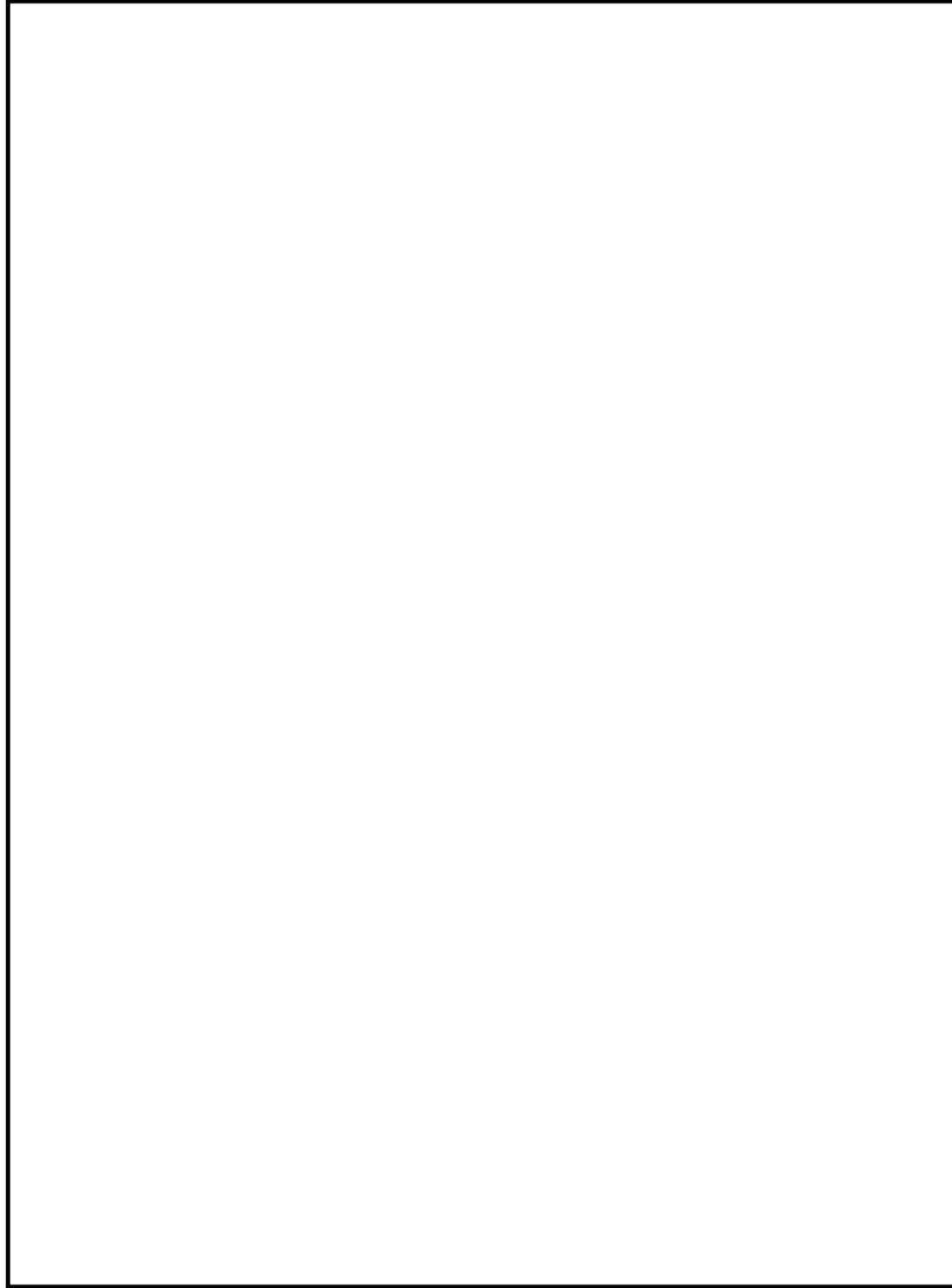


図11 機器配置図 (原子炉建物地下2階)



第11図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟3階)

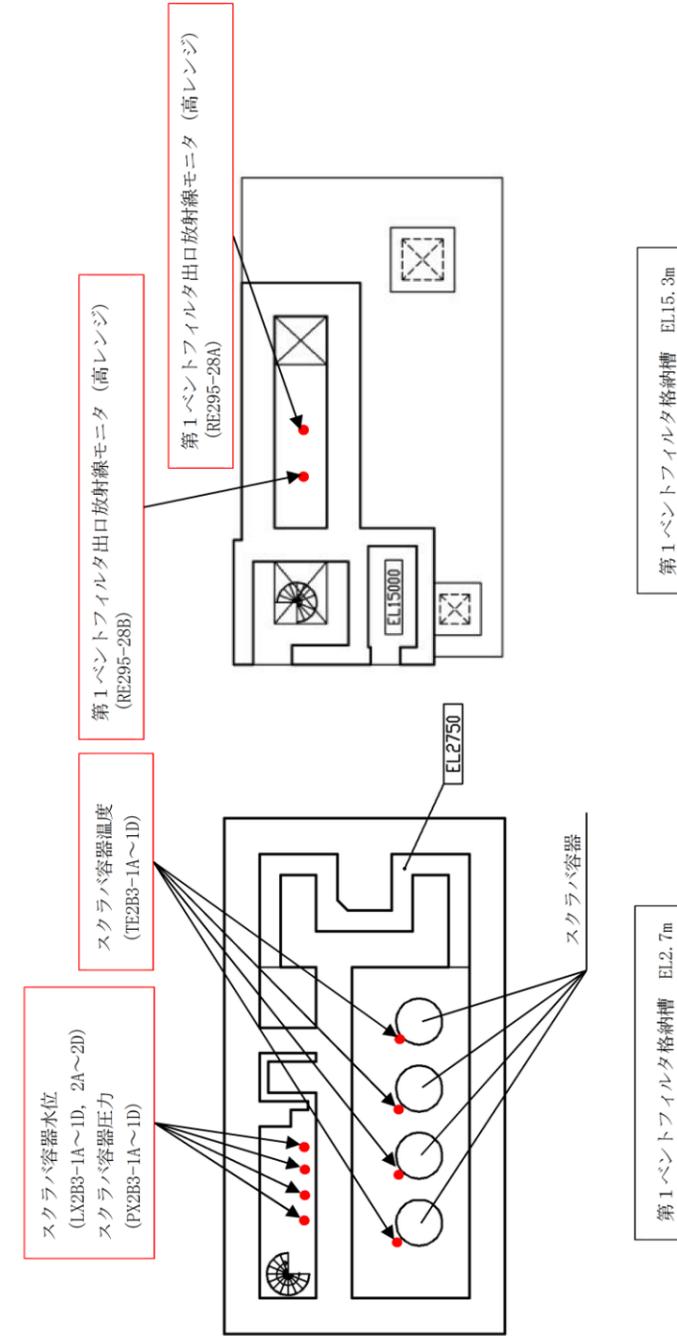
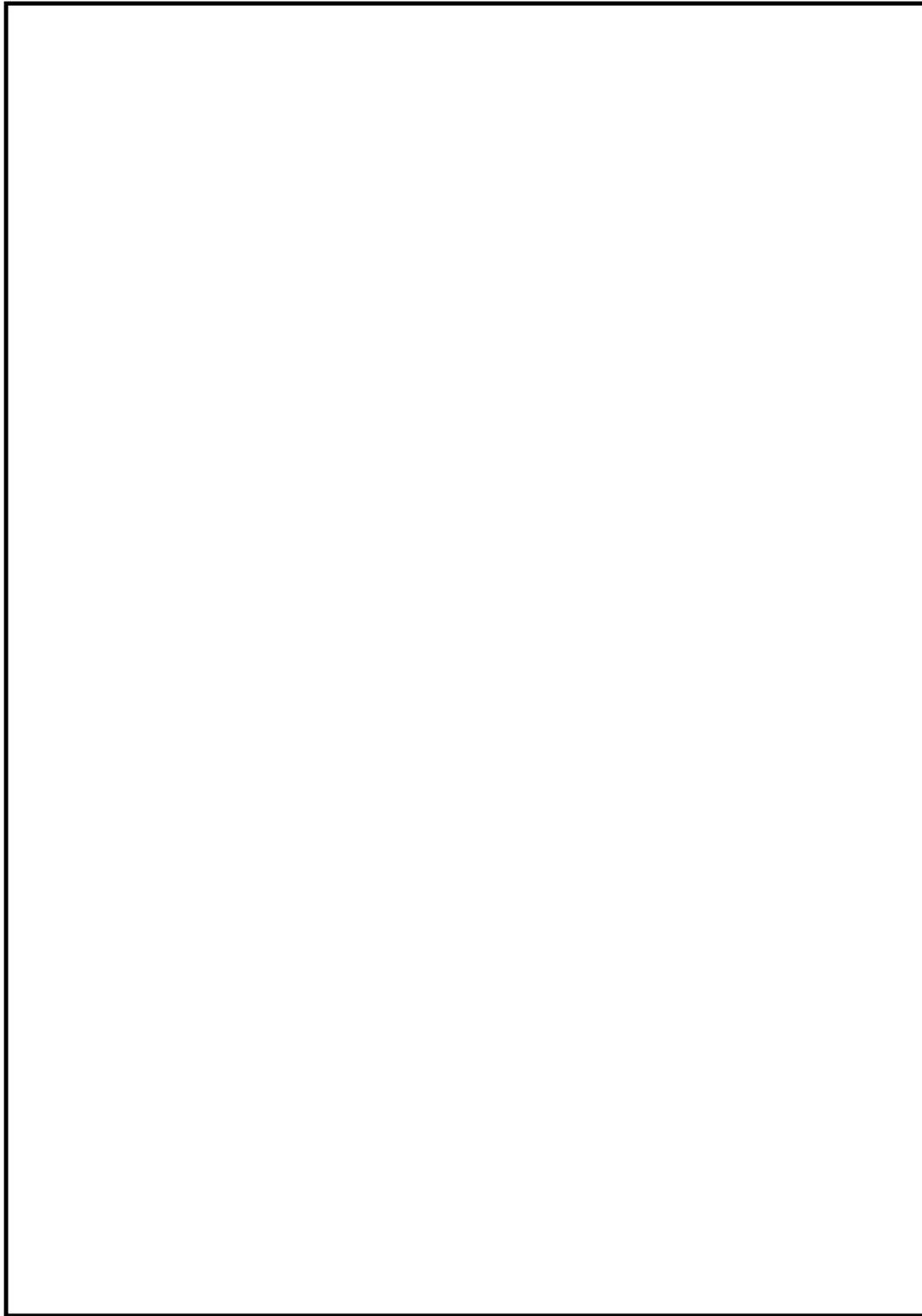


図12 機器配置図 (第1ベントフィルタ格納槽) (1 / 2)



第12図 機器配置図 (その他の建屋, 屋外)

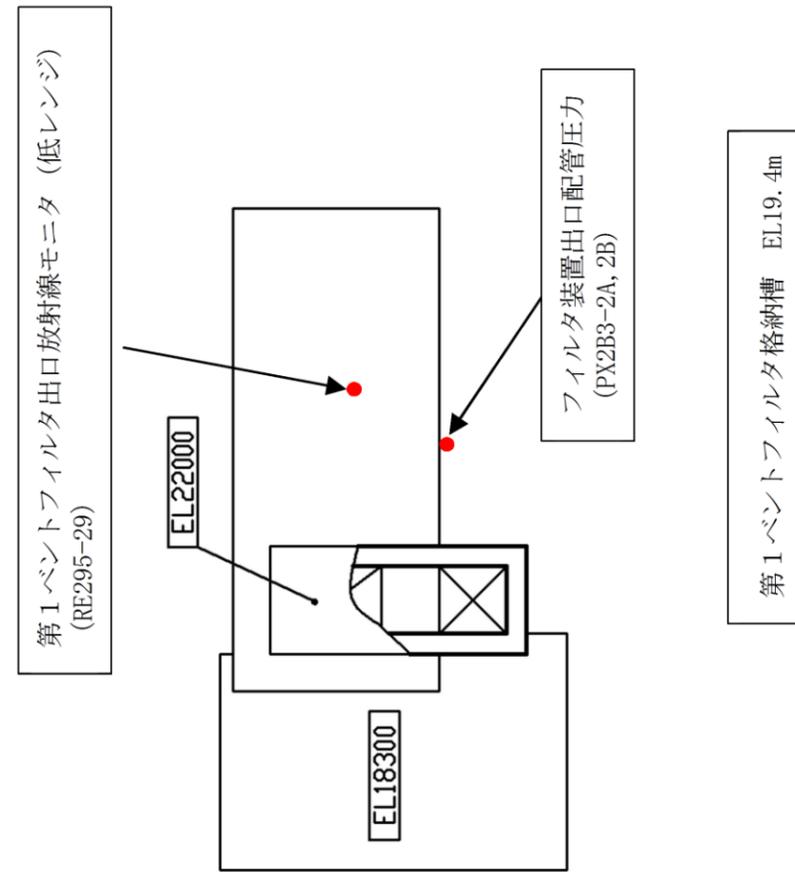


図13 機器配置図 (第1ベントフィルタ格納槽) (2/2)

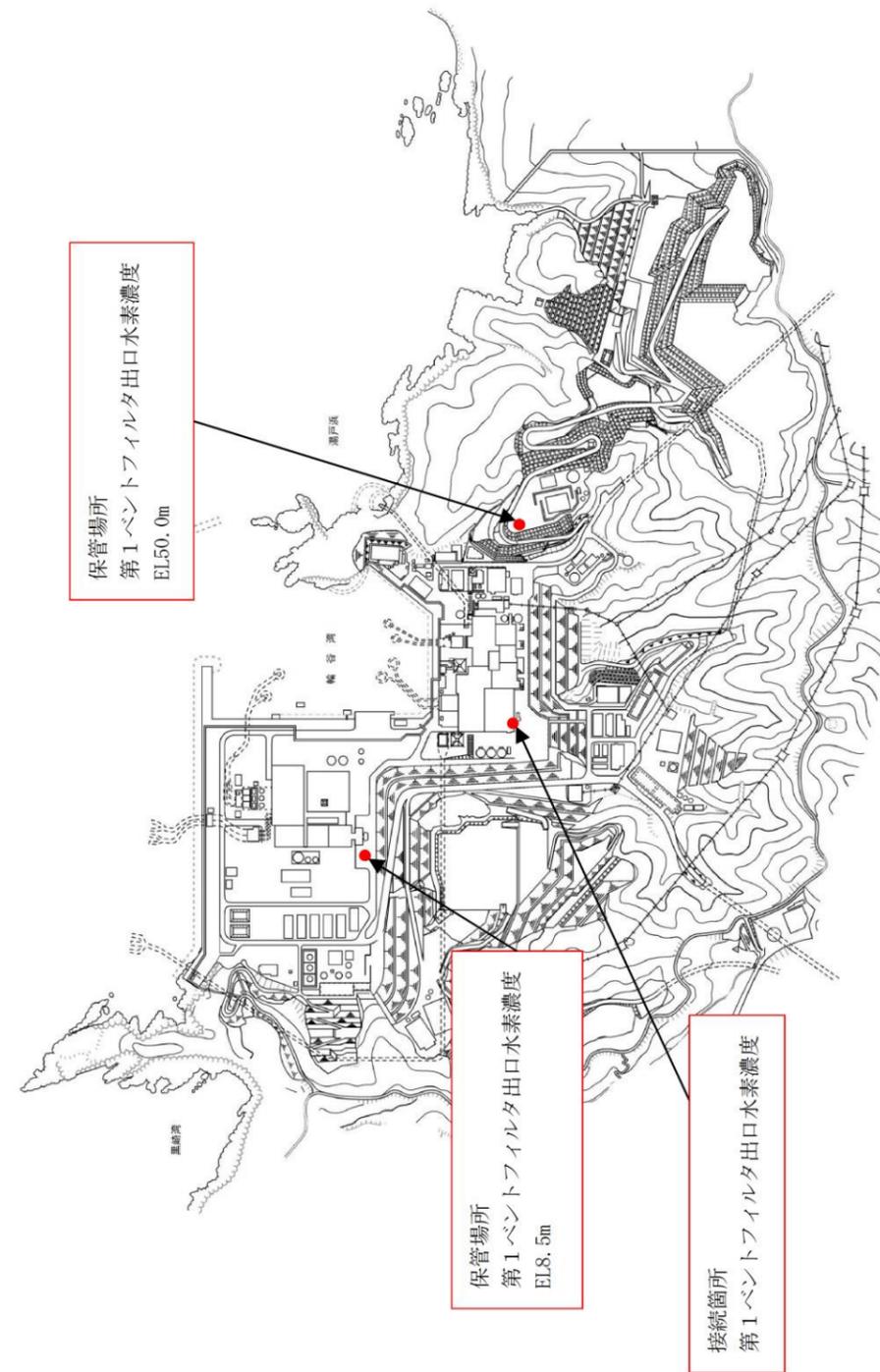
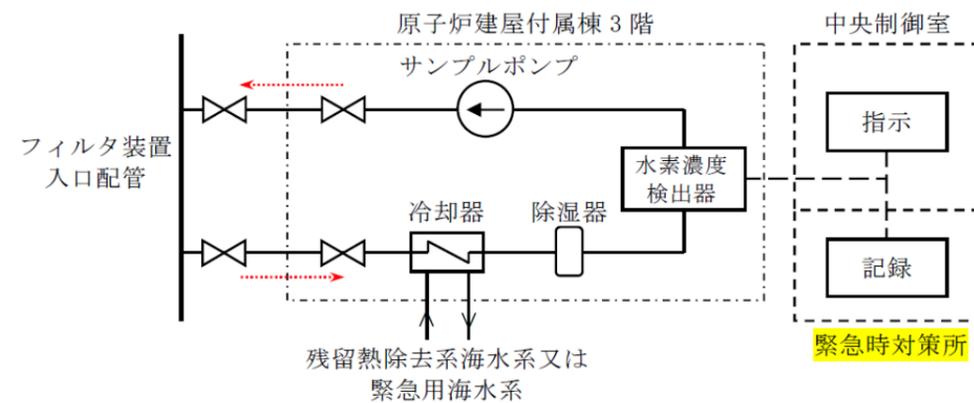


図14 機器配置図(屋外)

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約99m
  - ・サンプリング配管の断面積：359.7mm<sup>2</sup> (3.597×10<sup>-4</sup> m<sup>2</sup>)
  - ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約1×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/min)
  - ・サンプルガス流速（流量÷配管断面積）：約2.8m/min
- なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa [abs]）として算出。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約36分
------	------

第1ベントフィルタ出口水素濃度の計測時間遅れについて

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、第1ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器フィルタベント系の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

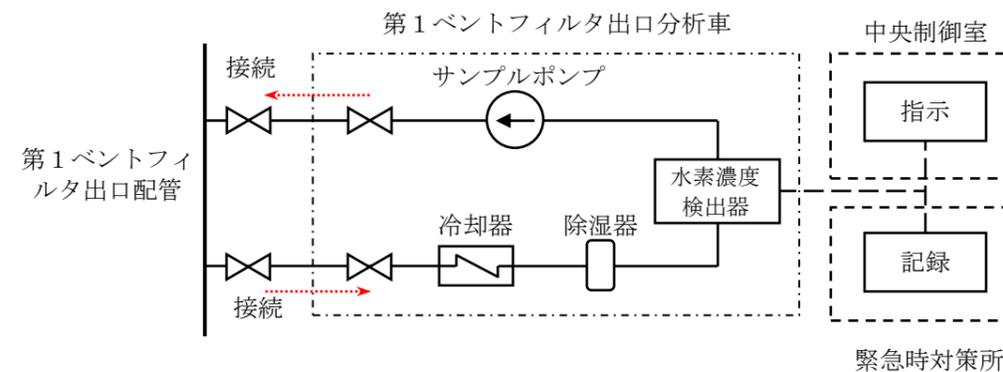


図1 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

なお、第1ベントフィルタ出口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置出口配管の集合部であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長（サンプリング点～水素濃度検出器）：約46m
  - ・サンプリング配管の内容積：11.25×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>
  - ・サンプルポンプの定格流量：約1L/min (約1×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/min)
  - ・時間遅れ（配管内容積÷流量）：約11.25 min
- なお、ガスは標準状態（0℃，101.325kPa [abs]）として算出。

表1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約12分
------	------

・設備の相違  
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違

・設備の相違  
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違

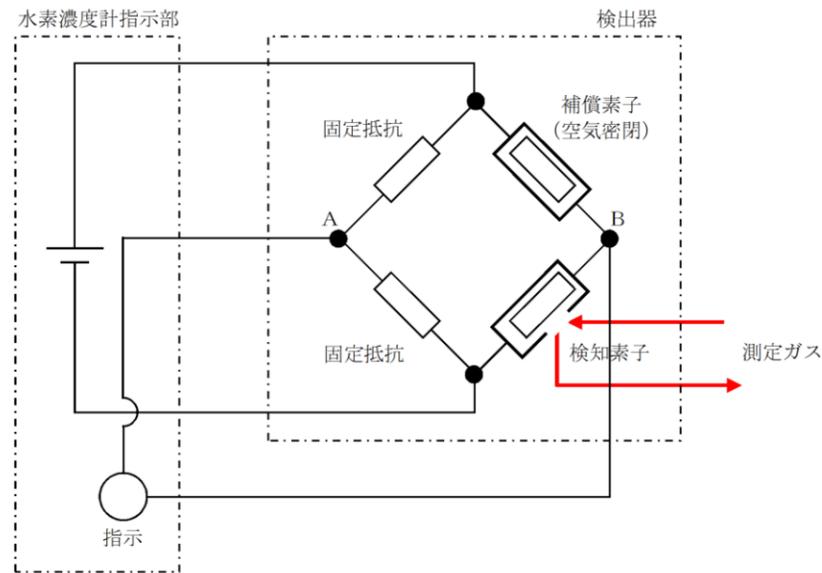
<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



第2図 水素濃度計検出回路の概要図

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導度式であり、図1に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が変化する。

この検知素子の抵抗の変化によりブリッジ回路の平衡が失われ、図1のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

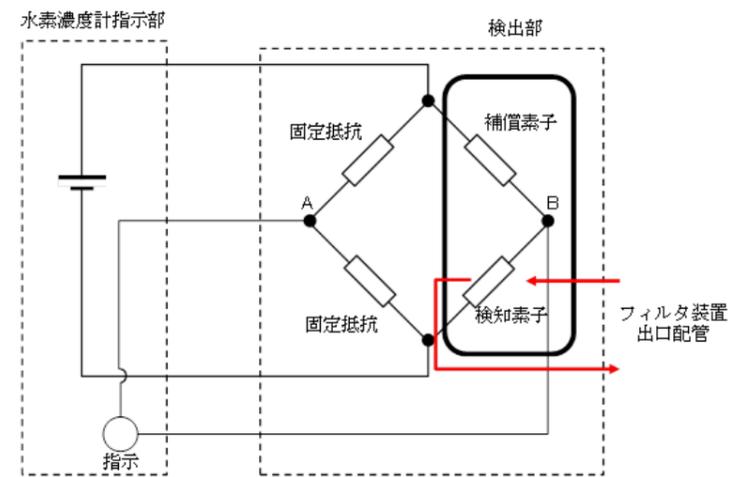


図1 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18W/(m・K) at27°Cである一方、酸素、窒素は、約0.02W/(m・K) at27°Cと水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

b. 水素濃度の測定

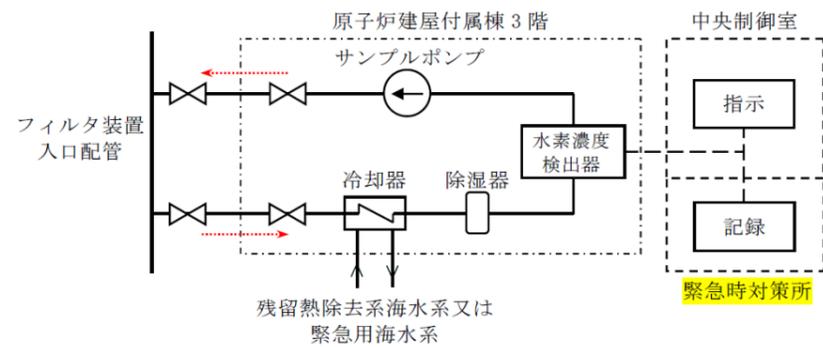
水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18W/(m・K) at27°Cである一方、酸素、窒素は、約0.02W/(m・K) at27°Cと水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定システムの構成

フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

c. 水素濃度測定システムの構成

第1ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。また、測定されたドライ条件の水素濃度からウェット条件の水素濃度への補正を行う。



第3図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

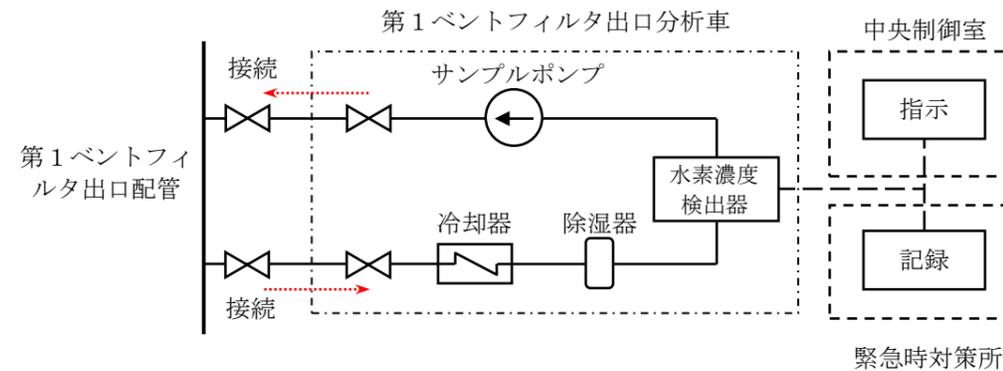


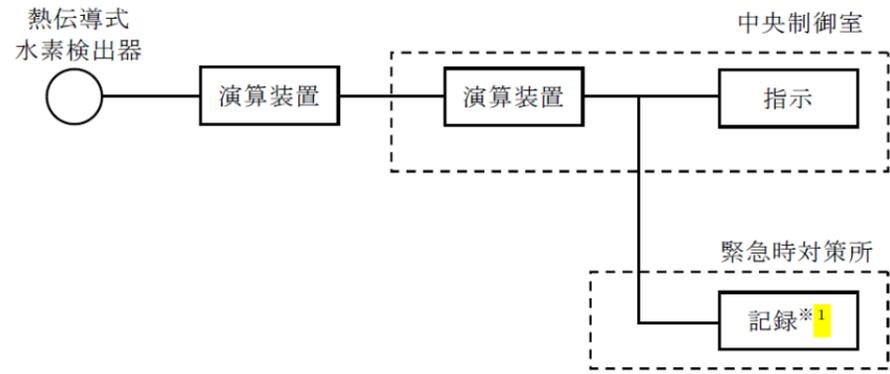
図2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

・設備の相違  
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違

d. 水素濃度計の仕様

種類 熱伝導式水素濃度検出器  
 計測範囲 0~100vol%  
 個数 2  
 設置場所 原子炉建屋附属棟3階(二次格納施設外)



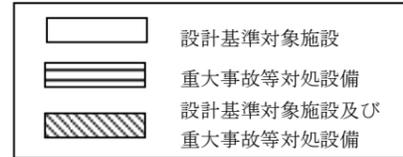
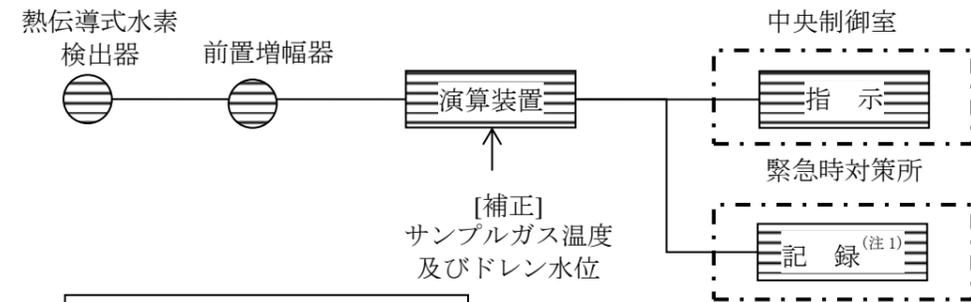
※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0~20vol%に切り替えた場合は±0.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

d. 水素濃度計の仕様

種類 熱伝導式水素検出器  
 計測範囲 0~20vol%/0~100vol%  
 個数 1(予備1)  
 設置場所 屋外



(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS)  
(SPDS伝送サーバ)

図3 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±3.0vol%の誤差を、計測範囲0~20vol%に切り替えた場合は±0.6vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

・設備の相違  
 設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 42</p> <p>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>(1) 計装設備の個数の考え方について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 系統運転時において計装設備の機能喪失が<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては, 計器を多重化する設計としている。</p> <p>多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>フィルタ装置水位</u></li>   <li>・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> (高レンジ)</li> </ul> <p>(2) 計測不能となった場合の推定方法について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第1表に, 計装設備概略構成図を第1図に示す。</p> <p>(3) 計装設備の監視場所の考え方について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 中央制御室において集中監視を行う設計としている。また, 中央制御室の運転員を介さず, 事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお, <u>フィルタ装置水位</u>と<u>フィルタ装置圧力</u>は, スクラビング水の補給・移送操作及び<u>窒素置換操作</u>時に現場でも確認できるように, 現場計器も設置する計画である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 29</p> <p>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>(1) 計装設備の個数の考え方について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 系統運転時において計装設備の機能喪失が<u>格納容器フィルタベント系</u>の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては, 計器を多重化する設計としている。</p> <p>多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>スクラバ容器水位</u></li> <li>・<u>スクラバ容器圧力</u></li> <li>・<u>スクラバ容器温度</u></li> <li>・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u> (高レンジ)</li> </ul> <p>(2) 計測不能となった場合の推定方法について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表1に, 計装設備概略構成図を図1に示す。</p> <p>(3) 計装設備の監視場所の考え方について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 中央制御室において集中監視を行う設計としている。また, 中央制御室の運転員を介さず, 事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお, <u>スクラバ容器水位</u>は, スクラビング水の補給・移送操作時に現場でも確認できるように, 現場計器も設置する。</p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は, 多重化している</p> <p>・設備の相違 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>

第1表 格納容器圧力逃がし装置の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室, 緊急時対策所	180~5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1 <sup>※3</sup>	現場			— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室, 緊急時対策所	0~1.0MPa [gauge]	系統運転中に格納容器閉気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1 <sup>※3</sup>	現場			— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1 <sup>※1</sup>	中央制御室, 緊急時対策所	0~300℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度 (予備側検出素子使用)	① 常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所			— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>
④ フィルタ装置排気ライン圧力 <sup>※3</sup>	1	中央制御室, 緊急時対策所	0~100kPa [gauge]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>
	2	中央制御室, 緊急時対策所	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ <sup>※2</sup>	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。 ② フィルタ装置出口の放射線モニタ又は可搬型モニタリング・ポストの指示値から放射線量を推定する。
1	中央制御室, 緊急時対策所	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト			
⑥ フィルタ装置入口水素濃度	2	中央制御室, 緊急時対策所	0~100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① フィルタ装置入口水素濃度	① フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置入口水素濃度により計測する。
	1	中央制御室, 緊急時対策所	pH0~14	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>

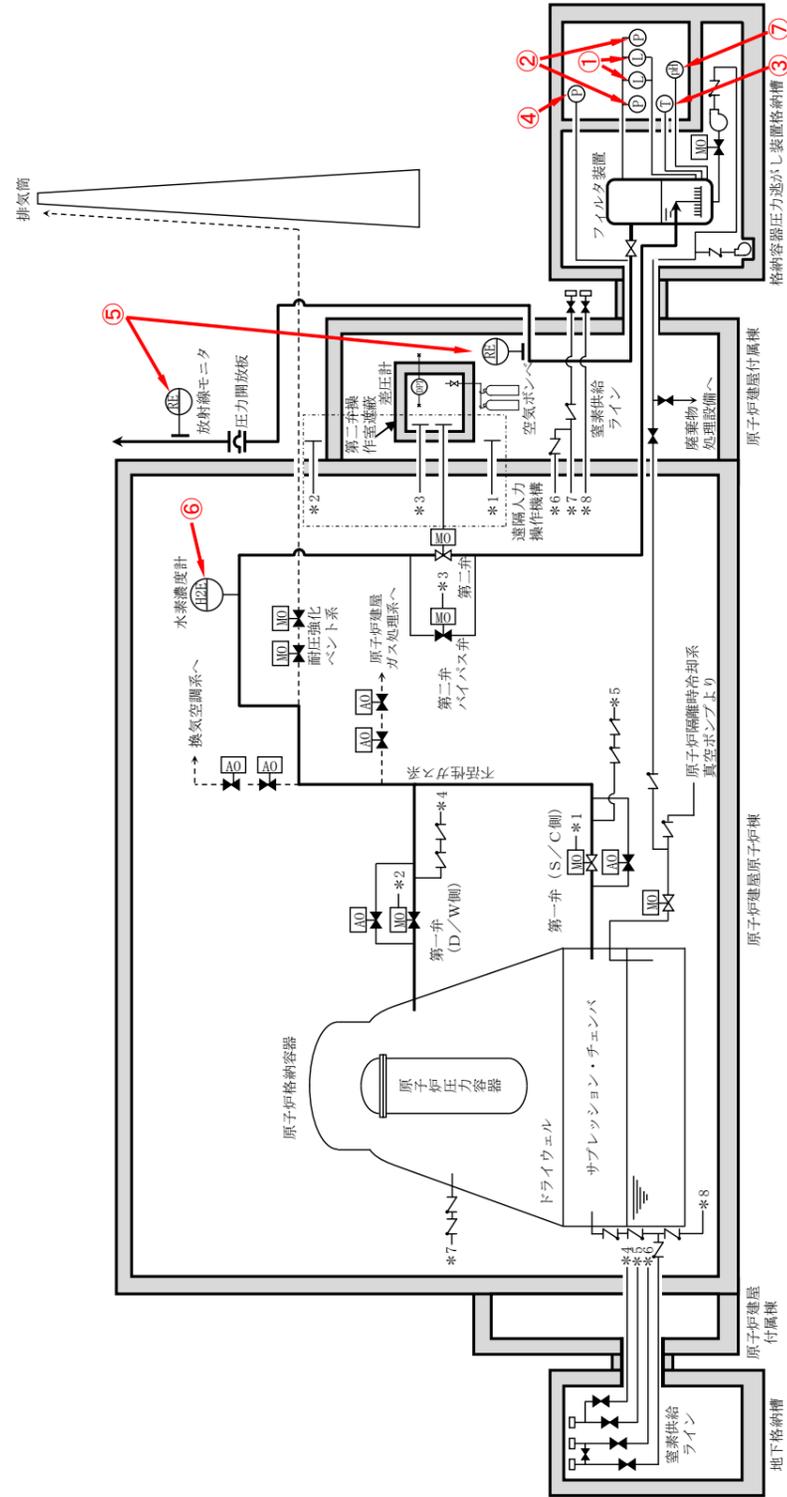
※1：温度検出器の検出素子は2重化（ダブルエレメント）している。 ※2：フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）のみ他チャンネルにより計測する。  
 ※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

表1 格納容器フィルタメント系の代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ <sup>※1</sup>	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① スクラバ容器水位	8	中央制御室, 緊急時対策所 現場		スクラバ容器性能維持のための水位監視	① スクラバ容器水位	① スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器水位により測定する。
	4	中央制御室, 緊急時対策所	0~1MPa [gauge]	系統運転中に格納容器内窒素閉気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① スクラバ容器圧力 ② ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	① スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器圧力により測定する。 ② ドライウェル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
③ スクラバ容器温度	4	中央制御室, 緊急時対策所	0~300℃	スクラバ容器の温度監視	① スクラバ容器温度	① スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器温度により推定する。
	2	中央制御室, 緊急時対策所	0~100kPa [gauge]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>
④ フィルタ装置出口配管圧力 <sup>※3</sup>	1 (予備1)	中央制御室, 緊急時対策所	0~20vol% / 0~100vol%	事故収束時の系統内の水素濃度の確認	① 第1ベントフィルタ出口水素濃度 (予備) ② 格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)	① 第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ② 原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタメント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
			高レンジ： 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>3</sup> Sv/h 低レンジ： 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	① 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ <sup>※2</sup> ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの第1ベントフィルタ出口放射線モニタにより測定する。 ② 第1ベントフィルタ出口の放射線モニタ又は可搬型モニタリング・ポストから放射線線量率を推定する。
⑦ スクラバ水 pH <sup>※3</sup>	2	中央制御室, 緊急時対策所	pH 0~14	スクラバ容器性能維持のための pH 監視	— <sup>※4</sup>	— <sup>※4</sup>

※1：監視パラメータの数字は図1の○数字に対応する。  
 ※2：第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）のみ多チャンネルにより計測する。  
 ※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

・設備の相違  
 設備設計の相違による構成の相違



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

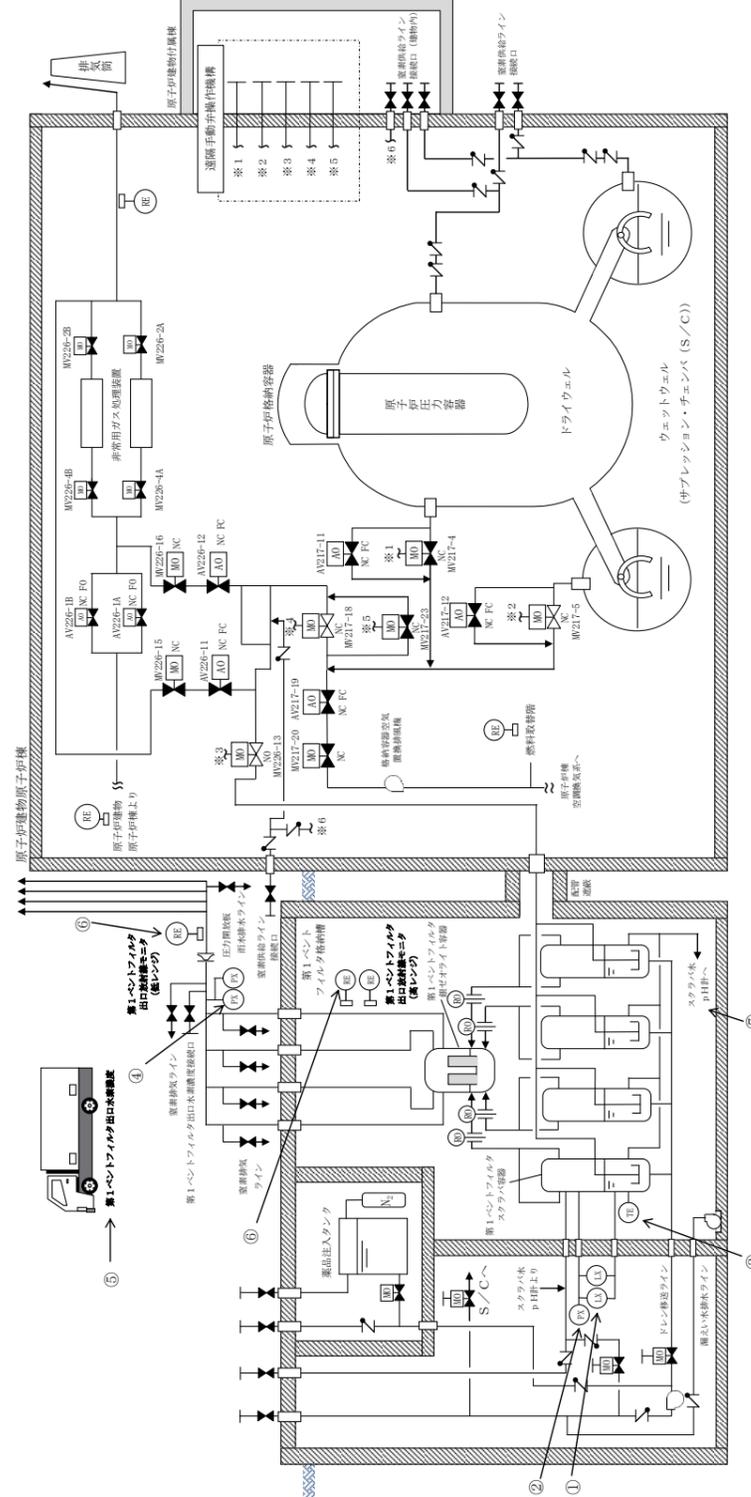


図1 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

・設備の相違  
設備設計の相違による構成の相違

ベント実施時の放射線監視測定の考え方について

(1) フィルタ装置出口放射線モニタの計測範囲

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

第1表 計測範囲とその考え方

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

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を第2表に示す。また、第2表の評価条件に基づく評価結果を第3表に示す。フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測範囲の上限値である 1.0×10<sup>5</sup>Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 3.0×10<sup>1</sup>Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

ベント実施時の放射線監視測定の考え方について

(1) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの計測範囲

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

表1 計測範囲とその考え方

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

a. ベント実施に想定される線量率について

ベント実施時に想定される最大の線量率を評価するために必要な評価条件を表2に示す。また、表2の評価条件に基づく評価結果を表3に示す。第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の計測範囲の上限値である 1.0×10<sup>5</sup>Sv/h は、ベント実施時に想定される最大線量率 1.6×10<sup>1</sup>Sv/h に対し、余裕があり、計測可能である。

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

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

第2表 評価条件

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

表2 評価条件

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



第1図 評価モデル

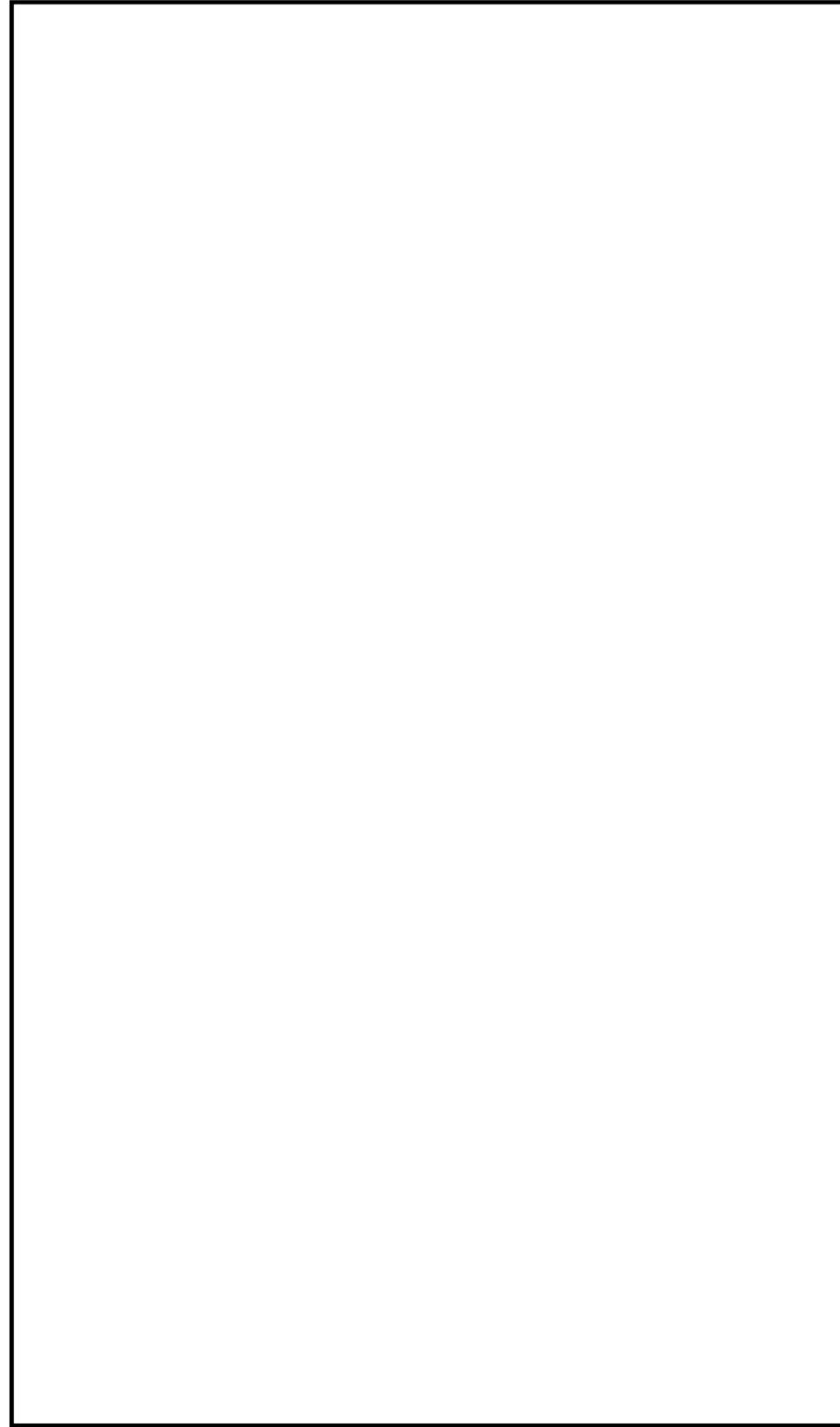
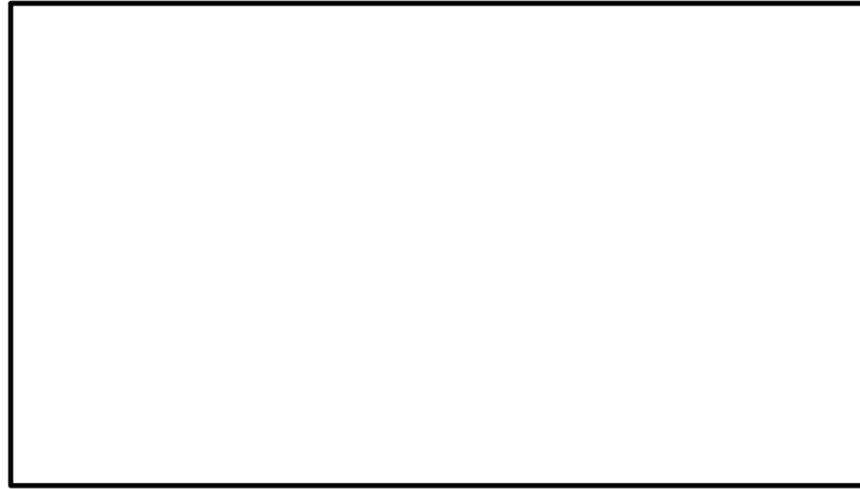


図1 評価モデル



第2図 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) 位置図

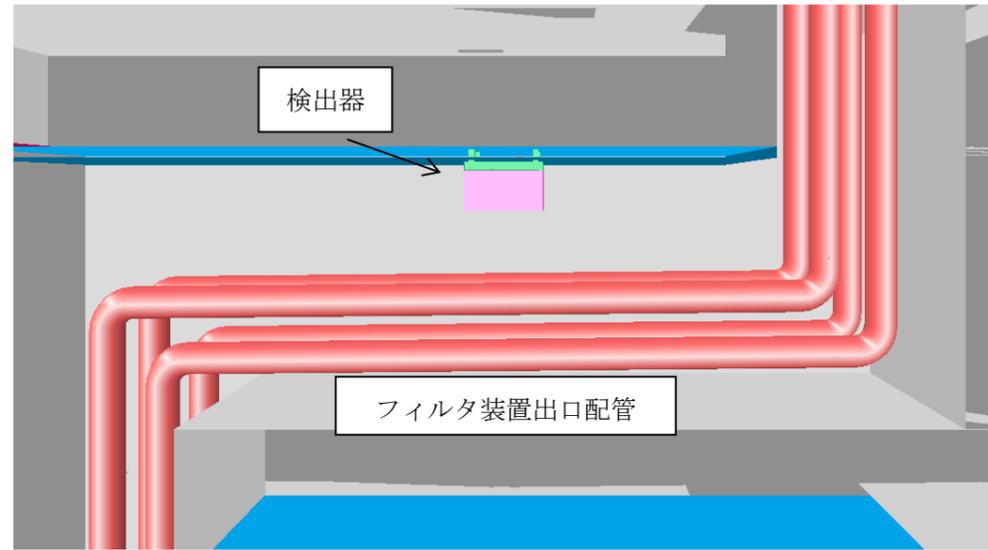


図2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 位置図

第3表 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1.1E-21
Kr-85m	1.2E+00
Kr-85	8.4E-04
Kr-87	3.9E+00
Kr-88	1.6E+01
Xe-131m	8.6E-04
Xe-133m	3.7E-02
Xe-133	2.9E-01
Xe-135m	2.6E+00
Xe-135	4.2E+00
Xe-138	1.6E+00
合計	3.0E+01

表3 評価結果

評価対象核種	線量率 (Sv/h)
Kr-83m	1.9E-19
Kr-85m	6.0E-01
Kr-85	4.4E-04
Kr-87	2.1E+00
Kr-88	8.7E+00
Xe-131m	4.3E-04
Xe-133m	1.9E-02
Xe-133	1.6E-01
Xe-135m	1.4E+00
Xe-135	2.1E+00
Xe-138	8.8E-01
合計	1.6E+01

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 評価対象核種の考え方</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。</p> <p>第4表に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、第5表のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて <math>10^2</math> 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。</p>	<p>b. 評価対象核種の考え方</p> <p>格納容器フィルタベント系を通じて格納容器内の放射性物質が大気へ放出される際、希ガス及びよう素を除く放射性物質はベントフィルタの除去効果を大きく受けるため、大気へ放出される主な放射性物質は希ガス及びよう素となる。</p> <p>表4に示す評価条件を用いて希ガス及びよう素の線量率を評価した結果、表5のとおり希ガスの線量率は、よう素に比べて <math>60</math> 倍程度高く、放射線モニタ測定値は希ガスからの寄与が支配的であるため、希ガスを評価対象核種とする。</p>	<p>・ベント開始時間までの希ガスとよう素の減衰速度の違いによる相違</p>

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表 評価条件 (1/2)			表4 評価条件 (1/2)			・型式の違いによるサプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数の違い
項目	評価条件	評価条件の考え方	項目	評価条件	評価条件の考え方	
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」 (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定	評価事象	「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」(残留熱代替除去系を使用しない場合)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、希ガス類及びよう素の放出量が最も多くなる事故シーケンスとして、ベントの実施時間が最も早くなる事故シーケンスを選定	
炉心状態	平衡炉心(サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定	炉心状態	平衡炉心(サイクル末期)	原子炉の放射性物質の内蔵量が最も多くなる状態を選定	
評価対象核種	希ガス類: Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定	評価対象核種	希ガス類: Kr-83m, Kr-85m, Kr-85, Kr-87, Kr-88, Xe-131m, Xe-133m, Xe-133, Xe-135m, Xe-135, Xe-138 よう素: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	大気に放出される放射性物質のうち、線量当量率が支配的となる核種を選定	
炉心から格納容器への移行割合	希ガス: 100% よう素: 80%	MAAP解析結果に基づき設定	炉心から格納容器への移行割合	希ガス: 100% よう素: 80%	MAAP解析結果に基づき設定	
よう素の形態	有機よう素: 4% 無機よう素: 91% 粒子状よう素: 5%	R. G. 1.195 <sup>*1</sup> に基づき設定	よう素の形態	有機よう素: 4% 無機よう素: 91% 粒子状よう素: 5%	R. G. 1.195 <sup>*1</sup> に基づき設定	
格納容器内での除去効果(希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	格納容器内での除去効果(希ガス及び有機よう素)	考慮しない	保守的に設定	
格納容器内での除去効果(無機よう素)	沈着による除去係数: 200 <sup>*3</sup>	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定(別紙17補足3参照)	格納容器内での除去効果(無機よう素)	沈着による除去係数: 200	CSE 実験及び Standard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定	
	サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数: 10	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定(別紙17補足4参照)		サプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数: 5	Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定	
格納容器内での除去効果(粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大いだが、保守的に無機よう素と同じとする。	格納容器内での除去効果(粒子状よう素)	無機よう素と同じ	無機よう素よりも沈着等による除去効果が大いだが、保守的に無機よう素と同じとする。	

第4表 評価条件 (2/2)

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

- ※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

第5表 評価結果

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

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

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

第4表の評価条件(希ガスは配管付着しないため、よう素に係る評価条件のみ)及びフィルタ装置出口配管への放射性物質付着率を「放射性物質の通過量に対して100m当たり10%

表4 評価条件 (2/2)

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

- ※1 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007

表5 評価結果

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

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

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

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

・運用の相違

・評価結果の相違

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

が配管内に均一に付着する」(別紙30)とした場合の評価結果は、230mSv/hである。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

フィルタ装置出口放射線モニタでの計測値(ガンマ線強度)は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時のフィルタ装置出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

第4表の評価条件において評価したフィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)の換算係数を第6表に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

- ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。
- ③ 格納容器空間体積(9,800m<sup>3</sup>)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ線線源強度と第1図の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

第6表 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	19時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ( (Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h) )
2.2×10 <sup>19</sup>	9.4×10 <sup>18</sup>	9.6×10 <sup>8</sup>	5.6×10 <sup>0</sup>	1.7×10 <sup>8</sup>

第6表の換算係数は、原子炉停止から19時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は第3図のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、屋外のフィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)及び建屋内のフィルタ装置出口放射線モニタ(低レンジ)についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、フィルタ装置出口放射線モニタの指示値(Sv/h)の記録から、より精度の高い放射性物質濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)を評価することが可能である。

(3) 線量率から放射性物質濃度への換算の考え方

第1ベントフィルタ出口放射線モニタでの計測値(ガンマ線強度)は、フィルタ装置出口配管内の放射性物質の核種及びその放射性物質濃度により決まる値である。あらかじめ、フィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度と線量率により、換算係数を定めておくことで、事故時の第1ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値からフィルタ装置出口配管内の放射性物質濃度を把握することができる。

表4の評価条件において評価した第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)の換算係数を表6に示す。なお、換算係数の算出過程を以下に示す。

- ① 平衡炉心(サイクル末期)における核種ごとの炉内希ガスの総量(①)を解析により算出する。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの希ガスの総量(②)を算出する。
- ③ 格納容器空間体積(12,600m<sup>3</sup>)から核種ごとの希ガス量を除し、核種ごとの放射性物質濃度の合計(③)を算出する。
- ④ 上記③の核種ごとの放射性物質濃度にγ線放出割合を乗じて算出したγ線線源強度と図1の評価モデルから核種ごとの線量率の合計(④)を算出する。
- ⑤ 上記③で求めた放射線物質濃度の合算値を④で求めた線量率の合算値で除すことで、換算係数を算出する。

表6 換算係数の算出

炉停止時 内蔵量① (Bq)	32時間後 減衰値② (Bq)	放射性物質 濃度③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	線量率④ (Sv/h)	換算係数 ( (Bq/cm <sup>3</sup> ) / (Sv/h) )
1.6×10 <sup>19</sup>	5.7×10 <sup>18</sup>	4.5×10 <sup>8</sup>	1.4×10 <sup>0</sup>	3.3×10 <sup>8</sup>

表6の換算係数は、原子炉停止から32時間後にベントを開始した場合の換算係数であり、核種の減衰により換算係数は変化するため、同様の手法で算出した換算係数の時間変化は図3のグラフのとおりとなる。実際の運用では、手順書に代表的な時間における換算係数を表として備えるなどして適切な評価ができるように準備する。また、建屋外の第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)についても、同様の方法で換算係数を算出し、上記の評価ができるように準備する。

なお、事故後に当該事故の状態を詳細に把握し、換算係数の再評価を実施することにより、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの指示値(Sv/h)の記録から、より精度の高い放射性物質濃度(Bq/cm<sup>3</sup>)を評価することが可能である。

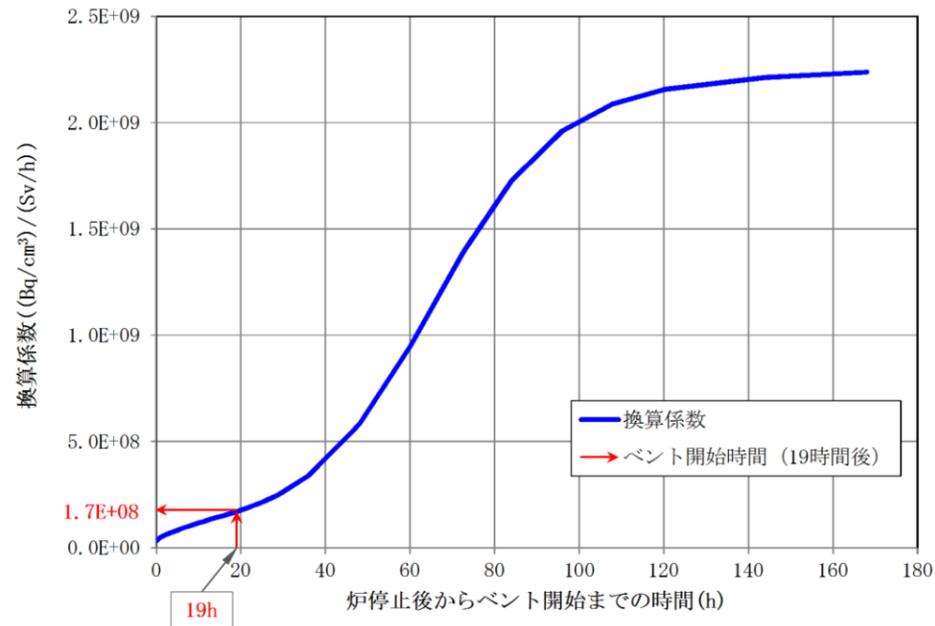
・設備の相違

・評価結果の相違

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

・運用の相違

・設置位置の違い



第3図 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

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

○事前準備事項

- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量 (Bq) を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量 (Bq) を算出する。
- ③ MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定<sup>\*1</sup>における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量 (Bq) より壁面沈着分の放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) から検出器へ

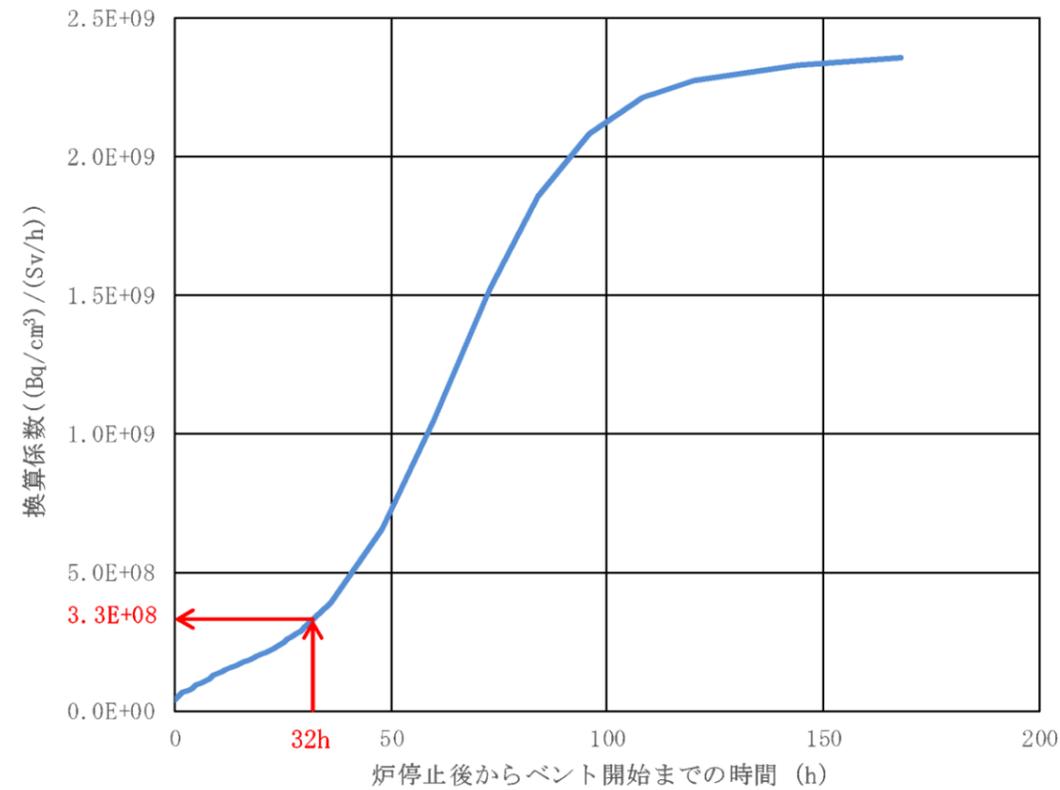


図3 換算係数の時間推移

(4) 放射性物質の放出量の推定方法

a. 格納容器雰囲気放射線モニタによる推定方法

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

○事前準備事項

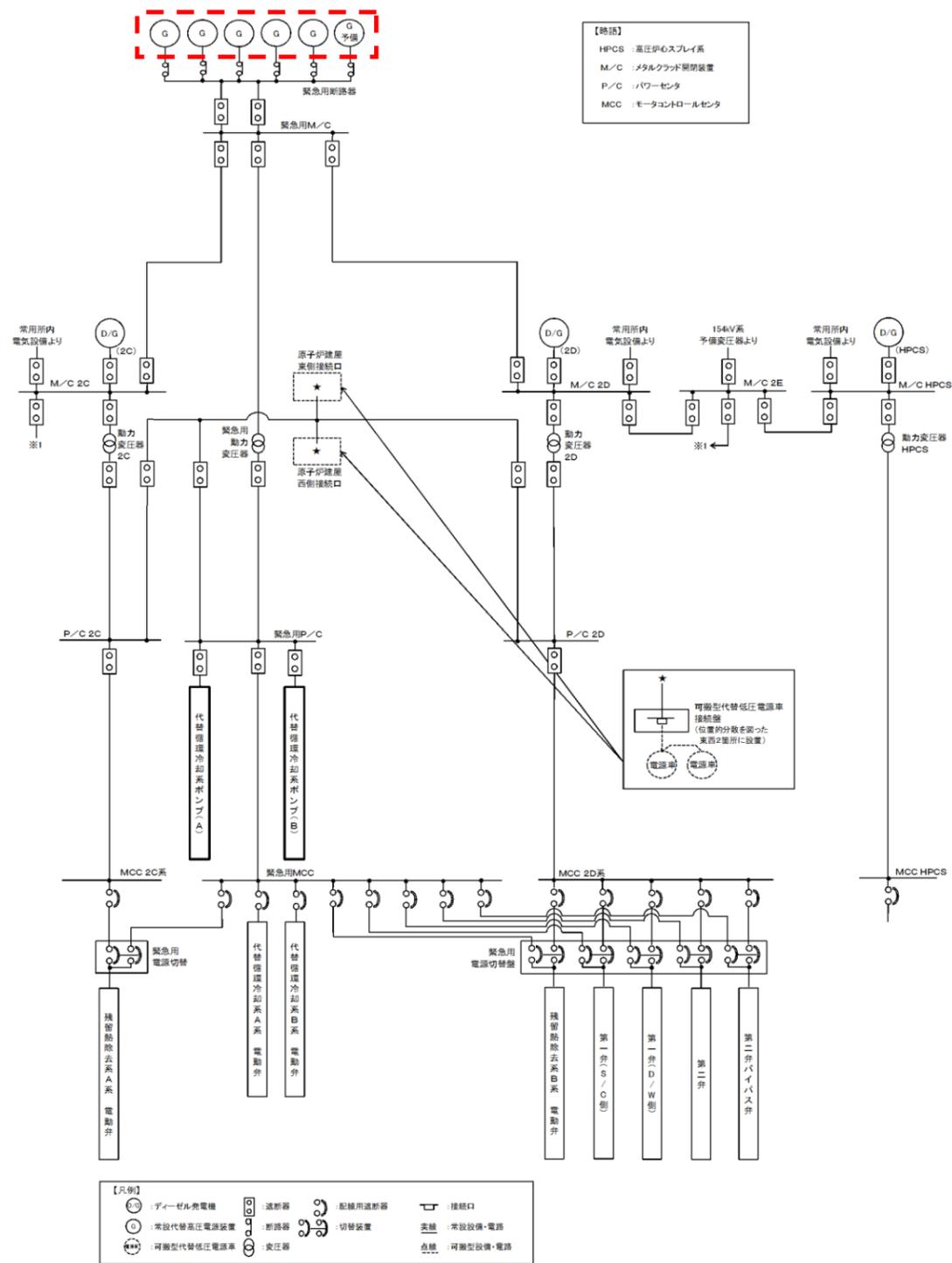
- ① 平衡炉心（サイクル末期）における核種ごとの炉内内蔵量 (Bq) を解析にて求める。
- ② ベント開始時間までの減衰を考慮した核種ごとの存在量 (Bq) を算出する。
- ③ MAAPコードを用い、代表的な重大事故時想定<sup>\*1</sup>における主要な放射性物質の格納容器内への移行割合（気相部への移行割合、沈着割合）を求め、①及び②で算出した核種ごとの存在量 (Bq) より壁面沈着分の放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) を評価する。
- ④ 検出器位置周辺に沈着した放射エネルギー (Bq) 及び気相部の放射エネルギー (Bq) から検出器へ

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の線量の寄与 (Sv/h) について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。</p> <p>⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定<sup>※1</sup>の中より最も事象進展が近いものを選定する。</p> <p>② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。</p> <p>③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器圧力逃がし装置、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器圧力逃がし装置の使用の可能性がある場合において、その影響(概算)を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。</p> <p>b. <u>フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法</u></p> <p><u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>は、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベント流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に<u>フィルタ装置出口放射線モニタによる推定方法</u>を示す。</p> <p>○事前準備事項</p> <p>(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ((Bq/cm<sup>3</sup>) / (Sv/h))」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ((Bq/cm<sup>3</sup>) / (Sv/h))」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を求める。</p>	<p>の線量の寄与 (Sv/h) について、検出器の周辺の構造を考慮した線量評価モデルを用いて評価する。</p> <p>⑤ 上記の評価結果を用い、「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① プラントデータを確認し、事前に評価する代表的な重大事故時想定<sup>※1</sup>の中より最も事象進展が近いものを選定する。</p> <p>② 格納容器雰囲気放射線モニタの指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した代表的な重大事故時想定における「格納容器気相部に存在する放射エネルギー (Bq) 及び検出器位置での線量率 (Sv/h)」を基に、格納容器気相部に浮遊する放射エネルギー (Bq) を比例計算にて求める。</p> <p>③ ②より求めた格納容器気相部内の放射エネルギー (Bq) に格納容器フィルタベント系、サプレッション・プールにおけるスクラビングの除去係数を考慮し放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>※1 事前に評価する代表的な重大事故時想定として、格納容器内の放射性物質の存在割合に大きく影響するLOCAの発生の有無等を考慮した複数ケースを評価する。事故時においてはプラントデータを確認し、評価ケースの中より最も近い事象進展を選定し評価を行う。なお、上記手順は、格納容器フィルタベント系の使用の可能性がある場合において、その影響(概算)を早期に確認するための手法である。そのため、詳細な値は事故後に得られた詳細な事象進展、データを用いて確認する必要がある。</p> <p>b. <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法</u></p> <p><u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>は、フィルタ装置出口配管に設置されており、ベントによる放射性物質からの放射線を測定するものである。ベント中に放出される放射性物質濃度とベントガス流量を把握することで、放射性物質の放出量を推定する。以下に<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる推定方法</u>を示す。</p> <p>○事前準備事項</p> <p>(3)項で示す手法で算出した「換算係数 ((Bq/cm<sup>3</sup>) / (Sv/h))」をあらかじめ用意する。なお、核種の減衰により換算係数は変化するため、代表的な時間における同様な手法で算出した換算係数を表として備えるなどの対応をあらかじめ用意する。</p> <p>○放射性物質の推定方法</p> <p>① <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の指示値 (Sv/h) に対し、事前に評価した「換算係数 ((Bq/cm<sup>3</sup>) / (Sv/h))」を乗じ、放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を求める。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) に格納容器圧力から推定されるベント流量 (m<sup>3</sup>/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。</p> <p>③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p>	<p>② ①で求めた放射性物質濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) に格納容器圧力から推定されるベント<u>ガス</u>流量 (m<sup>3</sup>/h) を乗じ、放出速度 (Bq/h) を求める。</p> <p>③ ②の放出速度 (Bq/h) をベント実施期間で積分することにより、放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p> <p>④ 事故後に換算係数を再評価し、また、配管付着分のバックグラウンドを差し引くことで、より精度の高い放出放射エネルギー (Bq) を求める。</p>	

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



第1図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

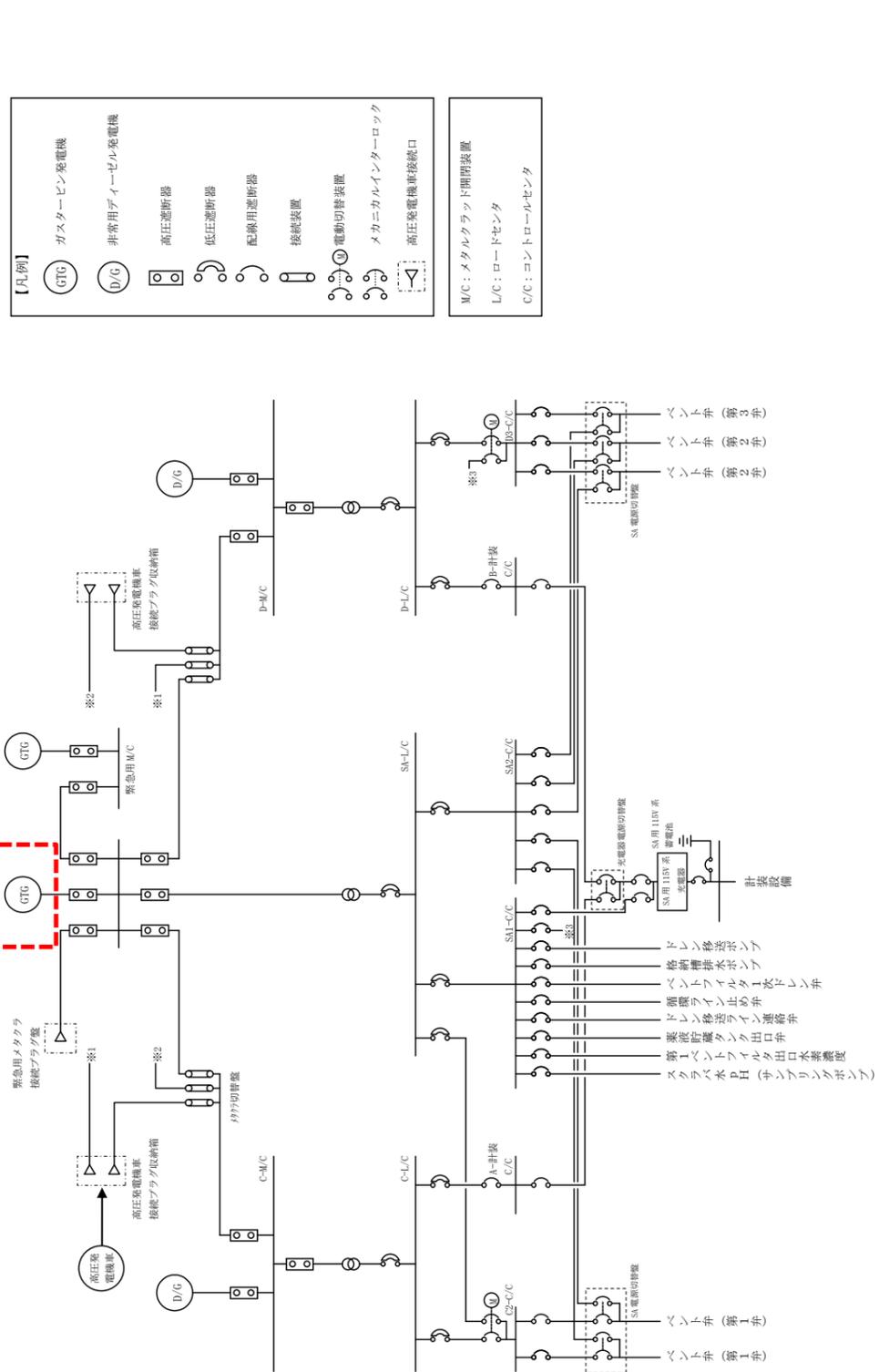
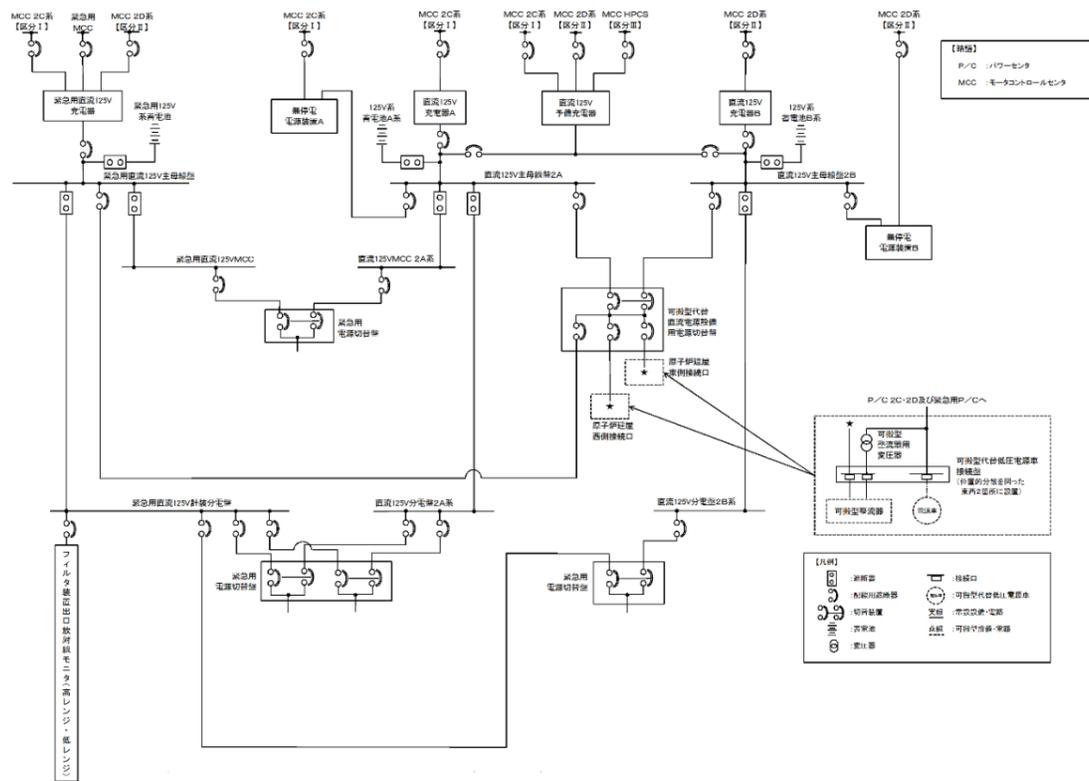


図1 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

・設備の相違  
 電源構成の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第2図 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

島根原子力発電所 2号炉

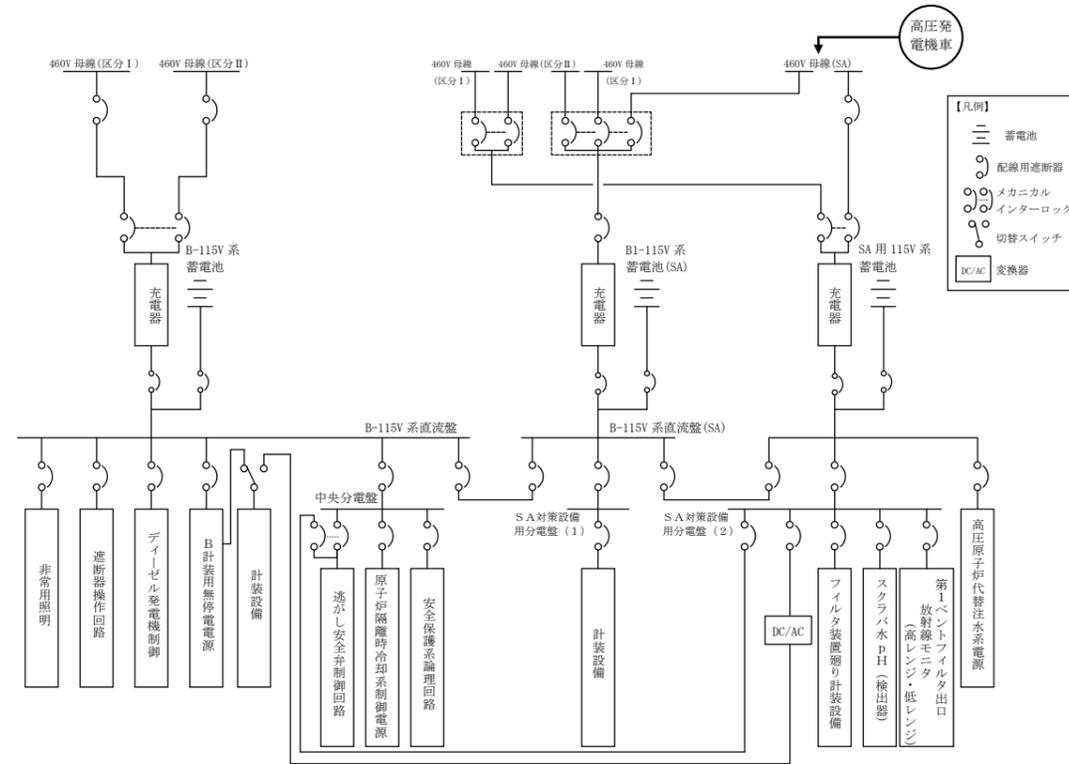


図2 常設代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

備考

・設備の相違  
電源構成の相違

第1表 常設代替交流電源設備による負荷一覧

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

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

表1 常設代替交流電源設備による負荷一覧

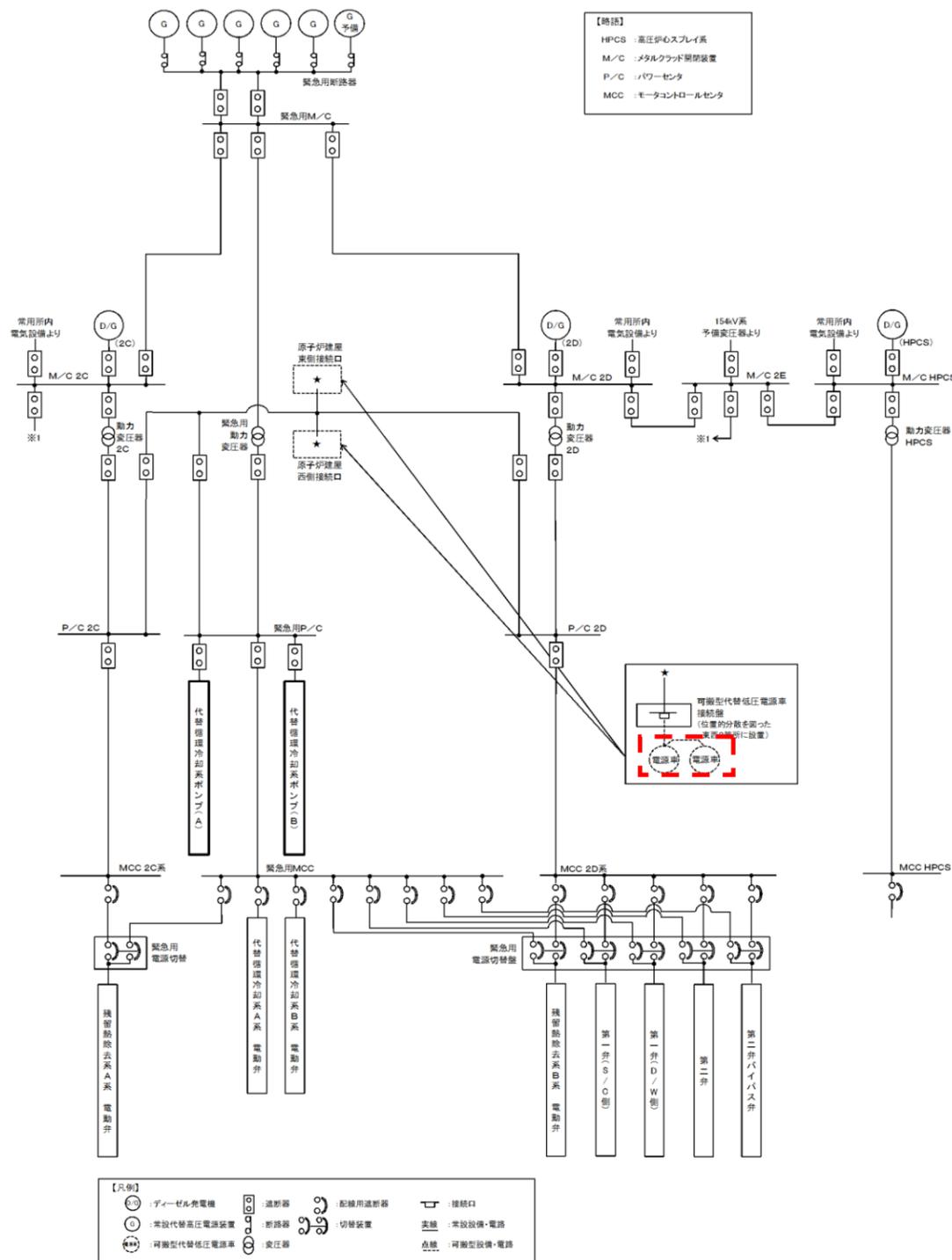
	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12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

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第3図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

島根原子力発電所 2号炉

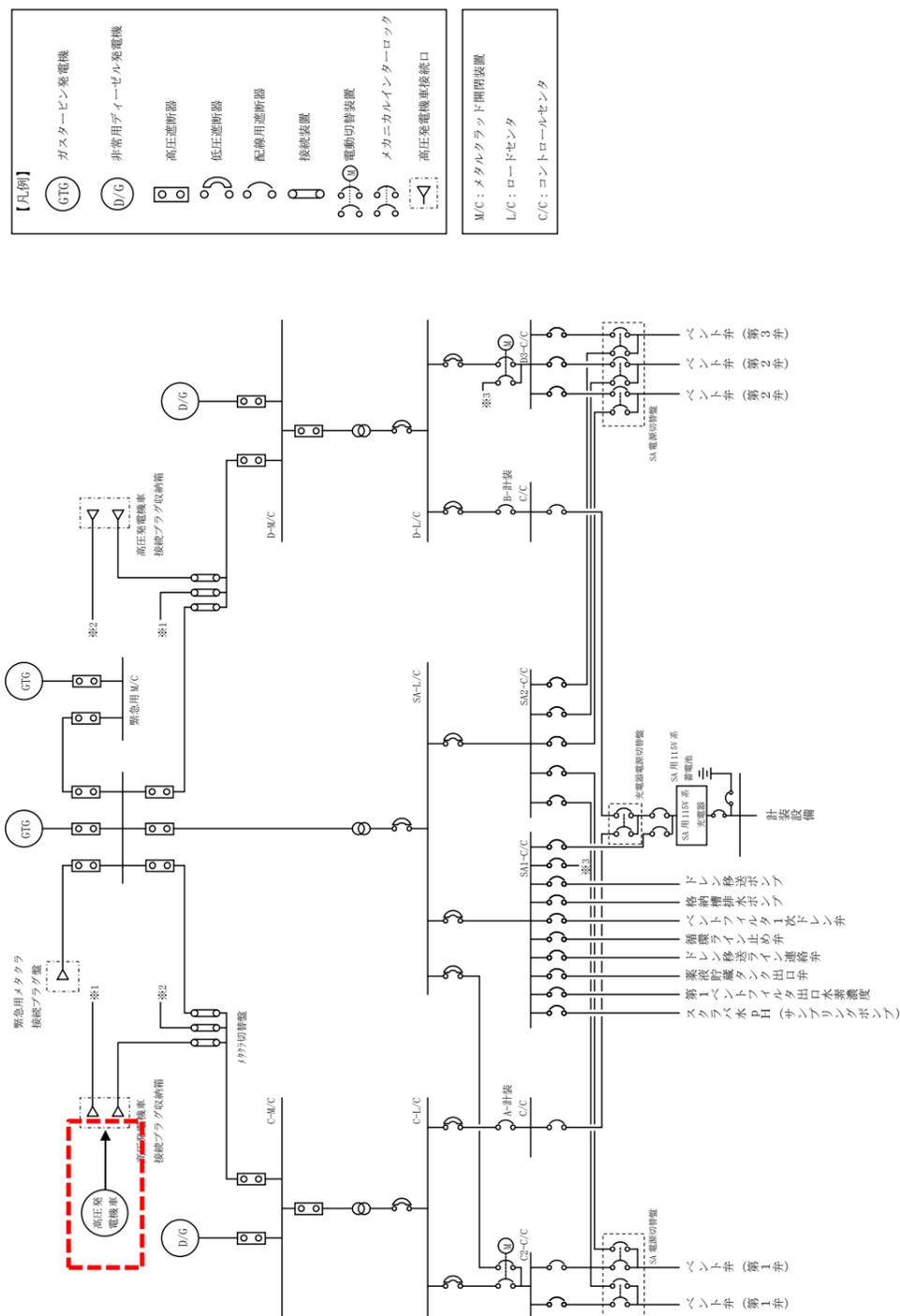


図3 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (交流電源)

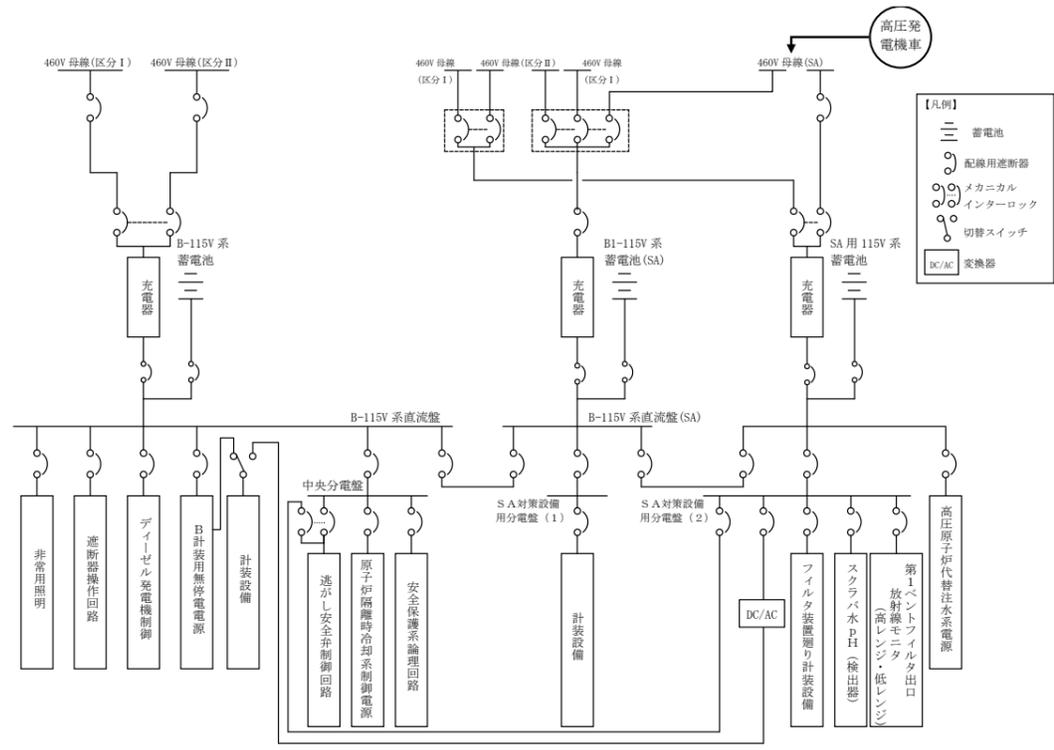
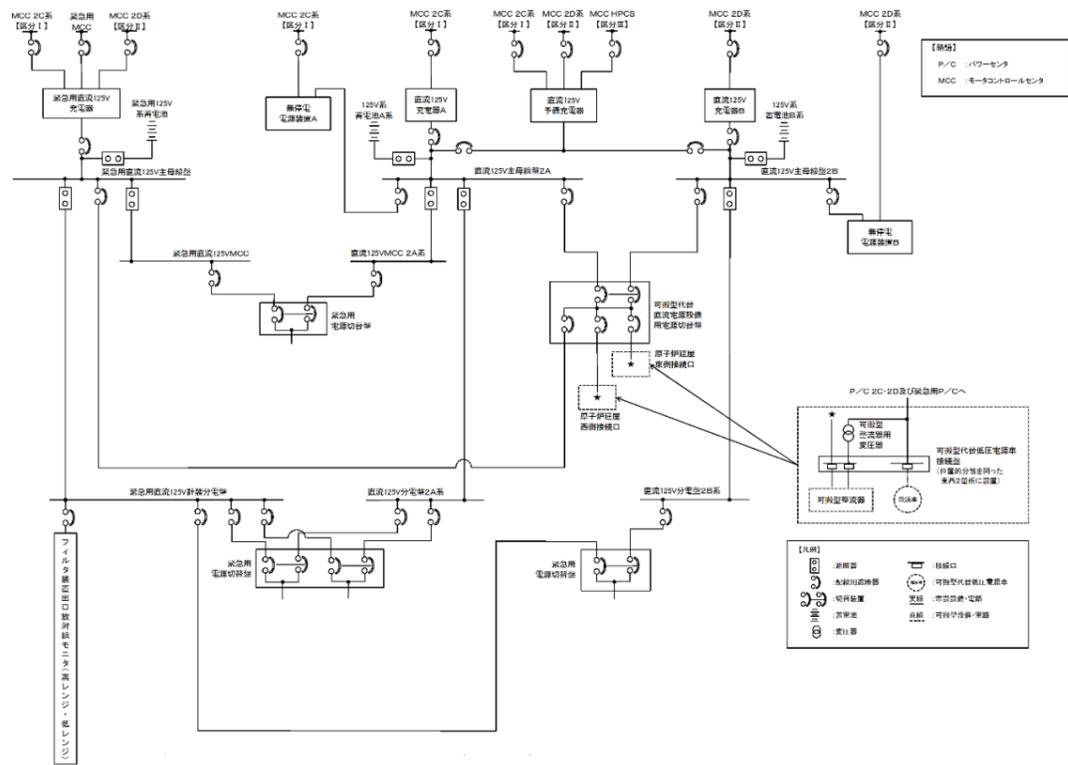
備考

・設備の相違  
 電源構成の相違

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図 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

図4 可搬型代替交流電源設備による電源給電範囲 (直流電源)

・設備の相違  
電源構成の相違

第2表 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

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

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

表2 可搬型代替交流電源設備による負荷一覧

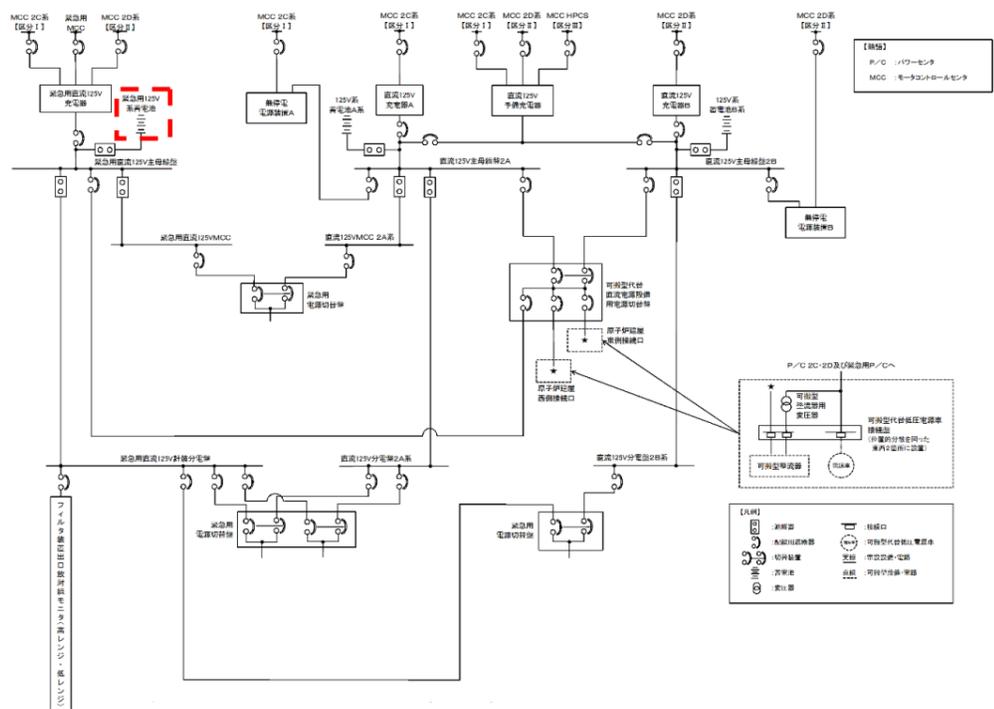
	負荷	負荷容量 (交流 (kW))	備考
1	ベント弁 (第1弁: MV217-4)	1.4kW	
2	ベント弁 (第1弁: MV217-5)	1.4kW	
3	ベント弁 (第2弁: MV217-18)	0.72kW	
4	ベント弁 (第2弁: MV217-23)	0.72kW	
5	ベント弁 (第3弁: MV226-13)	0.72kW	
6	ドレン移送ポンプ	約 11kW	
7	格納槽排水ポンプ	約 30kW	
8	ベントフィルタ 1次ドレン弁	0.43kW	
9	循環ライン止め弁	0.43kW	
10	ドレン移送ライン連絡弁	0.43kW	
11	薬液貯蔵タンク出口弁	0.13kW	
12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

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)



第5図 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

島根原子力発電所 2号炉

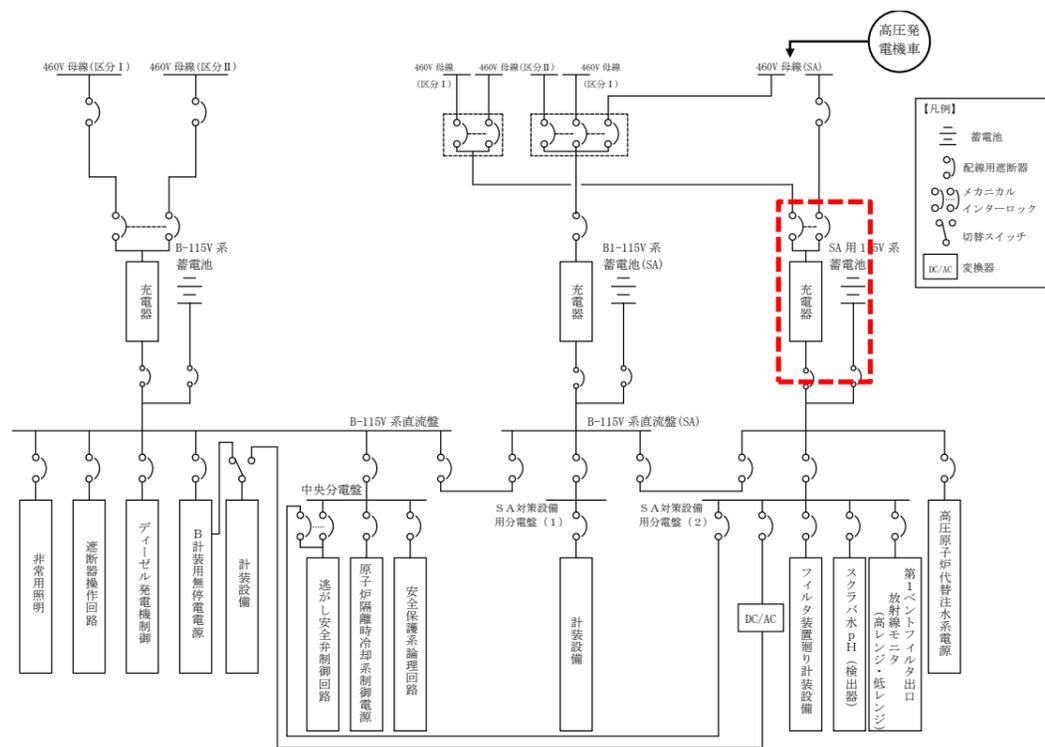


図5 常設代替直流電源設備による電源給電範囲

備考

- 設備の相違
- 電源構成の相違

第3表 常設代替直流電源設備による負荷一覧

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

※1 24時間使用した場合の容量

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

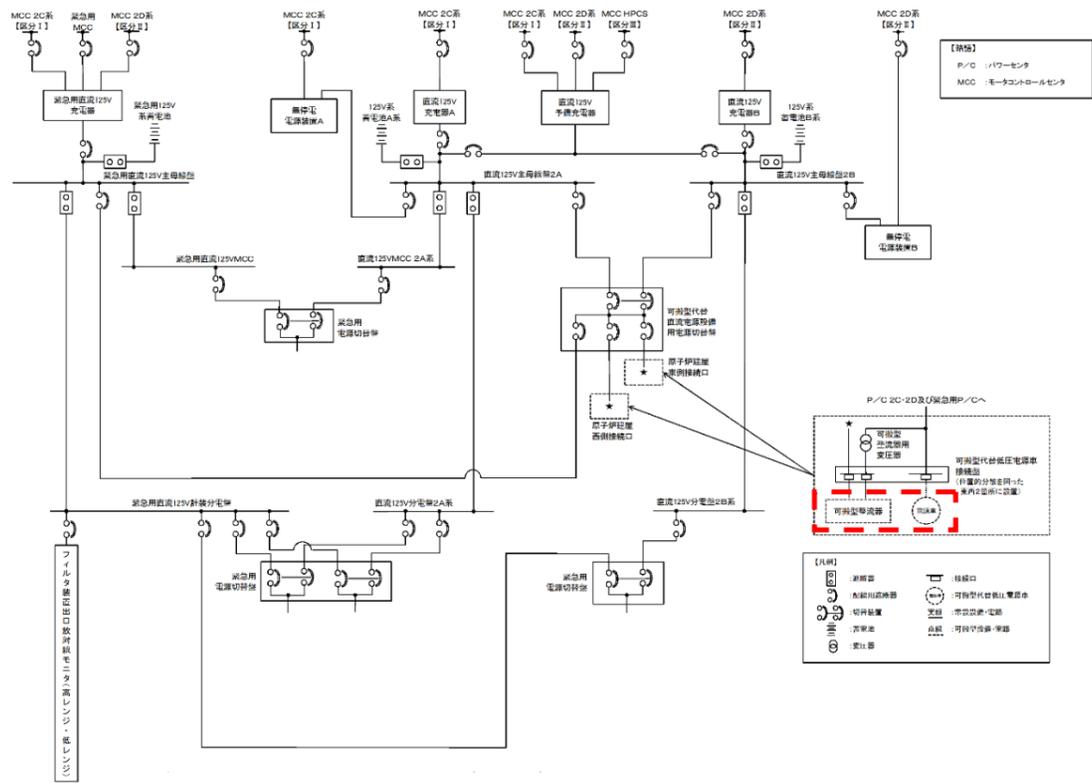
表3 常設代替直流電源設備による負荷一覧

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

※1 24時間使用した場合の容量

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

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



第6図 可搬型代替直流電源設備による電源給電範囲

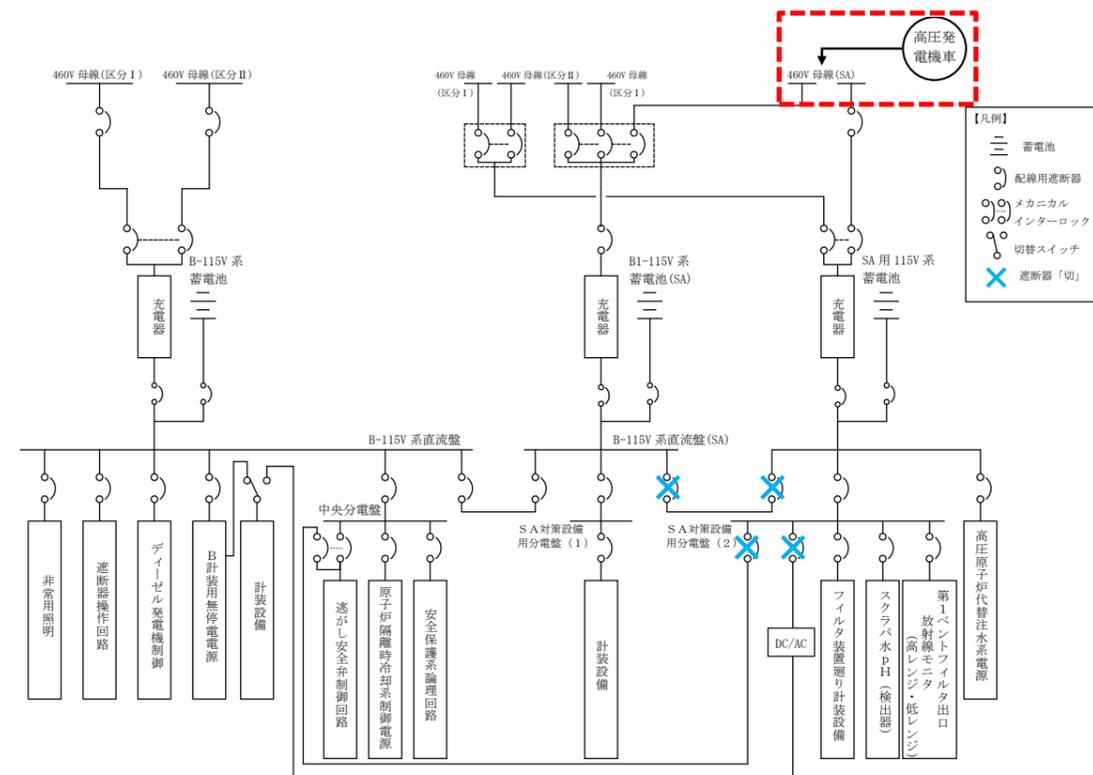


図6 可搬型直流電源設備による電源給電範囲

・設備の相違  
電源構成の相違

第4表 可搬型代替直流電源設備による負荷一覧

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

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

表4 可搬型直流電源設備による負荷一覧

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

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

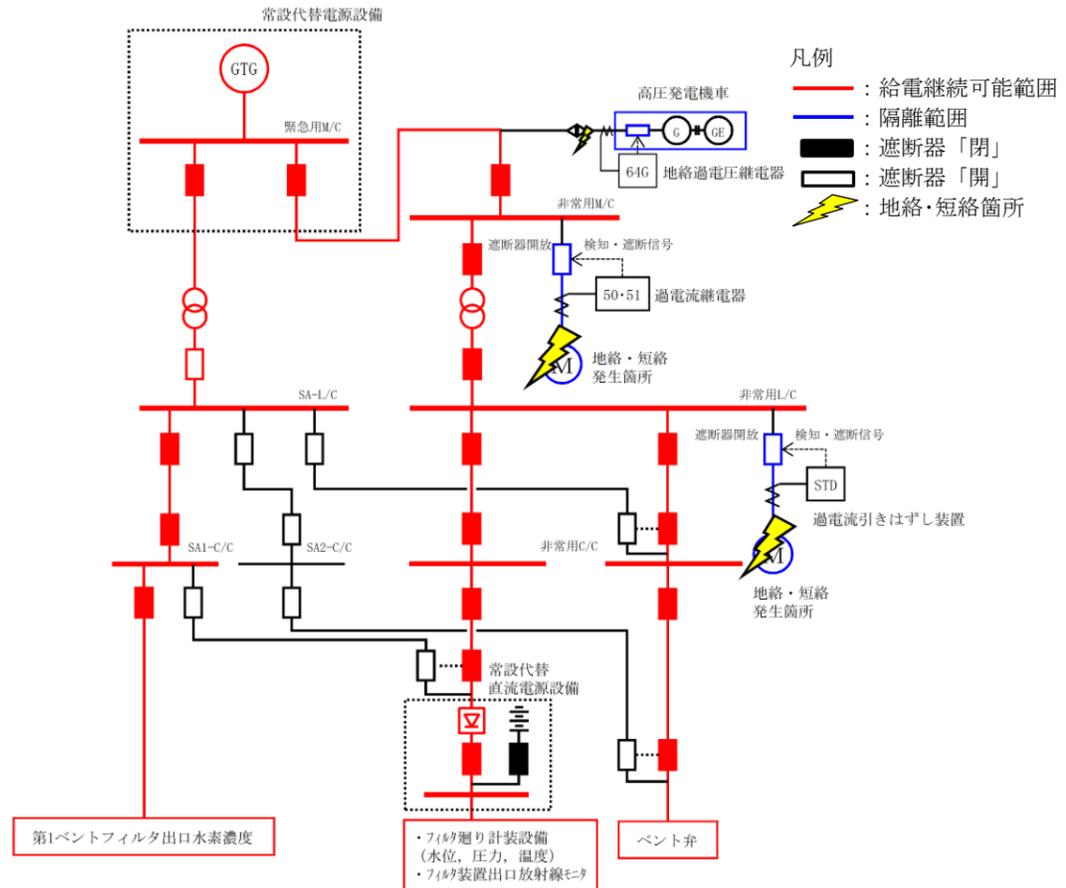
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) 可搬型代替電源設備のアクセス性について</p> <p><u>可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型整流器のアクセスルート</u>については、想定される重大事故等が発生した場合においても、<u>保管場所から使用場所まで複数のアクセスルート</u>を確保する設計とする。</p> <p>常設設備との接続部についても、<u>原子炉建屋の隣り合わない異なる面の近傍に二箇所の接続口</u>を設置していることから、<u>共通要因により接続不可と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

(4) 電気設備の地絡・短絡対策

電気設備には、ベントに必要な隔離弁及び計測設備とは別の負荷にて地絡又は短絡が発生した場合にも、その影響がベントに必要な隔離弁及び計測設備へ波及しないように保護継電器を設け、地絡又は短絡を検知して電源系統より故障点を隔離するよう設計する。(図7)

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

保護継電器は、接続先である所内電気設備と保護協調を図った設計としている。



電気設備における  
事故点隔離の流れ

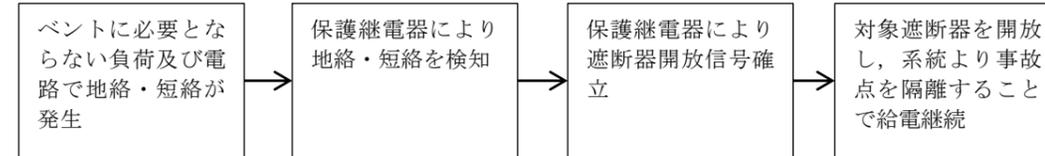


図7 電源設備の地絡，短絡対策

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考												
<p style="text-align: right;">別紙 52</p> <p style="text-align: center;">窒素供給装置の容量について</p> <p>可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。</p> <p>① ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持</p> <p>② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持</p> <p>可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="240 787 1228 926"> <tr> <td>窒素容量</td> <td>約200Nm<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>窒素純度</td> <td>99.0vol%以上</td> </tr> <tr> <td>窒素供給圧力</td> <td>0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）</td> </tr> </table> <p>以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。</p> <p>(1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量</p> <p>ベント開始後に格納容器内で発生する水素及び酸素は、サプレッション・プール水に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるMAAP解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。</p> <p>① 発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]  <math display="block">= G \text{ 値 [分子/100eV]} / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})</math></p> <p>② 水素（酸素）発生量 [分子数/s]  <math display="block">= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}</math></p> <p>③ 水素（酸素）発生量 [m<sup>3</sup>/h]  <math display="block">= \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600</math></p>	窒素容量	約200Nm <sup>3</sup> /h	窒素純度	99.0vol%以上	窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）	<p style="text-align: right;">別紙 32</p> <p style="text-align: center;">窒素供給装置の容量について</p> <p>可搬式窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。</p> <p>① 残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入し、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持</p> <p>② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持</p> <p>可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 可搬式窒素供給装置の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1383 787 2371 926"> <tr> <td>窒素容量</td> <td>約100m<sup>3</sup>/h[normal]</td> </tr> <tr> <td>窒素純度</td> <td>約99.9vol%</td> </tr> <tr> <td>窒素供給圧力</td> <td>0.6MPa以上</td> </tr> </table> <p>以下に、可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。</p> <p>(1) 格納容器における可搬式窒素供給装置の容量</p> <p>可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。</p> <p>有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図1及び図2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素供給を開始し、100 m<sup>3</sup>/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約85時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%にと達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。</p>	窒素容量	約100m <sup>3</sup> /h[normal]	窒素純度	約99.9vol%	窒素供給圧力	0.6MPa以上	<p>・設備の相違 設備仕様の相違</p> <p>・評価方針の相違</p>
窒素容量	約200Nm <sup>3</sup> /h													
窒素純度	99.0vol%以上													
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）													
窒素容量	約100m <sup>3</sup> /h[normal]													
窒素純度	約99.9vol%													
窒素供給圧力	0.6MPa以上													

第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線 吸収割合	放射性物質移行量		発生量[m <sup>3</sup> /h] <sup>※1</sup>	
		割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部 (コリウム)	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部 (コリウム以外)	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W 及びペDESTAL部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※1 ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。  
 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は  
 小数点第3位を切り上げる。  
 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1として  
 いる。

この結果より、酸素濃度を5% (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に抑えるために必要な  
 窒素供給量  $x$  を求める。

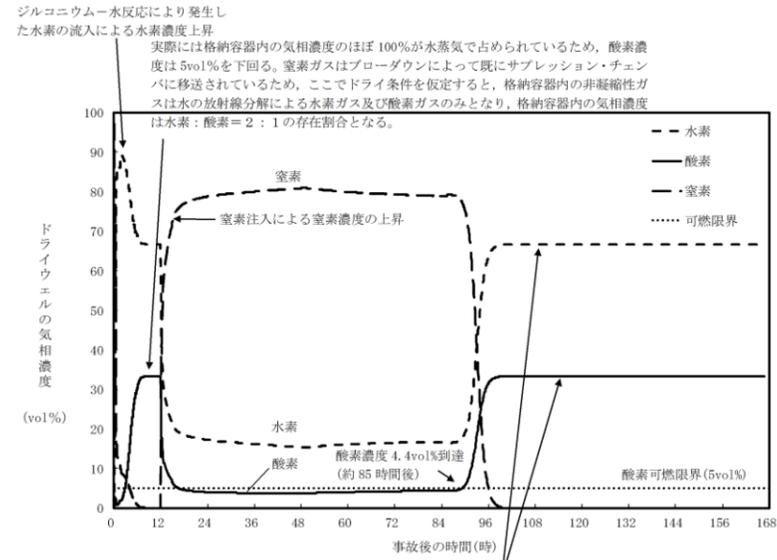
$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm<sup>3</sup>/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は  
 200Nm<sup>3</sup>/hであることから、格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5% (水素  
 を燃焼させる下限濃度) を超えないことから水素が燃焼することはない。



約85時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放。これ  
 に伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容  
 器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線  
 分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している  
 G値を採用した場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

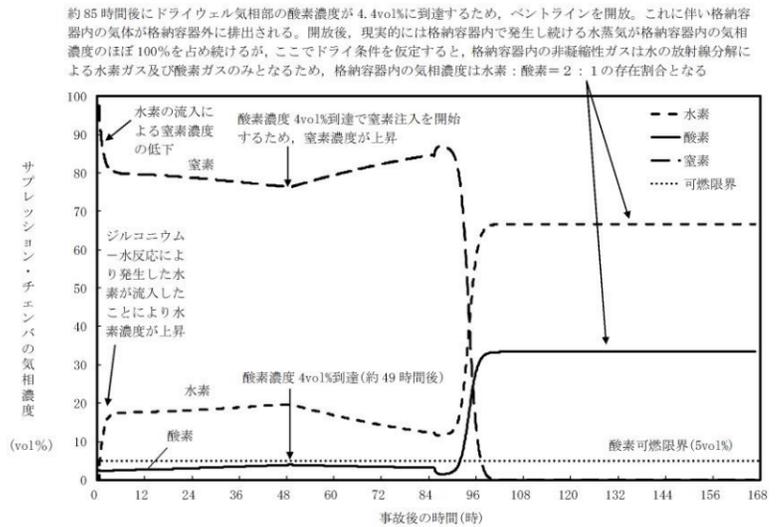


図2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している  
 G値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量</u></p> <p><u>ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィルタ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フィルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。スクラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2とする。その他の情報については、以下のとおりとする。</u></p> <p><u>崩壊熱量：0.5MW (フィルタ装置の設計条件)</u></p> <p><u>放射線吸収割合：1.0</u></p> <p><u>以上より、水素の発生量は1.67m<sup>3</sup>/h、酸素の発生量は0.836 m<sup>3</sup>/hとなる。</u></p> <p><u>水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5% (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に抑えるために必要な窒素供給量yを求める。</u></p> $\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量 (y)}} < 0.05$ $\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$ <p>y &gt; 17.8 (小数点第2位切上げ)</p> <p><u>上記より、必要窒素供給量は17.8Nm<sup>3</sup>/hとなる。窒素供給装置の1台当たりの容量は200Nm<sup>3</sup>/hであることから、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。</u></p>	<p>(2) <u>格納容器フィルタベント系における可搬式窒素供給装置の容量</u></p> <p><u>可搬式窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損シーケンス (冷却材喪失 (大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失) における格納容器内の水素発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4%未満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。</u></p> <p><u>計算条件を以下に示す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li><u>水素発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3 m<sup>3</sup>/h[normal]とする。</u></li> <li><u>酸素発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65 m<sup>3</sup>/h[normal]とする。</u></li> </ul> $\begin{aligned} \text{必要窒素供給量} &= (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) / 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) / 0.04 \\ &= 30.6 \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$ <p><u>可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素供給量に余裕を見込み、100 m<sup>3</sup>/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。</u></p> <p><u>なお、系統内の全空間容積は約202 m<sup>3</sup>であり、窒素供給量100 m<sup>3</sup>/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5%から1%まで低下させることが可能である。</u></p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

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

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式(参考図書 1)を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去率は、以下の式によって表される。

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

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

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

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

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

Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響があらわれることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式(参考図書 1)を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化(  $\square$  g/cm<sup>3</sup> )に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾル(  $\square$  g/cm<sup>3</sup> )を用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去率は、以下の式によって表される。

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

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

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

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

ここで、

- $P_t$  : 透過率
- $V^*$  : 液滴通過ガス体積
- $V_g$  : ガス体積
- $V_L$  : 液滴体積
- $Q_g$  : ガス体積流量
- $Q_L$  : 液滴体積流量
- $\eta_d$  : 捕集効率係数
- $u_g$  : ガス速度
- $u_d$  : 液滴速度
- $\tau_p$  : 緩和時間
- $A_d$  : 液滴断面積
- $K$  : 慣性パラメータ
- $C$  : すべり補正係数
- $\mu$  : ガス粘性係数
- $\rho_p$  : エアロゾル密度
- $d_p$  : エアロゾル粒径
- $d_d$  : 液滴径

これらから、透過率  $P_t$  (除去係数  $DF$  の逆数) は、慣性パラメータ  $K$  によって決まる捕集効率係数  $\eta_d$  によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ  $K$  は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度  $\rho_p$ 、エアロゾル粒径  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、ガス粘性係数  $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径  $d_p$  が同じ場合でもエアロゾル密度  $\rho_p$  が増加すると、慣性パラメータ  $K$  が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙2の第5表に示す化合物について、NUREG-1465に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第1表のとおり [ ] となる。

第1表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI	[ ]	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb <sup>*1</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO <sup>*1</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )		[ ]				

※1 複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、

- $P_t$  : 透過率
- $V^*$  : 液滴通過ガス体積
- $V_g$  : ガス体積
- $V_L$  : 液滴体積
- $Q_g$  : ガス体積流量
- $Q_L$  : 液滴体積流量
- $\eta_d$  : 捕集効率係数
- $u_g$  : ガス速度
- $u_d$  : 液滴速度
- $\tau_p$  : 緩和時間
- $A_d$  : 液滴断面積
- $K$  : 慣性パラメータ
- $C$  : すべり補正係数
- $\mu$  : ガス粘性係数
- $\rho_p$  : エアロゾル密度
- $d_p$  : エアロゾル粒径
- $d_d$  : 液滴径

これらから、透過率  $P_t$  (除去係数  $DF$  の逆数) は、慣性パラメータ  $K$  によって決まる捕集効率係数  $\eta_d$  によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ  $K$  は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度  $\rho_p$ 、エアロゾル粒径  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、ガス粘性係数  $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径  $d_p$  が同じ場合でもエアロゾル密度  $\rho_p$  が増加すると、慣性パラメータ  $K$  が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG1465に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表1のとおり [ ] g/cm<sup>3</sup> となる。

表1 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI	[ ]	0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb <sup>※</sup>		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO <sup>※</sup>		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )		[ ]				

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>ここで、各化合物の密度は、以下のとおり</p> <table border="0"> <tr> <td>CsI : 4.5 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> <td>SrO : 5.1 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>CsOH : 3.7 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 4)</td> <td>MoO<sub>2</sub> : 6.4 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>TeO<sub>2</sub> : 5.7 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 3)</td> <td>CeO<sub>2</sub> : 7.3 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>Sb : 6.7 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> <td>La<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : 6.2 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>BaO : 6.0 g/cm<sup>3</sup> (参考図書 5)</td> <td></td> </tr> </table> <p>c. エアロゾル密度の変化による影響</p> <p>エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 <math>\eta_d</math> の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 <math>\rho_{p1}</math> が <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 <math>\eta_{d1}</math> と、エアロゾル密度 <math>\rho_{p2}</math> が <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 <math>\eta_{d2}</math> との比を求める。</p> $\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \frac{\text{}}{\text{}}$ $K_1 = \text{} \quad K_2 = \text{}$ <p>ここでは、</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>とした。この結果から、密度の変化 <input type="text"/> に対して捕集効率係数変化 <input type="text"/> は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。</p>	CsI : 4.5 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO : 5.1 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	CsOH : 3.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO <sub>2</sub> : 6.4 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	TeO <sub>2</sub> : 5.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub> : 7.3 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	Sb : 6.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> : 6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	BaO : 6.0 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)		<p>ここで、各化合物の密度は、以下の通り</p> <table border="0"> <tr> <td>CsI : 4.5g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> <td>SrO : 5.1g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>CsOH : 3.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 4)</td> <td>MoO : 6.4g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>TeO<sub>2</sub> : 5.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 3)</td> <td>CeO<sub>2</sub> : 7.3g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>Sb : 6.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> <td>La<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : 6.2g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>BaO : 6.0g/cm<sup>3</sup> (参考図書 5)</td> <td></td> </tr> </table> <p>c. エアロゾル密度の変化による影響</p> <p>エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 <math>\eta_d</math> の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 <math>\rho_{p1}</math> が <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 <math>\eta_{d1}</math> と、エアロゾル密度 <math>\rho_{p2}</math> が <input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数 <math>\eta_{d2}</math> との比を求める。</p> $\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \frac{\text{}}{\text{}}$ <p>ここでは、</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>とした。この結果から、密度の変化 <input type="text"/> に対して捕集効率係数変化 <input type="text"/> は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。</p> <p><u>これは、格納容器フィルタベント系の運転範囲において、ベンチュリノズル部における液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では、速度差が支配的となるためと考えられる。</u></p> <p><u>JAVA 試験では、複数の種類のエアロゾルで試験が行われている。それぞれの化合物の密度を以下に示す。</u></p> <table border="0"> <tr> <td><input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td><input type="text"/> g/cm<sup>3</sup> (参考図書 6)</td> </tr> </table>	CsI : 4.5g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO : 5.1g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	CsOH : 3.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO : 6.4g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	TeO <sub>2</sub> : 5.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub> : 7.3g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	Sb : 6.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> : 6.2g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	BaO : 6.0g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)		<input type="text"/> g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	<input type="text"/> g/cm <sup>3</sup> (参考図書 6)	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>
CsI : 4.5 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO : 5.1 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
CsOH : 3.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO <sub>2</sub> : 6.4 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
TeO <sub>2</sub> : 5.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub> : 7.3 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
Sb : 6.7 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> : 6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
BaO : 6.0 g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)																								
CsI : 4.5g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	SrO : 5.1g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
CsOH : 3.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 4)	MoO : 6.4g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
TeO <sub>2</sub> : 5.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 3)	CeO <sub>2</sub> : 7.3g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
Sb : 6.7g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> : 6.2g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																							
BaO : 6.0g/cm <sup>3</sup> (参考図書 5)																								
<input type="text"/> g/cm <sup>3</sup> (参考図書 2)																								
<input type="text"/> g/cm <sup>3</sup> (参考図書 6)																								

[Redacted]

以上より、重大事故時における密度の変化が、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)、空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

(2) JAVA 試験での除去効率

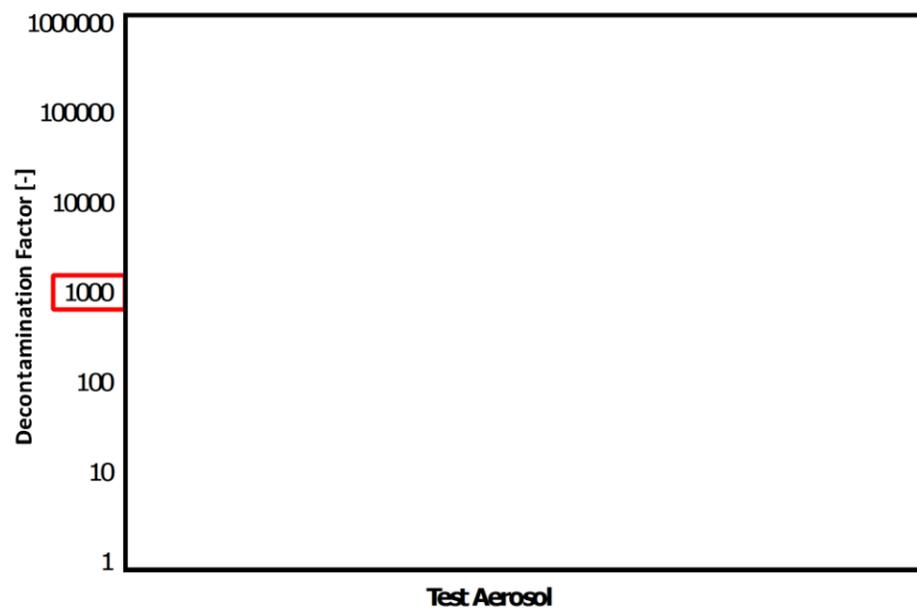
(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した [Redacted] の質量中央径 (MMD) の範囲は [Redacted] となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第1図に示す。

JAVA 試験にて使用した [Redacted] の質量中央径 (MMD) の範囲は [Redacted] となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を図1に示す。



第1図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

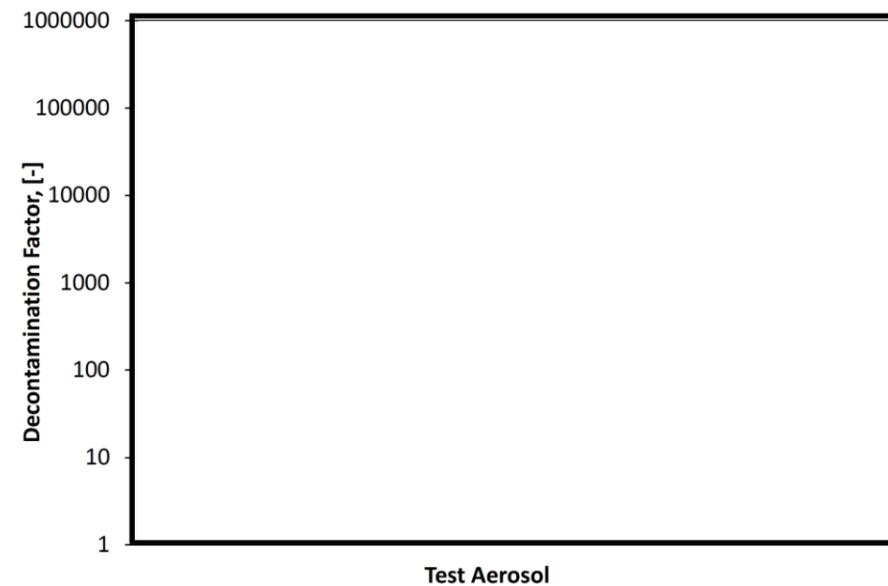


図1 エアロゾルの粒径に対する除去係数

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 空気力学的質量中央径による比較</p> <p>エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度 <math>1\text{g}/\text{cm}^3</math> の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。</p> <p>空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。</p> $\text{AMMD} = \sqrt{\rho} \text{MMD}$ <p>重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第2表に、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第3表に示す。重大事故等発生時に想定される主要なエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [ ] であり、JAVA 試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [ ] となっている。</p> <p>JAVA 試験にて使用した質量中央径 (MMD) [ ] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [ ] であるが、JAVA 試験における除去効率に大きな違いは見られていない。</p> <p>以上より、AREVA 社製のベントフィルタでは、重大事故等時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため、重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 [ ] の範囲では、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)、空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。</p>	<p>b. 試験用エアロゾルと想定されるエアロゾルの空気力学径の比較</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径</li> <li>・空気力学径 (AMMD) その粒子と同じ沈降速度を持つ単位密度 (<math>1\text{g}/\text{cm}^3</math>) の球の直径であり、形状と密度について基準化したもの</li> </ul> <p>MAAP コードによる評価では MMD を用いることから、以下の式により AMMD を MMD に換算する。</p> $\text{AMMD} = \rho_p \text{MMD}$ <p>ここで <math>\rho_p</math> はエアロゾルの密度 (<math>\text{g}/\text{cm}^3</math>) である。</p> <p>MAAP 解析により得られた MMD と AMMD の関係を表2に、JAVA 試験で使用した試験用エアロゾルの MMD と AMMD の関係を表3に示す。この結果、試験用エアロゾルの MMD (約 [ ]) と AMMD (約 [ ]) は、実機に想定される MMD (約 [ ]) と AMMD (約 [ ]) のいずれについても、よく代表していると言える。</p>	

第2表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI		約4.5 g/cm <sup>3</sup>	
CsOH		約3.7 g/cm <sup>3</sup>	
TeO <sub>2</sub>		約5.7 g/cm <sup>3</sup>	
Te <sub>2</sub>		約6.2 g/cm <sup>3</sup> (参考図書2)	

表2 実機想定エアロゾルのMMDとAMMD

想定エアロゾル	MMD (d <sub>p</sub> )	密度 (ρ <sub>p</sub> ) g/cm <sup>3</sup>	AMMD (d <sub>p</sub> √ρ <sub>p</sub> )
	サプレッション・チェンバ からのベント: 約	4.5	
		3.7	
		5.7	

第3表 JAVA試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

表3 試験用エアロゾルのMMDとAMMD

試験用エアロゾル	MMD (d <sub>p</sub> )	密度 (ρ <sub>p</sub> ) g/cm <sup>3</sup>	AMMD (d <sub>p</sub> √ρ <sub>p</sub> )

<参考図書>

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke (2011)

《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke (2011)

別添

エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(参考1) エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数(以下、「DF」という。)は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

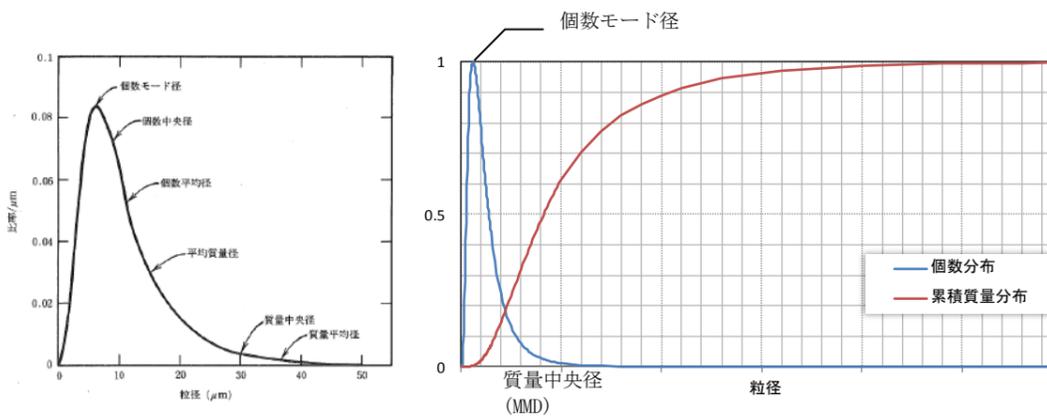
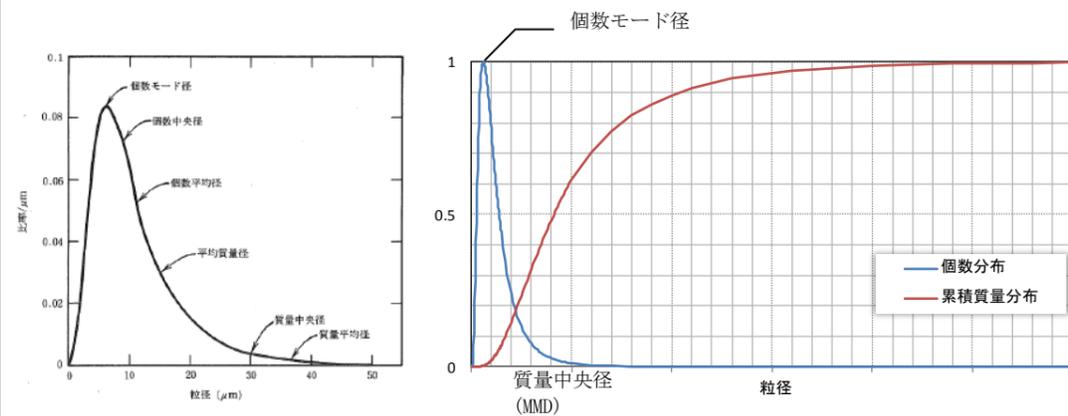
除去係数(以下、「DF」という。)は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布(個数分布と累積質量分布)

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図1に示す。

(2) 粒径分布(個数分布と累積質量分布)

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を図1に示す。



別添図1 個数分布と累積質量分布

図1 個数分布と累積質量分布

(左図出典: W.C. ハイネズ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985))

(左図出典: W.C. ハイネズ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985))

ここで、

個数モード径 最も存在個数の比率の多い粒径  
 質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

ここで、

個数モード径 最も存在個数の比率の多い粒径  
 質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図1のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルがDFに与える影響は小さい。

を表す。図1のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルがDFに与える影響は小さい。

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) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係</p> <p>ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果によるDFへの影響は小さいと評価している。また、AREVA社製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む [ ] を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。</p> <p>(参考) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)</p> <p>分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合がありますが、カスケードインパクトのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 [ ] のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。AREVA社製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。</p>	<p>(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係</p> <p>ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果によるDFへの影響は小さいと評価している。また、Framatome社 (旧 AREVA社) 製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む [ ] を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。</p> <p>(参考2) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)</p> <p>分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合がありますが、カスケードインパクトのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 [ ] のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。Framatome社 (旧 AREVA社) 製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。</p> <p><u>(参考3) 想定する事故シナリオについて</u></p> <p>粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定する。</p> <p>1. 事象の概要 (格納容器ベント時)</p> <p>(1) 大破断 LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。</p> <p>(2) 更に非常用炉心冷却系 (以下、ECCS という。) 喪失、全交流動力電源喪失 (以下、SBO という。) を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。</p> <p>(3) その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 32 時間後に外部注水量制限値に到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

2. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

(1) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について内部で発生する事象と外部で発生する事象(地震、津波、その他自然現象)をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象(起因事象)について選定する。

プラント内部で発生する事象についてはプラントの外乱となる事象として、従前より許可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化(外部電源喪失等)及び設計基準事故(原子炉冷却材喪失等)を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から地域性等を考慮して11事象(洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災)を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象(起因事象)を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表1のとおりグループ別に分類する。

表1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2)で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。</p> <p>以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、W/Wベントという。）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、D/Wベントという。）を実施した場合の両方を想定するものとする。</p> <p>また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器フィルタベント系が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオで更に事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/Wベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。</p> <p>※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由</p> <p>原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペDESTALに落下すると、溶融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成され、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペDESTALに落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。表8に示す各事故シナリオグループのうち、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延を仮定した場合において、格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器フィルタベント系の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。</p> <p>LOCA時注水機能喪失は、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入の可能性があることから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。</p> <p>以上のことから、格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内の注水に失敗し、さらに溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため、あえて原子炉圧力容器破損前のペDESTALへの水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTALへの注水を行った後にD/Wベントを実施するものとする。</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>なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に溶融炉心からプールへの熱流束は800kW/m<sup>2</sup>相当で一定（圧力依存なし）としている。</p> <p><u>(参考4) 発生するエアロゾルの種類について</u></p> <p>格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器フィルタベント系に流入する。これらは格納容器フィルタベント系に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。</p> <p>想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表1に示す。また、想定事故シナリオ（D/Wベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表2に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

表1 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ (W/W ベント) 時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質 例	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む) <sup>※1</sup>	格納容器フィルタベント系に 流入する粒子状物質質量 [kg] (安定核種を含む) <sup>※2</sup>
希ガス	Xe, Kr		—
CsI	CsI, RbI		約 $1.3 \times 10^{-4}$
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> <sup>※3, ※4</sup>	TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>		約 $1.2 \times 10^{-4}$
SrO	SrO		約 $4.7 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub>	MoO <sub>2</sub> , RuO <sub>2</sub> , TcO <sub>2</sub> , RhO <sub>2</sub>		約 $4.4 \times 10^{-5}$
CsOH	CsOH, RbOH		約 $1.9 \times 10^{-3}$
BaO	BaO		約 $6.7 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Pr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , S m <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , ZrO <sub>2</sub> , NbO <sub>2</sub> , AmO <sub>2</sub> , CmO <sub>2</sub>		約 $5.6 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub>	CeO <sub>2</sub> , NpO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub>		約 $1.3 \times 10^{-5}$
Sb	Sb		約 $1.6 \times 10^{-6}$
UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		約 $1.4 \times 10^{-3}$
コンクリート/構 造材	-		約 $2.1 \times 10^{-5}$

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、評価した値

※2 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (W/W ベント時) では Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合として MAAP 解析結果 (ゼロ) そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※3 表中の Te<sub>2</sub> の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te<sub>2</sub> の形態で存在する場合の値に相当する。

※4 ここでは TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

表2 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) <sup>※1</sup>	
	想定事故シナリオ (冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失+全 交流動力電源喪失シナリオ) (D/Wベント)	原子炉圧力容器が破損するケ ース(高圧・低圧注水機能喪 失シナリオ)(D/Wベント)
希ガス	—	—
CsI	約 $9.7 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> <sup>※2</sup>	約 $2.0 \times 10^{-1}$	約 $8.1 \times 10^{-5}$
SrO	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub>	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.9 \times 10^{-5}$
CsOH	約 3.2	約 $1.3 \times 10^{-3}$
BaO	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $4.4 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $9.4 \times 10^{-3}$	約 $3.7 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub>	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$
Sb	約 $2.7 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$
UO <sub>2</sub>	約 2.3	約 $9.1 \times 10^{-4}$
コンクリート/構造 材	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-7}$

※1 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合(MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正)から評価した。想定シナリオ(W/Wベント時)ではTe<sub>2</sub>及びUO<sub>2</sub>の放出割合のMAAP解析結果はゼロであることから、後述するMAAP解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するためにTe<sub>2</sub>及びUO<sub>2</sub>の放出割合としてMAAP解析結果(ゼロ)そのものではなく、MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここではTeO<sub>2</sub>とTe<sub>2</sub>の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub>とTe<sub>2</sub>の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した(Teの停止時炉内内蔵量を、ORIGENコードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量はORIGENコードを用いて評価した値そのものを採用している。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>a. 炉心状態の想定</p> <p>格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。</p> <p>以下の (a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。</p> <p>このことから、格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。</p> <p>(a) 停止時炉内内蔵量</p> <p>停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。</p> <p>核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>熔融炉心からの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a) と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合、熔融炉心からの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。</p> <p>b. 評価に用いる放出割合</p> <p>格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量 [kg] と、格納容器フィルタベント系への放出割合を用いて評価している。</p> <p>炉内内蔵量 [kg] は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。</p> <p>MAAP コードでは、格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器フィルタベント系への放出割合を MAAP 核種グループごとに評価している。</p> <p>冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失シナリオ（W/W ベント）での MAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後時点）を表 4 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 4 の値は格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。</p> <p>表 4 によると、高揮発性核種（CsI や CsOH）の放出割合（<math>10^{-6}</math> オーダー）と比べ、中・低</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>揮発性核種の放出割合が極めて大きい(10<sup>-4</sup>オーダー) という結果となっている。</p> <p>一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。</p> <p>表5は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種(セシウムやよう素)が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。</p> <p>さらに、表6は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。</p> <p>また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており<sup>※1</sup>、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。</p> <p>希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。  I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。  Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また、被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。  Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。  Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。</p> <p>※1「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究(JAEA-Review2013-034, 2013年12月)」</p> <p>表4評価結果は、これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失シナリオにおいては、MAAP解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。</p> <p>MAAP解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAPコードの開発元であるEPRIからも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてMAAP解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以</p>	

下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量进行评估する際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展 (格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 3 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 7 に示す。

表 3 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 28 分 <sup>※1</sup>	約 28 分～約 3.3 時間 <sup>※2</sup>
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1 炉心損傷開始 (燃料被覆管温度 1000K) ～炉心溶融開始 (燃料被覆管温度 2500K)

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(a) 希ガスグループ, CsI グループ, CsOH グループ</p> <p>希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては, MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。</p> <p>なお, Cs の放出割合は, CsI グループと CsOH グループの放出割合<sup>※1※2</sup>, 及び, I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より, 以下の式を用いて評価する (詳細は別紙 50 参照)。</p> $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I / M_{Cs} \times W_{Cs} / W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ <p>ここで,</p> <p><math>F_{Cs}(T)</math> : 時刻 T におけるセシウムの放出割合  <math>F_{CsOH}(T)</math> : 時刻 T における CsOH グループの放出割合  <math>F_{CsI}(T)</math> : 時刻 T における CsI グループの放出割合  <math>M_I</math> : I 元素の停止時炉内内蔵量  <math>M_{Cs}</math> : Cs 元素の停止時炉内内蔵量  <math>W_I</math> : I の原子量    <math>W_{Cs}</math> : Cs の原子量</p> <p>※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており, 各グループの放出割合は, 当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。</p> <p>※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価</li> <li>② ①の結果をもとに, 同位体の重量を足し合わせ, 各元素の重量を評価する。</li> <li>③ ②の結果を MAAP コードにインプットし, MAAP コードにて, 各元素の化合物の重量を評価する。</li> <li>④ 各化合物は表 1 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は, 当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。</li> </ol> <p>(b) それ以外の核種グループ</p> <p>中・低揮発性の核種グループについては, MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず, MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と, 希ガスグループの放出割合, 及び, NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。</p> <p>ここで, 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一 (※1) とし, Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は, 168 時間経過時点において, NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして, 以下の評価式に基づき評価した。表 8 及び表 9 に, NUREG-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。</p>	

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / Y_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$$

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

$$F_{\text{noble gass}}(T) : \text{時刻 } T \text{ における希ガスグループの放出割合}$$

$$\gamma_i : \text{NUREG-1465 における } i \text{ 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合}$$

$$\gamma_{\text{Cs}} : \text{NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合}$$

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

表4 MAAP解析による放出割合の評価結果 (エアロゾル量の評価に使用しない)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $3.5 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
SrO	約 $1.6 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub>	約 $9.5 \times 10^{-7}$
CsOH	約 $6.5 \times 10^{-6}$
BaO	約 $7.6 \times 10^{-4}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $2.1 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub>	約 $2.5 \times 10^{-5}$
Sb	約 $3.0 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	0
UO <sub>2</sub>	0
Cs※1	約 $6.3 \times 10^{-6}$

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価 (評価式は別紙50参照)

表5 TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位:%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>144</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>130</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水, 気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

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

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

表6 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg-乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5,6号機サ-ビス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1,2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25	3/25
核種													
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	5.4E+06
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	*4
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	1.6E+05
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.8E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	2.5E+04
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	1.6E+05
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	6.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.6E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	1.7E+05
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	3.8E+05
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	ND
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	7.9E+02
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	3.2E+04
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.8E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	8.3E+03
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	7.8E+03
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	ND
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.8E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	ND

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

表7 NUREG-1465の知見を用いた補正後の放出割合(格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際に使用)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $3.5 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-6}$
SrO	約 $5.0 \times 10^{-7}$
MoO <sub>2</sub>	約 $6.3 \times 10^{-8}$
CsOH	約 $6.5 \times 10^{-6}$
BaO	約 $5.0 \times 10^{-7}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $5.0 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
Sb	約 $1.3 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
UO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
Cs <sup>※1</sup>	約 $6.3 \times 10^{-6}$

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価(評価式は別紙50参照)

表8 NUREG-1465での格納容器内への放出割合

核種グループ	格納容器への放出割合※1
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb, Te <sub>2</sub>	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※1 NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照  
(NUREG-1465では、「Gap Release」、「Early In-Vessel」、「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して格納容器内への放出割合を与えている。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。)

表9 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment\*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 46</p> <p style="text-align: center;">JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>AREVA 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、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。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。</p> <p>一方、米国 EPRI (電力研究所) が中心となって行った ACE 試験については、AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。</p> <p>(1) JAVA 試験の概要</p> <p>JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [ ] m、直径 [ ] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [ ] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [ ] を内蔵している。</p> <p>また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p> <p>(2) JAVA PLUS 試験の概要</p> <p>JAVA PLUS 試験設備は、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 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様 (同一材質、同一充填率) の銀ゼオライト (ベッド厚さ [ ] mm) を追加設置している。</p> <p>フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部 (銀ゼオライト) の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 34</p> <p style="text-align: center;">JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>Framatome 社 (旧 AREVA 社) 製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、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。実機フィルタ装置については、使用条件において所定の性能が発揮されるように、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験条件に包絡されるように設計されている。</p> <p>ACE 試験は、米国 EPRI (電力中央研究所) が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。</p> <p>これらの試験について、実機フィルタ装置とのスケール適用性について以下に示す。</p> <p>(1) JAVA 試験の概要</p> <p>JAVA 試験は、Framatome 社 (旧 AREVA 社) により、ドイツのカールシュタインにある大規模試験施設 (以下、「JAVA 試験施設」という。) にて実施された。</p> <p>JAVA 試験では、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。</p> <p>図 1 に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。試験フィルタ装置は、高さ約 [ ] m、直径約 [ ] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル ( [ ] )、及び実機と同構造の金属フィルタを内蔵している。</p> <p>また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p> <p>(2) JAVA PLUS 試験の概要</p> <p>JAVA PLUS 試験は、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、Framatome 社 (旧 AREVA 社) により、JAVA 試験施設を改造した施設にて実施された。</p> <p>JAVA PLUS 試験では、実機と同仕様の銀ゼオライトを充填したフィルタを設置し、有機よう素の除去性能試験を実施している。</p> <p>フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、銀ゼオライトフィルタの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

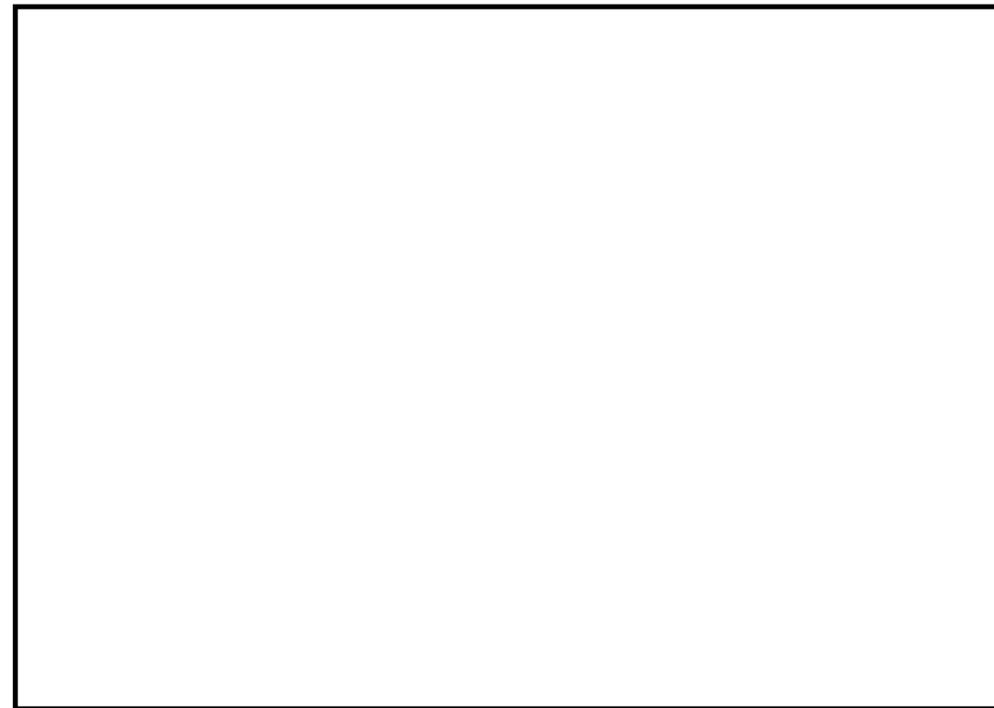
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) ACE試験の概要</p> <p>AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。</p> <p>第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。</p> <p>ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ [ ] m、直径 [ ] mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル ( [ ] ) 及び実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。</p> <p>(4) スケール性の確認</p> <p>JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機と JAVA 試験装置 (JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。</p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約 10m、直径約 5m であり、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のフィルタ装置よりも大きい。フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。</p> <p>JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル (個数: [ ] 個) と金属フィルタ (表面積: [ ] m<sup>2</sup>) を内蔵しており、重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第3図、金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第4図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において、ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。</p> <p>また、JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは [ ] mm であり、実機 ( [ ] mm) に対して薄いが、これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから、JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。</p> <p>JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第3表に示す。</p>	<p>(3) ACE 試験の概要</p> <p>ACE 試験は、EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能検証試験が実施された。</p> <p>図2に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。</p> <p>試験フィルタ装置は、高さ [ ] m、直径 [ ] mの容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル ( [ ] ) と、実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属フィルタを内蔵している。</p> <p>なお、ACE 試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI 及び Framatome 社 (旧 AREVA 社) の知的財産 (Intellectual Property) として開示が不可能であることから、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。</p> <p>(4) スケール性の確認</p> <p>JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。図2に実機と JAVA 試験装置 (JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。</p> <p>試験フィルタ装置へ流入したガスは、装置の下端に設置されたベンチュリノズルを經由し、上部に設置された金属フィルタ、その後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成となる。</p> <p>フィルタ装置の性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてガス流速が挙げられるが、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように実機のベンチュリノズルの個数を設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属フィルタの表面積についても、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。JAVA 試験及び実機における物理パラメータと試験条件を表2、ベンチュリノズル部及び金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図3、4に示す。</p> <p>実機の銀ゼオライトフィルタについては、JAVA PLUS 試験で得られた試験結果に基づき、想定されるよう素量を捕集するためベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充填量を設定している。</p> <p>以上より、試験の実機への適用性は確保できていると考えられる。</p> <p>表3に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。</p>	<p>・設備の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 評価</p> <p>以上より、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬でき、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考え。</p> <div data-bbox="213 478 1205 1356" style="border: 1px solid black; height: 418px; width: 334px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 ACE試験の設備概要</p>	<p>(5) 評価</p> <p>以上より、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬でき、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考え。</p> <div data-bbox="1302 464 2401 1507" style="border: 1px solid black; height: 497px; width: 370px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ACE試験の設備概要</p>	

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, "Status Report on Filtered Containment Venting", (2014)



第2図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

表1 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, "Status Report on Filtered Containment Venting", (2014)

実機                      JAVA試験                      ACE試験

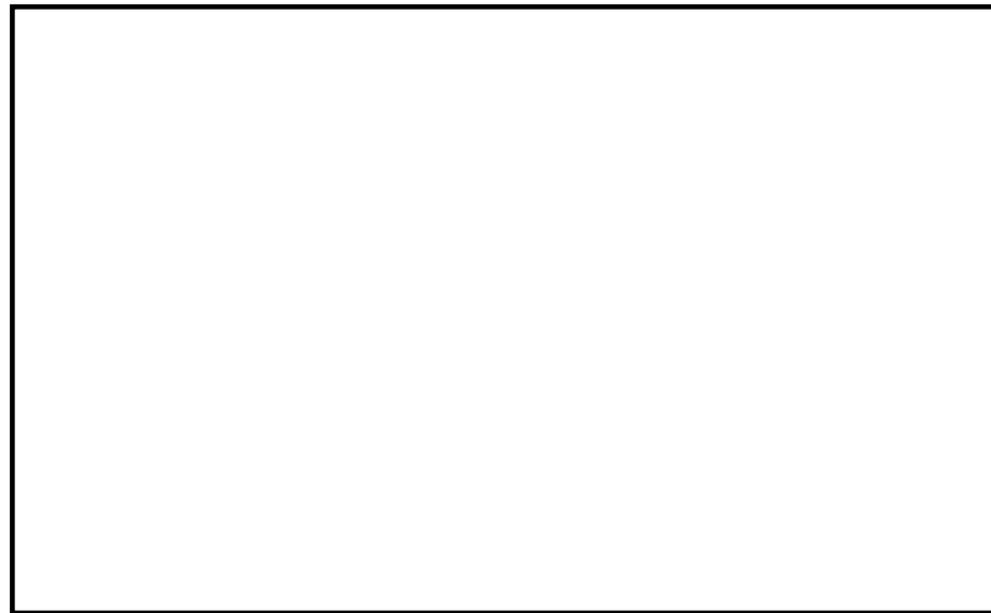


図2 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較

第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa [gage] )			
温度(°C)			
ベンチュリノズルスロート部流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※1 概算評価値を示す。



第3図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数

表2 JAVA 試験及び実機における運転範囲

項目	JAVA 試験	実機運転範囲
ベンチュリノズル部ガス流速		
金属フィルタ部ガス流速		

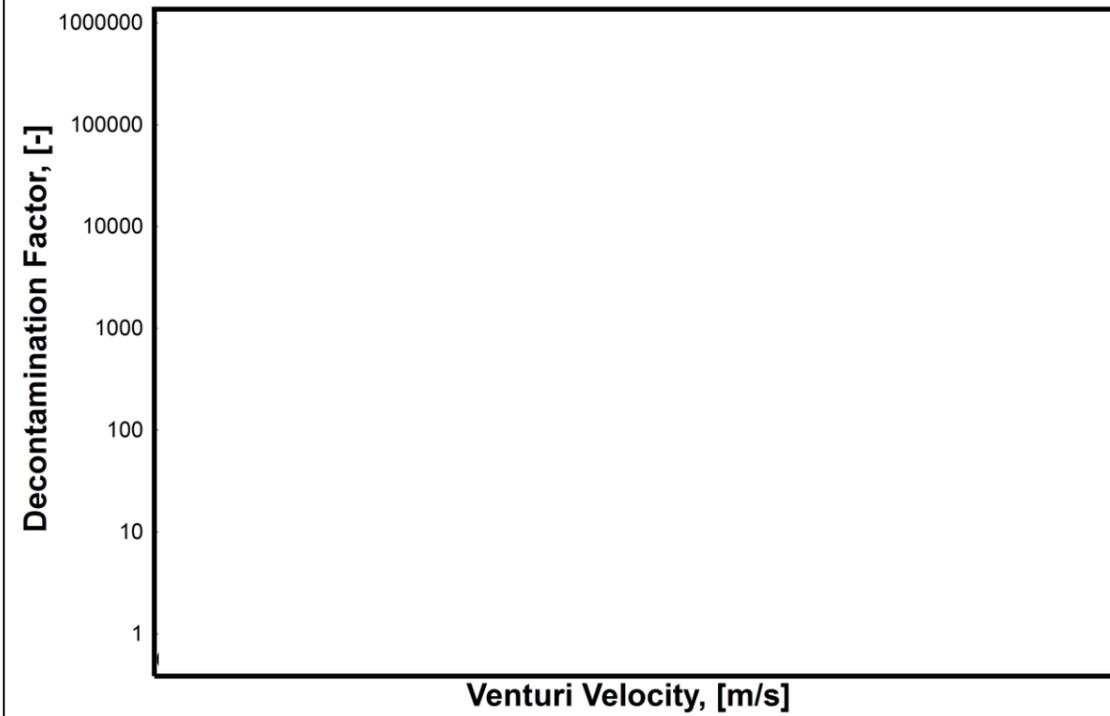
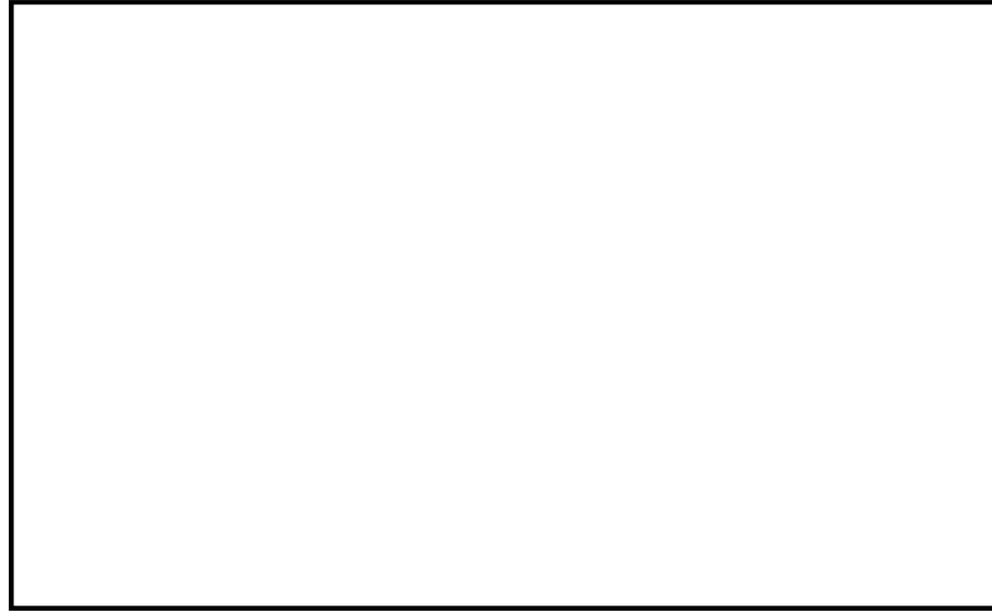


図3 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



第4図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

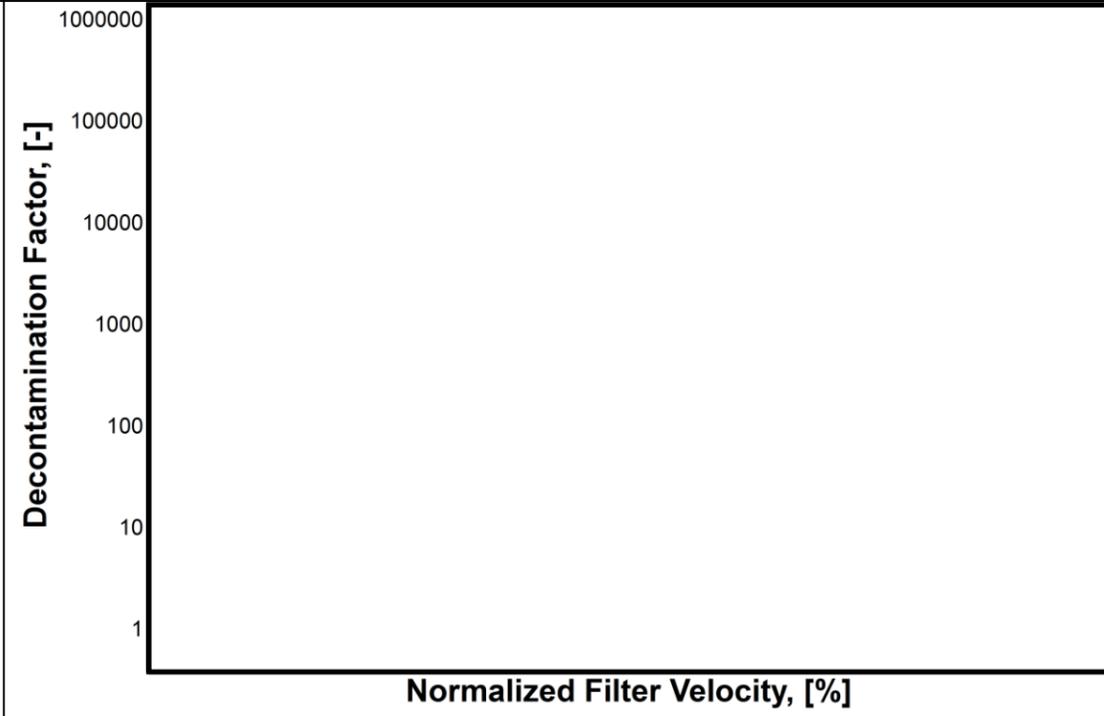


図4 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有		約10m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ <input type="text"/> 、高さと直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有		約5m	
ベンチュリノズル	構造	無	-	-	試験装置は実機と同一形状(寸法)のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数(詳細設計により変更の可能性あり)を設定している。
金属フィルタ	構造	無	-	-	試験装置は実機と同一使用 <input type="text"/> の金属フィルタを使用している。
	表面積(個数)	有			実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビン水	薬剤	無	-	-	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。JAVA試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	-	-	試験装置は実機と同じ吸着材(銀ゼオライト)を使用している。
	厚さ	有			JAVA PLUS試験ではベッド厚さが実機に比べて薄いですが、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載

表3 実機に対する JAVA 及び JAVA PLUS 試験装置の適用性のまとめ

構成要素		相違			適用性
		有無	JAVA (PLUS)	実機	
全体構成(基数を含む)		無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験フィルタ装置へ流入したガスは、ベンチュリノズルを経由し、金属フィルタ、後段に設置された銀ゼオライトフィルタ(JAVA PLUS試験のみ)へ流れる構成であり、実機と同様の構成である。</li> <li>試験装置は、実機と同様に、銀ゼオライトフィルタがスクラバ容器の外に設置されている。</li> <li>実機では、同一のスクラバ容器を4基並列に設置するが、ベントガスは均等に分配されるよう設計しているため、分離設置による影響はない。</li> </ul>
スクラバ容器	高さ	無	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m	試験装置と実機は、同じ高さの容器を使用している。
	断面積	有	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 又は 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	ベンチュリノズル部においてエアロゾル及び無機よう素の大部分を捕集するため、断面積の違いによる影響は小さい。なお、ベンチュリノズル1個あたりの断面積は、実機が約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 、JAVA試験が約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> ) 又は約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> ) である。
ベンチュリノズル	構造	無	-	-	試験装置と実機は同一形状(寸法)のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			<ul style="list-style-type: none"> <li>実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。</li> <li>実機のガス流速は約 <input type="text"/> m/s であり、JAVA試験のガス流速は <input type="text"/> m/s である。</li> </ul>
金属フィルタ	構造	無	-	-	試験装置と実機は同一仕様 ( <input type="text"/> ) の金属フィルタを使用している。
	表面積	有	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> )	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> )	実機の金属フィルタの表面積は、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラビン水	薬剤	無	-	-	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機のpHは、試験で確認された性能を十分発揮できるように、高アルカリに設定している。
	水位	有	※	※	試験では、ベンチュリノズル頂部近傍の水位において所定の性能が発揮できることを確認しているため、水位の違いによる影響はない。
銀ゼオライト容器	吸着剤	無	-	-	試験装置と実機は、同仕様の吸着材(銀ゼオライト)を使用している。
	厚さ	有	約 <input type="text"/> mm	約 <input type="text"/> mm	ベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充てん量を設定している。

※適用性の欄に相違点を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数</p> <p>AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。</p> <p>JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF <input type="checkbox"/> 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。</p> <p>ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能</p> <div data-bbox="154 1020 1276 1444" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>	<p>(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数</p> <p>Framatome社(旧AREVA社)製のフィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能（DF）を満足するよう設計されている。</p> <p>スクラバ容器におけるエアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。</p> <p>JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF100以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を表4に示す。</p> <p>ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">表4 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能</p> <div data-bbox="1311 1020 2404 1213" style="border: 1px solid black; height: 90px; width: 100%;"></div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) 性能検証試験に係る品質保証について</p> <p>フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。</p> <p>(1) 性能保証</p> <p>フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験 (JAVA試験、JAVA PLUS試験) で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。</p> <p>これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト (よう素除去部) の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。</p> <p>(2) AREVA社品質保証体制</p> <p>ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。</li> <li>・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。</li> <li>・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。</li> </ul>	<p>(参考1) 性能検証試験に係る品質保証について</p> <p>フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001 等に適合した品質保証体制を有する Framatome 社 (旧 AREVA 社) において設計・製作することにより、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同じ性能を保証する。</p> <p>(1) ベンチュリノズル</p> <p>ベンチュリノズルの性能試験は、発注単位毎に <input type="checkbox"/> %の抜取にて行われる。試験ノズル1個に対して同じ試験を <input type="checkbox"/> 回実施した上で、大きな差異がないことを確認している。</p> <p>(2) 金属フィルタ</p> <p>金属フィルタは製品毎に性能試験を実施している。</p> <p>(3) 銀ゼオライト</p> <p>銀ゼオライトの性能試験は、納入品と同一のロット番号のものによる性能試験を実施している。</p> <p>以上(1)~(3)より、個別の単体性能試験を評価しており、実機についても JAVA 試験、JAVA PLUS 試験結果と同じ性能が出ることを確認している。</p> <p>➤ Framatome社 (旧AREVA社) 品質保証体制</p> <p>ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するFramatome社 (旧AREVA社) は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベントシステムの性能保証するFramatome社 (旧AREVA社) は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。</li> <li>・Framatome社 (旧AREVA社) は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。</li> <li>・Framatome社 (旧AREVA社) は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。</li> </ul> <p>また、Framatome社 (旧AREVA社) は海外での先行FCVS実績を多数有している。納入実績を表1に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p>

表1 Framatome 社 (旧 AREVA 社) のフィルタベント納入実績

Country	Name	Type	Status	Since
Germany				
Finland				
Switzerland				
Netherlands				
Korea, RO				
Canada				
Bulgaria				
P. R. China				

・資料構成の相違

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 data-bbox="1308 212 2220 243"><u>(参考2) 隣接するベンチュリノズルから噴出されるガスの相互影響について</u></p> <p data-bbox="1299 302 2418 464">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。ベンチュリノズルの配置図を図1に示す。</p> <p data-bbox="1299 480 2418 642">なお、JAVA試験において、2本の隣接するベンチュリノズルを設置した試験を実施した結果、1本の場合と比較して有意な性能差は見られず、試験を実施した全域にわたって、DF1,000以上の除去効率が得られている。ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数を図2に示す。</p> <div data-bbox="1421 680 2362 1539" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1656 1556 2053 1587">図1 ベンチュリノズルの配置図</p>	<p data-bbox="2448 212 2656 243">・記載方針の相違</p>

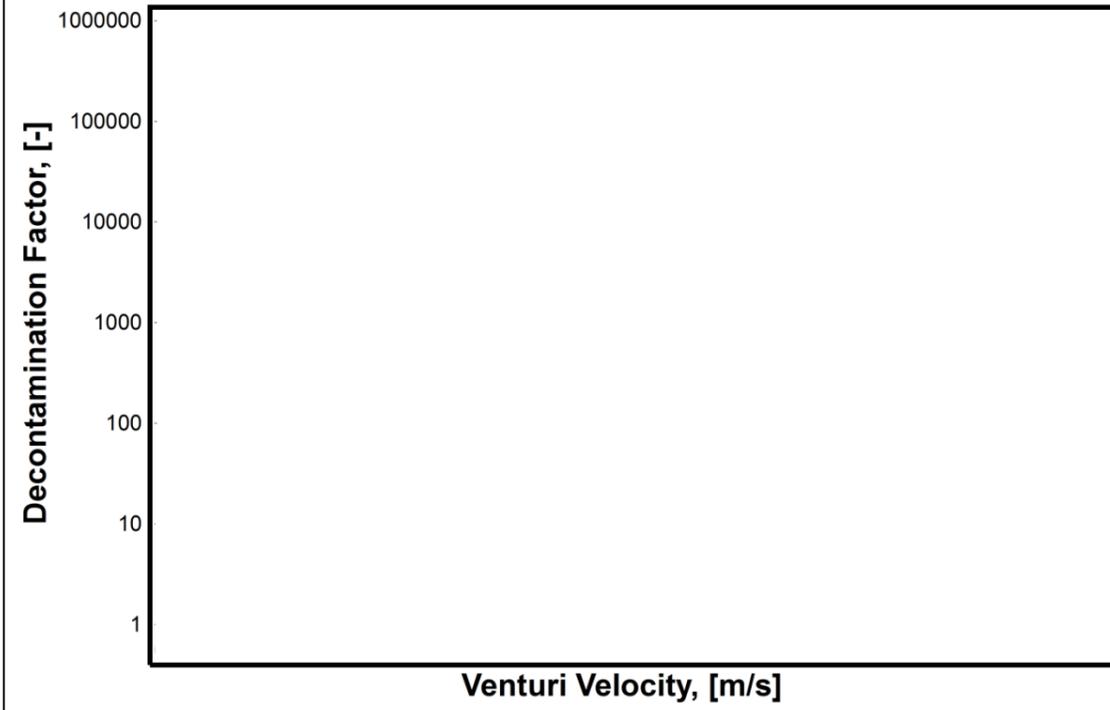


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

《参考図書》

1. 理化学辞典第4版

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 35</p> <p style="text-align: center;"><u>JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</u></p> <p>ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。実機の銀ゼオライトフィルタの設計において、除去係数と滞留時間の関係式，JAVA PLUS試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから，JAVA PLUS試験結果の実機への適用性について，以下にまとめた。</p> <p>a. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集</p> <p>ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は，流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は，総括物質移動係数Kを用いて以下のように表せる（参考図書1，2）。</p> $r \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \cdots \cdots \text{(式1)}$ <p><math>r</math> : 吸着剤充填密度    <math>q</math> : よう素吸着量    <math>K</math> : 総括物質移動係数  <math>C</math> : よう素濃度    <math>C^*</math> : よう素平均濃度</p> <p>ここで，化学反応による吸着（不可逆反応）であることから，<math>C^* = 0</math>とみなし，式1は以下のように表せる。</p> $r \frac{\partial q}{\partial t} = KC \cdots \cdots \text{(式2)}$ <p>b. 除去係数と滞留時間</p> <p>ガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタを通過する際の物質収支は，吸着剤の微小ベッド厚さ <math>\Delta z</math> に対して，単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる（参考図書3）。</p> <p>銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージを図1に示す。</p> $-uA \Delta t \Delta C = r A \Delta z \Delta q \cdots \cdots \text{(式3)}$ <p><math>u</math> : ガス流速    <math>A</math> : ガス通過断面積    <math>\Delta t</math> : 単位時間  <math>\Delta C</math> : よう素濃度変化    <math>r</math> : 吸着剤充填密度    <math>\Delta z</math> : ベッド厚さ  <math>\Delta q</math> : 単位質量あたりのよう素吸着量</p>	<p>・資料構成の相違</p>

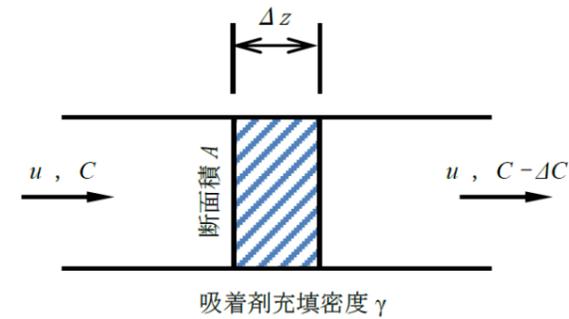


図1 銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで、左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量、右辺は銀ゼオライトフィルタで捕集した放射性よう素量を表す。 $\Delta z = u \Delta t$ より、両辺を $A \Delta t \Delta z$ で除し、微小変化を $\Delta \rightarrow \partial$ とすると、式3は以下のように表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial t} = r \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots \text{(式4)}$$

式4に式2を代入すると、以下のように表せる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots \text{(式5)}$$

式5を積分し、 $C_0$ を初期よう素濃度とすると、以下のように表せる。

$$\frac{\log(\frac{C_0}{C})}{t} = \frac{\log(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots \text{(式6)}$$

式6は銀ゼオライトフィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また、銀ゼオライトフィルタの厚さが一定であることを考慮すると、除去係数が銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

c. 除去係数と滞留時間

銀ゼオライトフィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として、ベントガスの流速以外に、過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度、銀ゼオライトフィルタ圧力が考えられることから、これらの条件が式6の総括物質移動係数へ与える影響についてJAVA PLUS試験結果により評価する。

① 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度の影響

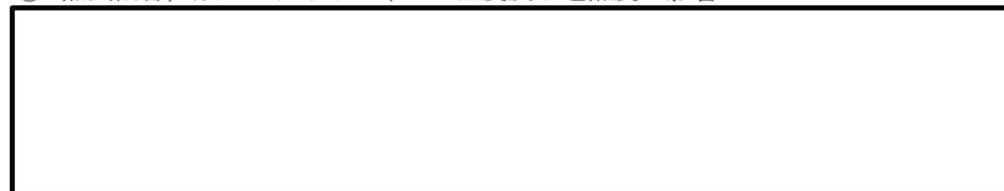


表1 蒸気割合, 銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度が  
総括移動係数に与える影響

--

② 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度の影響

--

表2 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が総括移動係数に与える影響(1)

--

--

表3 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が総括移動係数に与える影響(2)

--

--

③ まとめ

ベントガス条件(過熱度, 蒸気割合, 銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライト

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>フィルタ圧力)が、総括物質移動係数へ与える影響についてJAVA PLUS試験結果に基づき評価した結果、総括物質移動係数が過熱度に依存することを確認した。なお、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力は、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり、これらのベントガス条件が総括物質移動係数に与える影響は、過熱度による影響に帰着するものと考えられる。</p> <p>以上から、銀ゼオライトフィルタの除去性能の評価や設計においては、式6に示される滞留時間、ベントガスの過熱度への考慮が重要である。</p> <p>d. JAVA PLUS試験結果の実機への適用</p> <p>銀ゼオライトフィルタの設計(必要ベッド厚の設計)においては、式6とJAVA PLUS試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い、実機の過熱度の運転範囲について、式7の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。上記のとおり設計した島根2号炉の銀ゼオライトフィルタの有機よう素除去係数を図2に示す。過熱度の運転範囲全域において、要求する除去係数(DF50以上)を満足している。</p> <div data-bbox="1448 978 2320 1331" style="border: 1px solid black; height: 168px; width: 294px; margin: 20px auto;"></div>	

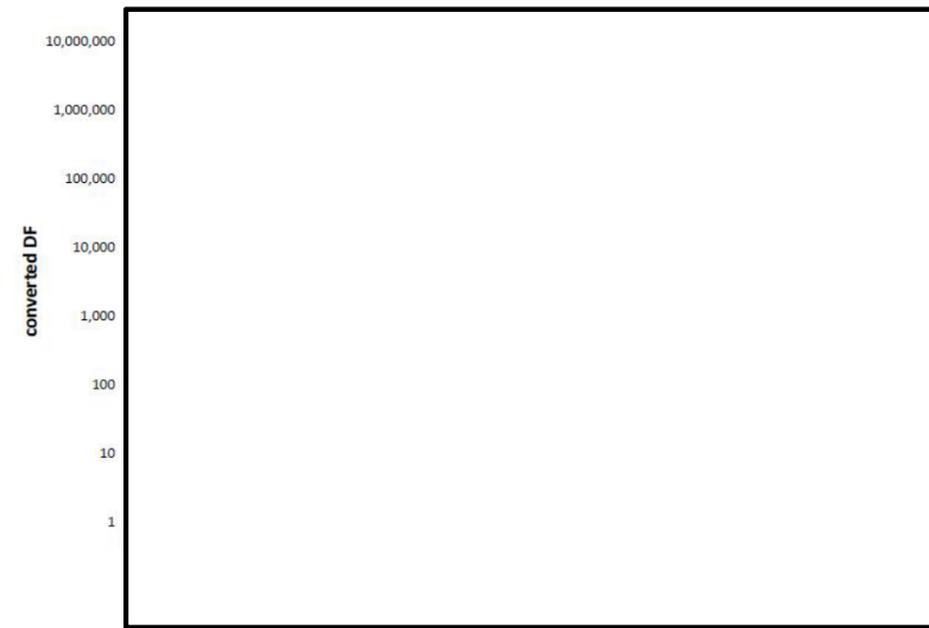


図2 JAVA PLUS試験結果 (実機条件補正)

《参考図書》

1. 佐藤 忠正等 (北海道大学) 充填層における吸着速度について, 1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について, 1978 年9月 (明治大学工学部研究報告)
3. 竹内 「吸着分離-入門から操作設計まで」 (2000 年)

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

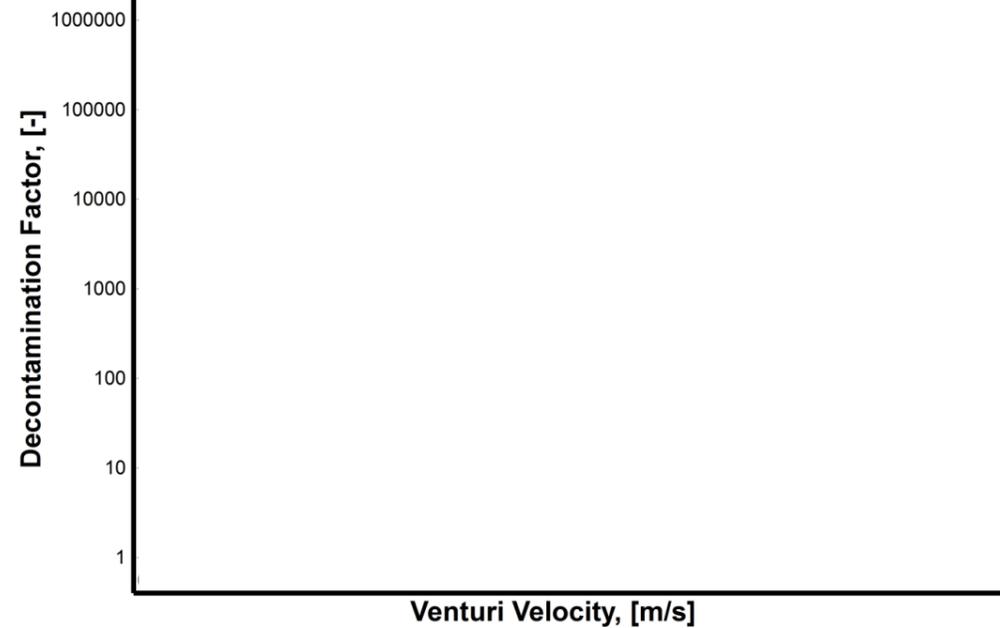


図1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

b. 金属フィルタ

(a) 想定される状態



(b) 影響評価

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、ベント中はベントガスの流れによって冷却され、ベント後はベンチュリスクラバに捕集したエアロゾルの崩壊熱により発生する蒸気によって冷却されることから、この影響について評価する。

(i) 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

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

b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

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

(b) 影響評価

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

① 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置 (スクラバ容器) では、ベンチュリスクラバにより大部分のエアロゾルが捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して、金属フィルタへのエアロゾル移行割合は、フィルタ装置に移行する総量の 1/100 とする。(別紙 34 表 4)

・記載方針の相違

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、コア-コンクリート反応により発生する CaO<sub>2</sub> 等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、ベンチュリノズルの狭隘部や金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。</u></p> <p>また、<u>金属フィルタについては、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</u></p> <p>b. 影響評価</p> <p>(a) ベンチュリノズル</p> <p>ベンチュリノズルの狭隘部は数 cm であり、狭隘部を通過するガス流速は高速となる。これに対して、エアロゾルの<u>粒子径は極めて小さく、ベンチュリノズルが閉塞することはない。</u></p> <p>(b) 金属フィルタ (エアロゾルによる閉塞)</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集さ</p>	<p>なお、<u>長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。(参考1)</u></p> <p>(2) フィルタの閉塞</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>(a) <u>ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部を閉塞することが考えられる。</u></p> <p>(b) <u>金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>炉心損傷後のベント時には、<u>放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置 (スクラバ容器) に移行する可能性がある。これらのエアロゾルが金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。</u></p> <p>(c) <u>金属フィルタにおける液滴による閉塞</u></p> <p>金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴 (湿分) は、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 15px;"></span>液滴を分離しているが、低流速では慣性力による衝突により液滴を分離する機能が低下することが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>(a) <u>ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>ベンチュリノズルにおける狭隘部は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> であり、これに対して流入するエアロゾルの粒子径は <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> と極めて小さい。ベンチュリノズルにおける狭隘部を通過するガス流速も高速であることから、閉塞が発生することはない。また、<u>機械的破損によって生じる断熱材の破片等を含む <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 以上の粒径については速やかに格納容器内に落下するため、フィルタ装置へ流入することはない。</u></p> <p>(b) <u>金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞</u></p> <p>フィルタ装置 (スクラバ容器) において、ベンチュリスクラバで捕集されなかったエア</p>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(i) 金属フィルタの許容負荷量 金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は [ ] まで許容されることが確認されている。</p> <p>(ii) エアロゾル量 格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プール水でのスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内内蔵量とNUREG-1465に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約38kgとなる。さらに、エアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kgに設定している。(別紙2) このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙46第4表)と、設計エアロゾル重量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kgとなる。</p> <p>(iii) 評価結果 金属フィルタの総面積は [ ] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は4kgとなることから、金属フィルタの負荷は [ ] となる。 これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。</p> <p>(c) 金属フィルタ(液滴による閉塞) 金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴(湿分)は、 [ ] 低流速では、 [ ] 機能の低下が懸念されるものの、 JAVA試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [ ] においても低下しないと考えられる。 ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第1図のとおりベントフィルタ(ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ)の除去性能が確保されている。 ② [ ]</p>	<p>ロゾルは後段の金属フィルタに移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量と金属フィルタの設計負荷量を比較し、閉塞が発生しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>① 金属フィルタの設計負荷量 金属フィルタは、エアロゾルを供給した場合、 [ ] g/m<sup>2</sup>まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり、 [ ] g/m<sup>2</sup>まで急速な差圧の上昇が起らず、金属フィルタの機能が確保できることがFramatome社(旧AREVA社)により検証されている。</p> <p>② エアロゾル量 格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に300kgとし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合1/100を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は3kgとなる。</p> <p>③ 評価結果 [ ]</p> <p>(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞 JAVA試験による金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図2に示す。金属フィルタにおけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [ ] においても低下していない。</p>	

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

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



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

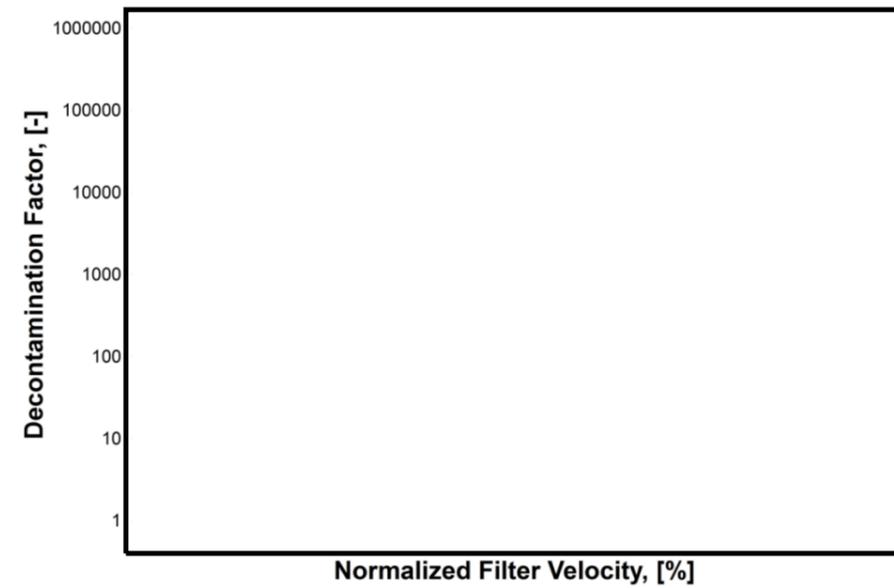


図2 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考1) <u>ベント停止後の金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊について</u></p> <p>フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。このため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。</p> <p>フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>(1) 金属フィルタの発熱量</p> <p>有効性評価シナリオ（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失、D/Wベント）における金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 <input type="text"/> となる。</p> <p>ベンチュリスクラバのDF100以上を考慮し、ベンチュリスクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は <input type="text"/> となる。</p> <p>そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、 <input type="text"/> に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な <input type="text"/> に設定する。</p> <p>また、崩壊熱は保守的に全量がメインフィルタのみから発熱するものとする。</p> <p>(2) 解析モデル</p> <p>解析モデルを図1に示す。解析モデルは2次元モデルとし、対称性を考慮して金属フィルタ部半分をモデル化範囲とした。解析モデルは金属フィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、スクラビング水が無い状況（流体は空気）を想定し、スクラバ容器内の初期温度60℃、周囲雰囲気温度60℃(一定)の温度条件とした。</p> <p>なお、発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に熱が逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう、湿分分離機構はモデル化していない。</p> <p>メインフィルタ及びプレフィルタはステンレス製メッシュであり、本解析ではステンレスの体積比率 <input type="text"/> %として密度、比熱、熱伝導率を設定した。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

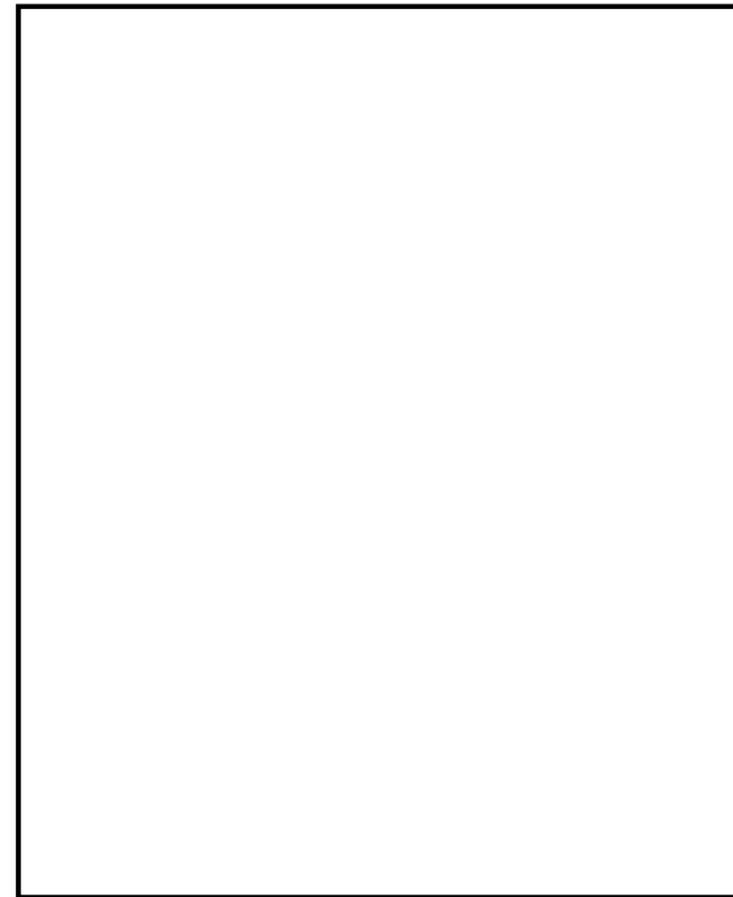


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

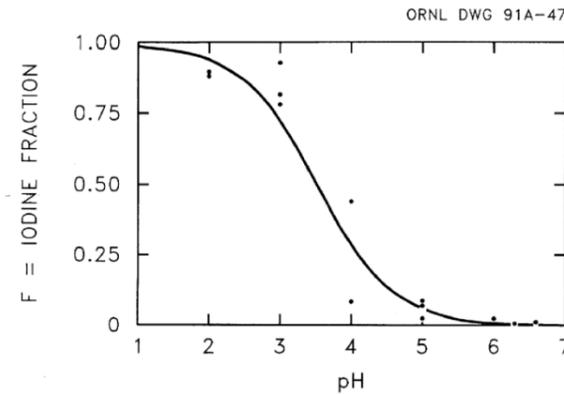
表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2. 解析結果</p> <p>金属フィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源としたメインフィルタの最大温度は約 <input type="text"/> °Cとなった。</p> <div data-bbox="1507 369 2258 1136" style="border: 1px solid black; height: 365px; width: 253px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 温度分布解析結果</p> <p>フィルタ装置使用時に格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムの融点は約 272°Cである。このため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が <input type="text"/> kW の場合、金属フィルタのメインフィルタ部の温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊する可能性は低いと考えられる。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考2) <u>ベンチュリノズルの脱落防止対策について</u></p> <p>ベンチュリノズルは、図1に示す通り、取付ボルトにより接続されている。ベント中は、ベンチュリノズルからベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりベンチュリノズルの取付ボルトが緩む恐れがある。取付ボルトが緩み、ベンチュリノズルが脱落してしまった場合、ベンチュリスクラバの除去効率が低下すると考えられる。</p> <p>そこで、図2に示す通り、ベンチュリノズルの取付ボルトに舌付き座金を施し、フィルタ装置使用時のベンチュリノズルの取付ボルトの緩みを防止することとする。</p> <div data-bbox="1433 562 2282 1037" style="border: 1px solid black; height: 226px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ベンチュリノズル構造図</p> <div data-bbox="1501 1157 2282 1766" style="border: 1px solid black; height: 290px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図2 舌付き座金の取付け状態</p>	<p>・記載方針の相違</p>

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



第1図 液相中における I<sub>2</sub> と I<sup>-</sup> の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I<sub>2</sub>) の平衡

液相中の無機よう素 (I<sub>2</sub> (aq)) と気相中の無機よう素 (I<sub>2</sub> (g)) の存在比は以下のように表される。

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

[I<sub>2</sub> (aq)] 及び [I<sub>2</sub> (g)] はそれぞれ液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は、以下の関係で温度に依存する。

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

気液界面 (フィルタ装置水面) における無機よう素の平衡については、②のとおり温度依存性があり、スクラビング水の水温が高い方が気相の無機よう素の割合が増える。しかし、アルカリ環境下では、①の無機よう素とよう素イオンの平衡により液相中に存在する無機よう素が極めて少なく、無機よう素の気相部への移行量は、スクラビング水の温度が上昇しても十分小さい値となる。

JAVA 試験は、高温のベントガスを用いて、無機よう素が気相中に移行しやすい条件での試験を実施しており、温度上昇による影響に配慮したものとなっている。

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

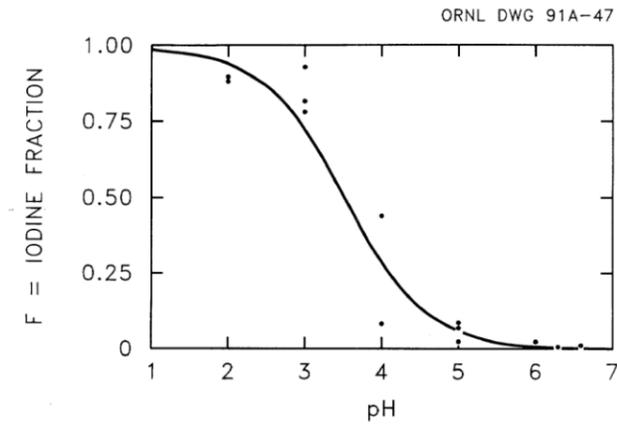


図1 液相中における I<sub>2</sub> と I<sup>-</sup> の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 (I<sub>2</sub>) の平衡

液相中における無機よう素 (I<sub>2</sub>(aq)) と気相中における無機よう素 (I<sub>2</sub>(g)) の存在比は以下のように表される。

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

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

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

(3) 式での T は絶対温度 [K] である。

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

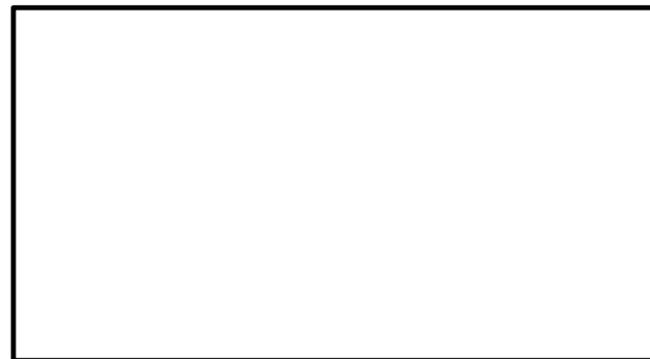
ベンチュリスクラバでの気液界面における無機よう素の平衡についても、②の温度依存性があり、温度の上昇に伴い気相中に移行する無機よう素が増える (以下、「気液分配係数の影響」という。) 関係にあるものの、アルカリ性環境下では、①よりスクラビング水中に存在する無機よう素 (I<sub>2</sub>) が極めて少なくなるため、無機よう素の気相部への移行量はスクラビング水の温度が上昇したとしても十分小さい値となる。

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

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

第1表 JAVA試験結果(無機よう素除去性能試験結果)

表1 ベンチュリスクラバにおける無機よう素除去性能試験結果



第2図 温度に対する無機よう素除去性能

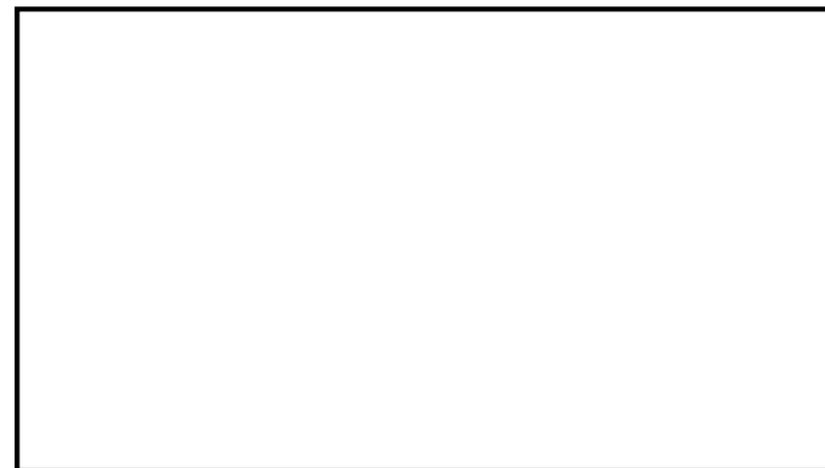


図2 無機よう素の除去係数と温度の関係(図中の数値はpH)

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

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

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 20px;"></span>・・・(1)</p> <p>b. 影響評価</p> <p>スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) スクラビング水の薬剤の保有量  スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の割合は待機時下限水位に対して<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>であるため、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>となり<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>となる。</p> <p>(b) 無機よう素の流入量  ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。  ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量  BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。  ・格納容器への放出割合  NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。  ・格納容器に放出されるよう素の元素割合  Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>となる。</p> <p>(c) 評価結果  ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>の反応に必要な<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>となる。スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>であることから、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>が容量不足となることはない。</p> <p>(3) 薬剤の管理について  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>は化学的に安定しており、系統待機中において、変質することはないことから、PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の濃度が<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>であることを施設定期検査ごとに確認する。  また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。</p>	<p>よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 150px; height: 20px;"></span>・・・(1)</p> <p>b. 影響評価</p> <p>スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) スクラビング水の薬剤の保有量  スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の割合は、<u>ベント運転時の上限水位</u>に対して<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>であるため、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>となり<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 15px;"></span>となる。</p> <p>(b) 無機よう素の流入量  ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。  ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量  BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、島根2号炉の熱出力（2,436MW）を考慮して算出した結果、約18.1kgとする。  ・格納容器への放出割合  NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする（参考図書2）。  ・格納容器に放出されるよう素の元素割合  Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする（参考図書3）。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>となる。</p> <p>(c) 評価結果  ベンチュリスクラバにおける無機よう素の反応はアルカリ環境下において(1)式に示すとおりであることから、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>の反応に必要な<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>となる。スクラビング水に含まれる<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の量は<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>であることから、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>が容量不足となることはない。</p> <p>(3) 薬剤の管理について  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>は化学的に安定しており、系統待機中において、変質することはないことから、PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>の濃度が<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>であることを施設定期事業者検査ごとに確認する。  また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。</p>	<p>・設計方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																								
<p>&lt;参考図書&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents</li> <li>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995</li> <li>Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”</li> </ol> <p>(参考) 有機よう素の生成割合に関する REGULATORY GUIDE 1.195 の適用について</p> <p>有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4%を仮定している。</p> <p>格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。</p> <p>a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <p>WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I<sub>2</sub>, HI, I) から有機よう素 (CH<sub>3</sub>I) への転換に関して、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書1)。</p> <p>一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている (参考図書2)。</p> <p>WASH-1233 及びNUREG-0772 に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を第2表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第2表 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <table border="1" data-bbox="184 1413 1261 1598"> <thead> <tr> <th>有機よう素</th> <th>WASH-1233</th> <th>NUREG-0772</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非放射線場</td> <td>1%未満</td> <td>0.01%未満</td> </tr> <tr> <td>放射線場</td> <td>2.2%未満</td> <td>0.02%未満</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2%未満</td> <td>0.03%未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233 で示される3.2% (合計) に基づき決定している。しかし、WASH-1233 では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。</p>	有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772	非放射線場	1%未満	0.01%未満	放射線場	2.2%未満	0.02%未満	合計	3.2%未満	0.03%未満	<p>&lt;参考図書&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents</li> <li>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995</li> <li>Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”</li> </ol> <p>(参考1) Regulatory Guide 1.195の適用について</p> <p>有機よう素の生成割合は、Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用い、4%を仮定している (参考図書1)。</p> <p>格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合、重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合に関する評価を以下に示す。</p> <p>a. 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <p>WASH-1233 “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors” では、粒子状よう素 (CsI) を除く無機よう素等 (I<sub>2</sub>, HI, I) から有機よう素 (CH<sub>3</sub>I) への転換に関して、格納容器内を模擬した種々の実験結果に基づいて提案している (参考図書2)。</p> <p>一方、NUREG-0772 “Technical Basis for Estimating Fission Product Behavior during LWR Accidents” において、上記のWASH-1233 の実験結果を再度評価し、WASH-1233 で示される有機よう素への転換割合は、有機よう素の生成を導くメカニズムの定義付けが十分ではなく、保守的としている (参考図書3)。</p> <p>WASH-1233及びNUREG-0772に示されている、それぞれの有機よう素への転換割合を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合</p> <table border="1" data-bbox="1433 1413 2279 1598"> <thead> <tr> <th>有機よう素</th> <th>WASH-1233</th> <th>NUREG-0772</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非放射線場</td> <td>1%未満</td> <td>0.01%未満</td> </tr> <tr> <td>放射線場</td> <td>2.2%未満</td> <td>0.02%未満</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2%未満</td> <td>0.03%未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233で示される3.2% (合計) に基づき決定している (参考図書4) 。しかし、WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772 のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。</p>	有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772	非放射線場	1%未満	0.01%未満	放射線場	2.2%未満	0.02%未満	合計	3.2%未満	0.03%未満	
有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772																								
非放射線場	1%未満	0.01%未満																								
放射線場	2.2%未満	0.02%未満																								
合計	3.2%未満	0.03%未満																								
有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772																								
非放射線場	1%未満	0.01%未満																								
放射線場	2.2%未満	0.02%未満																								
合計	3.2%未満	0.03%未満																								

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

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

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

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

第3表 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

表2 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

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

第4表 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

表3 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

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

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>〈参考図書〉</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"</li> <li>2. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"</li> </ol>	<p>〈参考図書〉</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Regulatory Guide 1.195, "Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors"</li> <li>2. WASH-1233, "Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors"</li> <li>3. NUREG-0772, "Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents"</li> <li>4. NUREG-1465 "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants" Feb. 1995</li> <li>5. NUREG/CR-5732_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents</li> </ol>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 11</p> <p>よう素除去部におけるよう素の再揮発，吸着材の容量減少及び変質について</p> <p>フィルタ装置を継続使用する<u>場合</u>，<u>よう素除去部の性能</u>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>よう素（有機よう素，無機よう素）の再揮発</u></li> <li>・<u>吸着材の容量減少</u></li> <li>・<u>吸着材の変質</u></li> </ul> <p>それぞれの因子について，影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>よう素の再揮発</u></p> <p>a. 想定する状態</p> <p><u>化学工業の分野ではゼオライトに高温の水素を通気することにより捕集されているよう素を再揮発させる技術がある。よう素除去部に充填された銀ゼオライトに，ベントガスに含まれる水素が通気されると，捕集された放射性よう素が再揮発することが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価</p> <p><u>水素によるよう素の再揮発は400℃以上の高温状態で数時間程度，水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書1）。一方フィルタ装置に流入するガスは200℃以下であり，銀ゼオライトに水素を含むガスが通過したとしても，ゼオライトに捕集されているよう素が再揮発することはない。</u></p> <p><u>また，よう素除去部で捕集した放射性よう素の崩壊熱は，ベント中はベントガスにより冷却され，ベント後は系統を不活性化するために供給される窒素により冷却されることから，この冷却条件における上昇温度を評価する。</u></p> <p>(a) <u>よう素除去部で蓄積されるよう素の発熱量</u></p> <p><u>よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>事故時に炉内に内蔵されるよう素の発熱量</u></li> </ul> <p><u>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して，東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果，<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>格納容器への放出割合</u></li> </ul> <p><u>NUREG-1465に基づき，格納容器へのよう素の放出割合を61%とする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>格納容器に放出されるよう素の元素割合</u></li> </ul>	<p style="text-align: right;">別紙 38</p> <p><u>銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発，吸着飽和及び吸着材の変質について</u></p> <p>フィルタ装置を継続使用する際，<u>ガス状放射性よう素の除去</u>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>ガス状放射性よう素の再揮発</u></li> <li>・<u>銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</u></li> <li>・<u>吸着剤の変質</u></li> </ul> <p>それぞれの因子について，影響評価を実施する。</p> <p>(1) <u>銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発</u></p> <p>a. 想定する状態</p> <p><u>銀ゼオライトからのよう素の脱離反応は，400℃以上の高温状態において，数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている（参考図書1）。炉心損傷後のベント時には，水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し，銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合，捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。</u></p> <p>b. 影響評価</p> <p><u>ガス状放射性よう素の発熱による銀ゼオライトフィルタの上昇温度を，捕集したガス状放射性よう素が再揮発に至る温度（400℃）と比較することで，この影響について確認した。</u></p> <p><u>以下に評価に用いた条件とその結果を示す。</u></p> <p>(a) <u>銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合</u></p> <p><u>NUREG-1465に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を61%，Regulatory Guide 1.195に基づき，有機よう素生成割合を4%，無機よう素生成割合を91%とする（参考図書2,3）。また，フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分の無機よう素が捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の1/100とする。</u></p>	

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

・格納容器内の除去係数 (無機よう素)

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

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

第1表 よう素除去部での発熱量 (単位:W)

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

(b) 減衰時間と冷却ガス条件

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

① 原子炉停止後 19 時間 (有効性評価におけるベント開始時間)

② 原子炉停止後 168 時間 (事象発生 7 日後)

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

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

(b) 冷却ガス条件

(i) ベント後短期

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

(ii) ベント後長期

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

(iii) ベント停止後

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

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>・窒素流量 = <math>200 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}</math>            ・窒素比熱 = <math>1,040 \text{ J/kg} \cdot \text{C}</math>            ・窒素密度 = <math>1.25 \text{ kg/m}^3 [\text{N}]</math></p> <p>また、蒸気の場合も、圧力、温度条件は、大気圧及びその飽和温度とする。</p> <p>・蒸気潜熱 (100°C飽和蒸気) = <math>2.256 \times 10^6 \text{ J/kg}</math>            ・比熱 (100°C飽和蒸気) = <math>2,077 \text{ J/kg} \cdot \text{C}</math>            ・格納容器内発熱量 = <math>2.03 \times 10^7 \text{ W (19hr)}</math>                                          = <math>9.83 \times 10^6 \text{ W (168h)}</math></p> <p>(c) 評価結果</p> <p>よう素除去部に蓄積したよう素の崩壊熱によりガスが昇温される量を評価することにより、簡易的によう素除去部の温度上昇を評価する。よう素除去部に移行したよう素の崩壊熱の全量がガスに移行したと仮定し、以下の評価式にてよう素除去部の上昇温度を評価した。</p> <p>&lt;窒素パージの場合&gt;</p> $\text{上昇温度 (C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{\text{(比熱 (J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{窒素パージ量 (m}^3/\text{s)} \cdot \text{窒素密度 (kg/m}^3))}$ <p>&lt;蒸気の場合&gt;</p> $\text{上昇温度 (C)} = \frac{\text{よう素除去部内の発熱量 (W)}}{\text{(比熱 (J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{蒸気発生量 (kg/s)}}$ $\text{蒸気発生量 (kg/s)} = \frac{\text{格納容器内の発熱量 (W)}}{\text{蒸気潜熱 (J/kg)}}$ <p>第2表に窒素冷却における上昇温度を、第3表に蒸気(崩壊熱相当)冷却における上昇温度を示す。いずれの場合においても、よう素除去部の温度上昇は十分低く、よう素除去部での温度上昇は、再揮発が起こるような温度(400°C以上)に対して十分に低く抑えることができる。</p> <p>第2表 窒素冷却による上昇温度 (単位:°C)</p> <table border="1" data-bbox="379 1549 1071 1669"> <tr> <td></td> <td colspan="2">原子炉停止後時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">168hr</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> <td colspan="2"><input type="text"/></td> </tr> </table> <p>第3表 蒸気(崩壊熱相当)冷却による上昇温度 (単位:°C)</p> <table border="1" data-bbox="379 1759 1086 1894"> <tr> <td></td> <td colspan="2">原子炉停止後時間</td> </tr> <tr> <td></td> <td>19hr</td> <td>168hr</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> <td><input type="text"/></td> <td><input type="text"/></td> </tr> </table>		原子炉停止後時間			168hr		上昇温度	<input type="text"/>			原子炉停止後時間			19hr	168hr	上昇温度	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<p>・窒素ガス流量 = <math>100 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]</math>            ・窒素ガス比熱 = <math>1040 \text{ J/kg} \cdot \text{C}</math>            ・窒素ガス密度 = <math>1.25 \text{ kg/m}^3[\text{normal}]</math></p> <p>(c) 評価結果</p> <p>銀ゼオライトフィルタに吸着されたガス状放射性よう素の崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価する。銀ゼオライトフィルタ内で発生する崩壊熱の全量が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。</p> $\text{上昇温度(C)} = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量(W)}}{\text{(比熱(J/kg} \cdot \text{C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3/\text{s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3))}$ <p>銀ゼオライトフィルタでの発熱量及び冷却ガスの上昇温度の結果を表1に示す。</p> <p>表1 銀ゼオライトフィルタでの発熱量及びガス上昇温度</p> <table border="1" data-bbox="1457 1549 2320 1690"> <tr> <td>銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)</td> <td rowspan="3"><input type="text"/></td> </tr> <tr> <td>銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)</td> </tr> <tr> <td>上昇温度</td> </tr> </table>	銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)	<input type="text"/>	銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)	上昇温度	<p>・設備の相違</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、系統流量が小さく、銀ゼオライトフィルタ温度上昇が厳しくなる条件のみ評価を実施</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、系統流量が小さく、銀ゼオライトフィルタ温度上昇が厳しくなる条件のみ評価を実施</p>
	原子炉停止後時間																							
	168hr																							
上昇温度	<input type="text"/>																							
	原子炉停止後時間																							
	19hr	168hr																						
上昇温度	<input type="text"/>	<input type="text"/>																						
銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (有機よう素)	<input type="text"/>																							
銀ゼオライトフィルタでの発熱量 (無機よう素)																								
上昇温度																								

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 吸着材の容量減少</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。</p> <p>また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。</p> <p>(a) よう素除去部の銀の保有量</p> <p>よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は <input type="text"/> であるため、銀ゼオライト <input type="text"/> に含まれる銀の量は <input type="text"/> である。</p> <p>なお、銀ゼオライトの量は、詳細設計により変更の可能性がある。</p> <p>(b) ガス状放射性よう素の流入量</p> <p>よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量</li> </ul> <p>BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器への放出割合</li> </ul> <p>NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器に放出されるよう素の元素割合</li> </ul>	<p>したがって、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上（参考図書1））に対して十分に低く抑えることができる。</p> <p>なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。（参考1）</p> <p>また、事象発生約32時間後の希ガスによる照射線量を計算すると、希ガスの崩壊熱エネルギーは<math>8.05 \times 10^6</math>[J]と見積もられ、よう素による崩壊熱<math>6.81 \times 10^9</math>[J]よりも3桁低い値となるため、ほとんど影響はない。</p> <p>(2) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和</p> <p>a. 想定する状態</p> <p>銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。</p> <p>b. 影響評価</p> <p>銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量と銀ゼオライトフィルタの許容負荷量を比較し、吸着飽和に達することがないことを以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量</p> <p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約18.1 kgであり、NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、有機よう素生成割合を4%、無機よう素生成割合を91%とする（参考図書2, 3）。また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能を考慮し、銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合を1/100とする。</p> <p>銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量を表2に示す。ガス状放射性よう素量は約 <input type="text"/> である。</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、保守的なJAVA PLUS 試験で性能を確認されたよう素許容負荷量のみを使用している（以下、別紙38においては①の相違）</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>①の相違</p>

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

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

以上の想定で、よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約0.54mol、有機よう素約4.7molであり、無機よう素I<sub>2</sub>(分子量:253.8)約136g、有機よう素CH<sub>3</sub>I(分子量:141.9)約666gに相当する。

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

(c) 評価結果

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

・有機よう素の除去反応

[ ]

・無機よう素の除去反応

[ ]

(d) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

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

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

表2 銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量

有機よう素流入量	[ ]
無機よう素流入量	[ ]

(b) 銀ゼオライトフィルタの許容負荷量

JAVA PLUS試験において、有機よう素(CH<sub>3</sub>I)を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS試験では、銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [ ] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

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

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

銀ゼオライト充填量	[ ]
有機よう素注入量	[ ]

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

・評価方針の相違  
①の相違

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

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1308 212 2267 239"><u>(参考1) ベント停止後の銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発について</u></p> <p data-bbox="1299 302 2418 506">フィルタ装置を使用すると、銀ゼオライトフィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、スクラビング水の放射性分解により発生した水素が銀ゼオライトフィルタに流入し、銀ゼオライトフィルタの温度が400℃を超えてしまうと、捕集したガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタから再揮発してしまう恐れがある。このため、銀ゼオライトフィルタの温度は400℃以下である必要がある。</p> <p data-bbox="1299 527 2418 688">フィルタ装置使用中は、銀ゼオライトフィルタにはベントガスが通気されることから、銀ゼオライトフィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、銀ゼオライトフィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後における銀ゼオライトフィルタの温度評価を行った。</p> <p data-bbox="1299 751 1442 779">1. 評価条件</p> <p data-bbox="1329 800 1745 827">(1) 銀ゼオライトフィルタの発熱量</p> <p data-bbox="1350 848 2418 1003">銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については、事象発生7日後を想定し、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約7MWに対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した発熱量3,684Wを保守側に切り上げた4,000Wとする。</p> <p data-bbox="1329 1066 1507 1094">(2) 解析モデル</p> <p data-bbox="1350 1115 2418 1360">解析モデルを図1に示す。解析モデルは対称性を考慮して2次元軸対称モデルとした。解析モデルは銀ゼオライトフィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、流体は空気を想定し、銀ゼオライト容器内の初期温度60℃、周囲雰囲気温度60℃(一定)の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる(周辺に逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる)よう、大気開放している出口配管を模擬していない。</p>	<p data-bbox="2457 212 2653 239">・記載方針の相違</p>

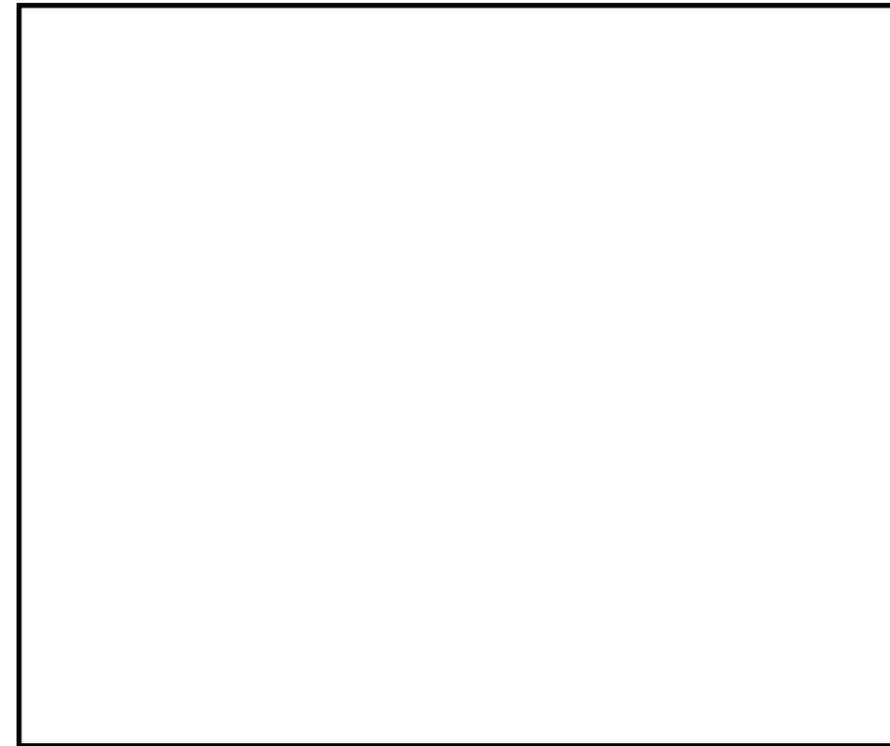


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

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

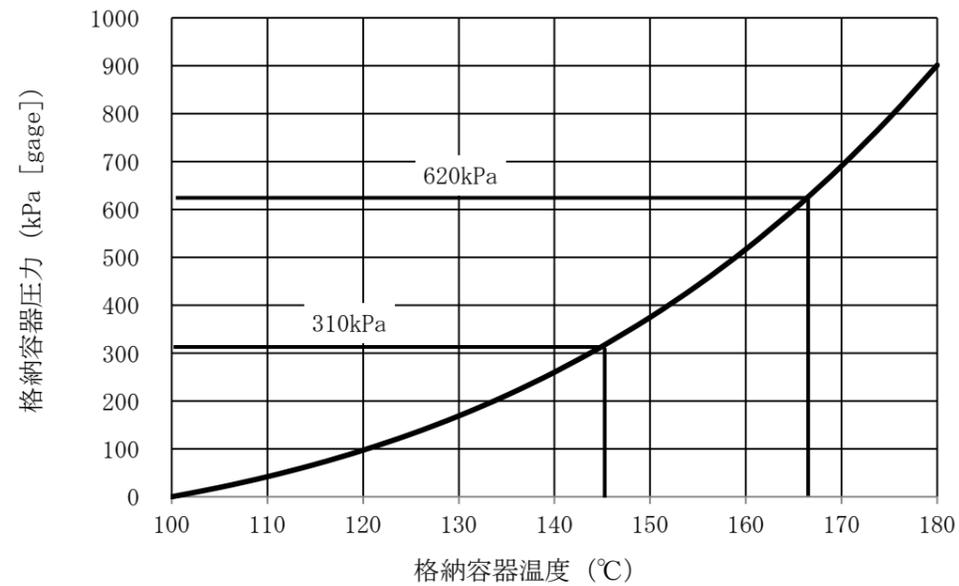
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1297 214 1448 241">2. 解析結果</p> <p data-bbox="1297 256 2418 380">銀ゼオライトフィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源とした内側フィルタ温度約 <input type="text"/> °C, 外側フィルタ温度約 <input type="text"/> °Cとなり, 水素がある場合放射性よう素が再揮発する温度400度以下となることを確認した。</p> <div data-bbox="1406 432 2303 1100" style="border: 1px solid black; height: 318px; width: 302px; margin: 20px auto;"></div> <p data-bbox="1724 1157 2021 1184">図2 温度分布解析結果</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 19</p> <p style="text-align: center;">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>格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第1表及び第1図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。</p> <p>具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第2図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第2図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、<u>ベントの実施を判断する</u>。</p> <p>ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。</p> <p>このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、<u>ベントの実施を判断する</u>。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（<u>620kPa [gage]</u>）に到達する前のベントが可能であると考ええる。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 39</p> <p style="text-align: center;">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>格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、表1及び図1に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。</p> <p>具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、図2に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図2の⑩及び⑪）の計測値を飽和圧力に換算する。</p> <p>ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。</p> <p>このような場合は、すべての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（<u>853kPa [gage]</u>）に到達する前のベントが可能であると考ええる。</p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・炉型の相違 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>

第1表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]



第1図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

表1 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427 (1Pd)
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853 (2Pd)
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]

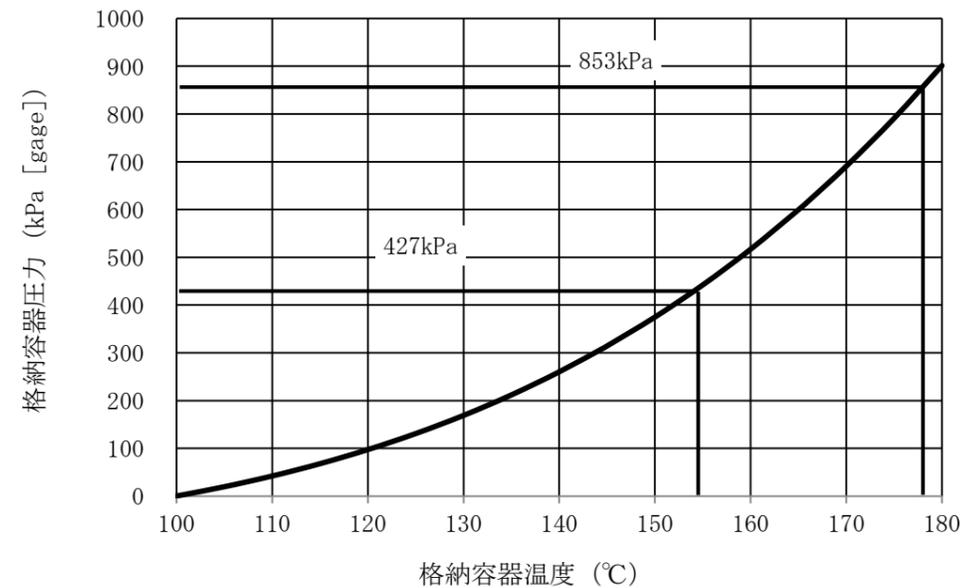
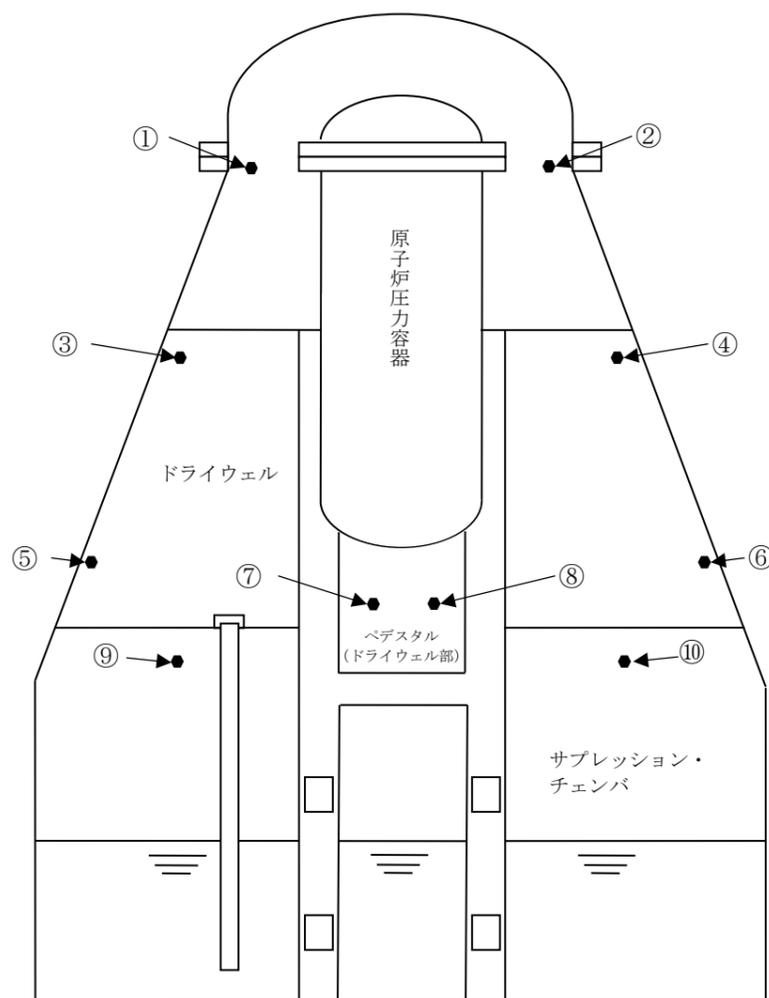


図1 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

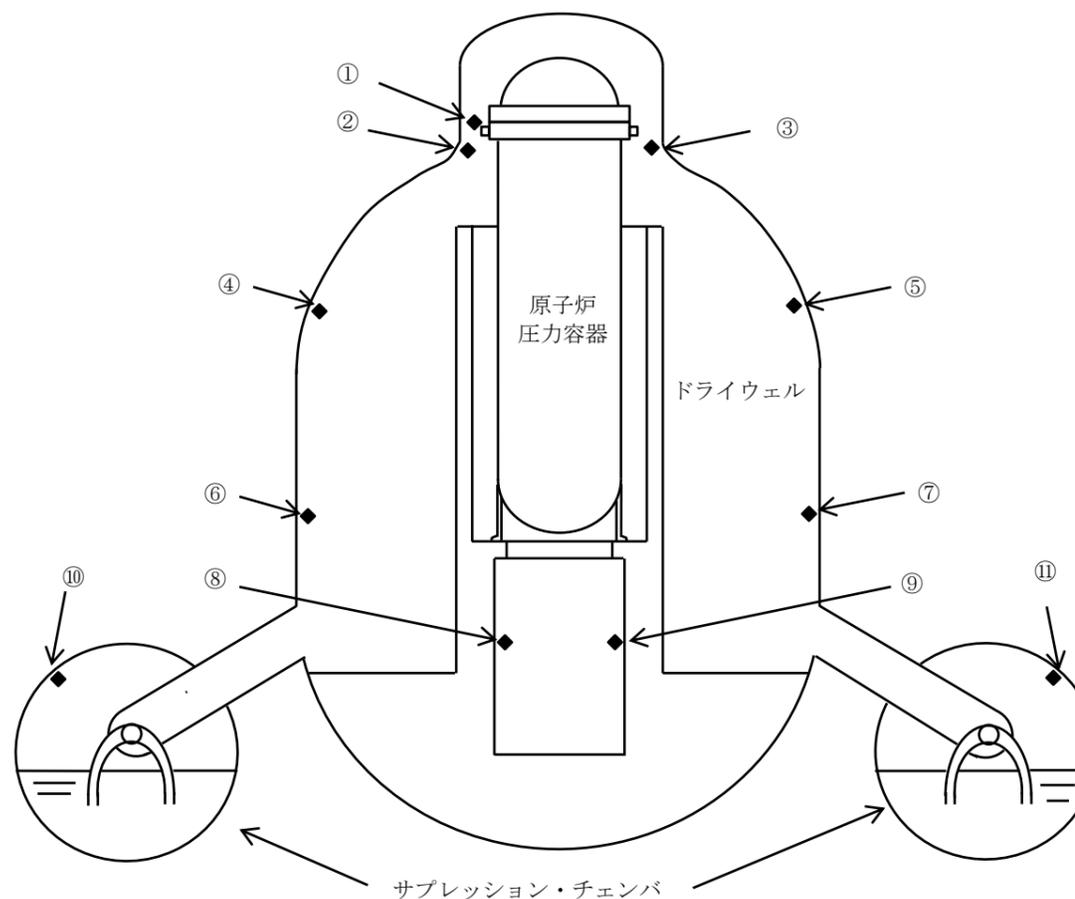
・炉型の相違  
島根2号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違

・炉型の相違  
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



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0℃~300℃
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0℃~300℃
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0℃~300℃
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL部)	ドライウエル床面高さ	0℃~300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	サブプレッション・チェンバ上部	0℃~200℃

第2図 格納容器雰囲気温度計の計測点



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300℃
④, ⑤	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300℃
⑥, ⑦	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300℃
⑧, ⑨	ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL上部	0~300℃
⑩, ⑪	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	サブプレッション・チェンバ頂部近傍	0~200℃

図2 格納容器雰囲気温度計の計測点

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図の線量率の上昇を参考<sup>※2</sup>）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。（第 1 表）

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 217kPa [gage] ～279kPa [gage]	格納容器圧力 310kPa [gage] 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 400kPa [gage] ～465kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 島根 2 号炉では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（図 1 の線量率の上昇を参考）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器スプレイの運用を変更することとしており、ベントの運用について変更はない。（表 1）

また、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

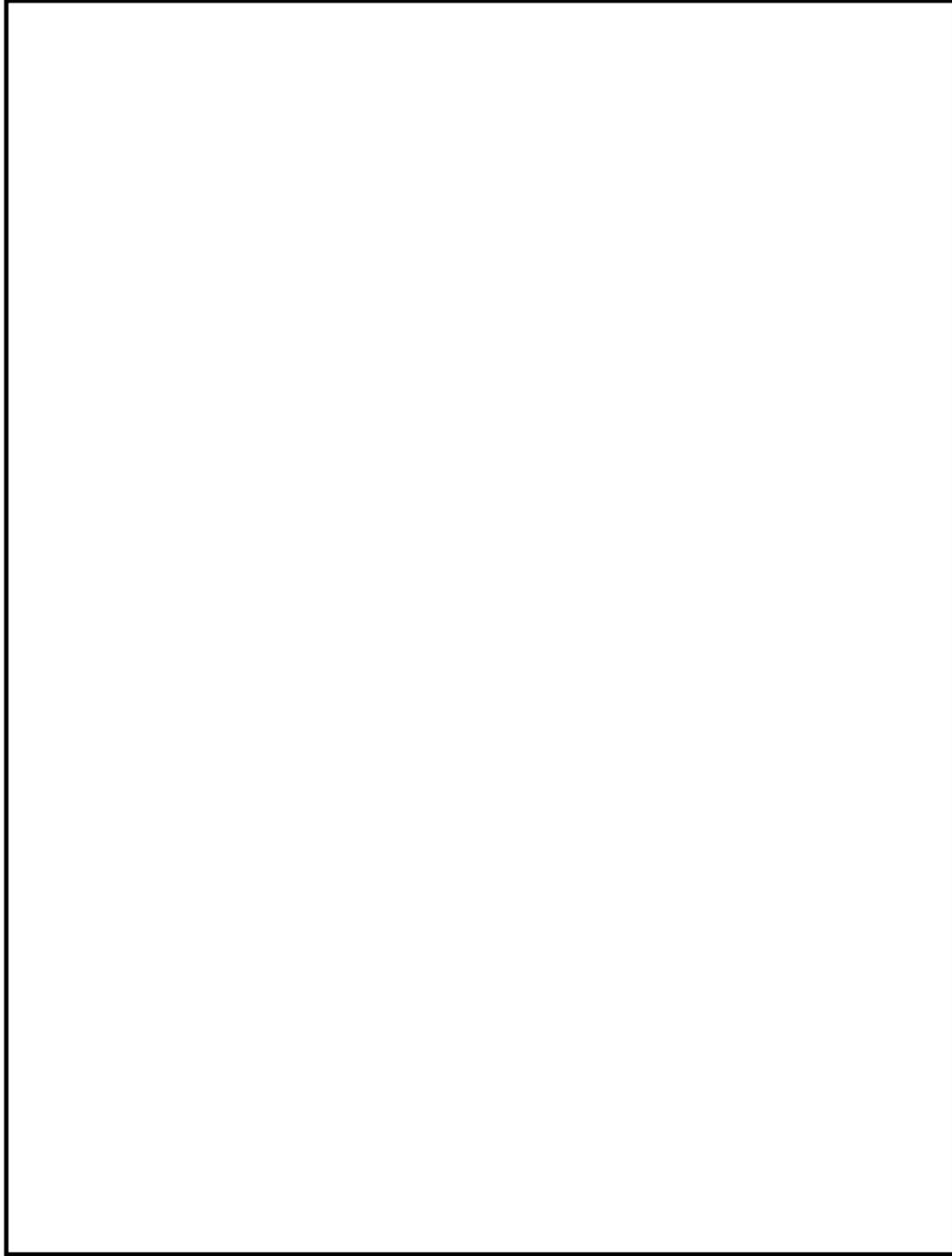
原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

表 1 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 334kPa [gage] ～384kPa [gage]	サプレッション・プール水位 が通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 588kPa [gage] ～640kPa [gage]	サプレッション・プール水位 が通常水位+約 1.3m 到達

- ・運用の相違  
ベント実施基準の相違
- ・運用の相違  
島根 2 号炉は、格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合、原子炉圧力容器表面温度にて炉心損傷を判断する手順を整備

- ・運用の相違  
ベント実施基準の相違



第1図 炉心損傷判定図

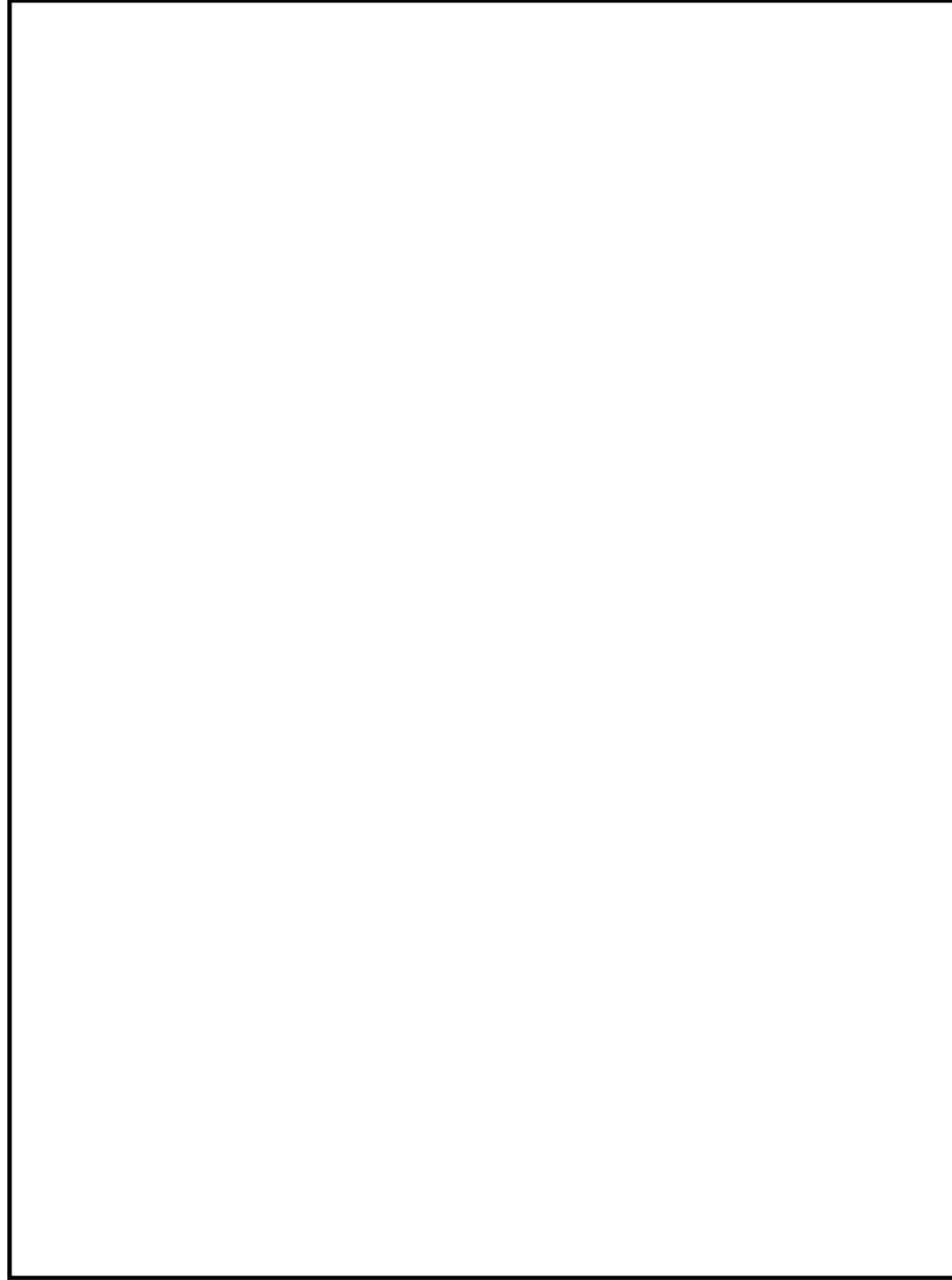
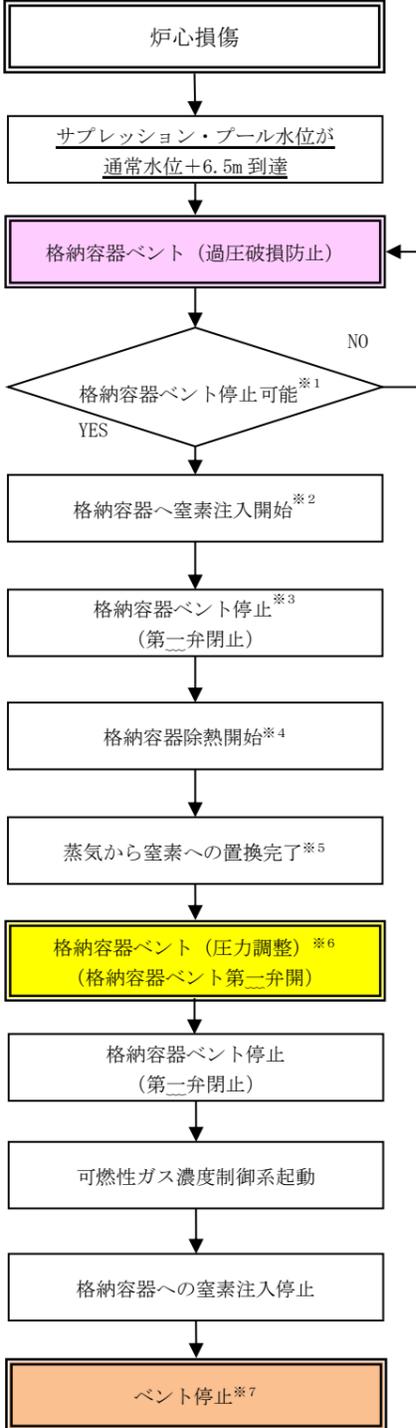
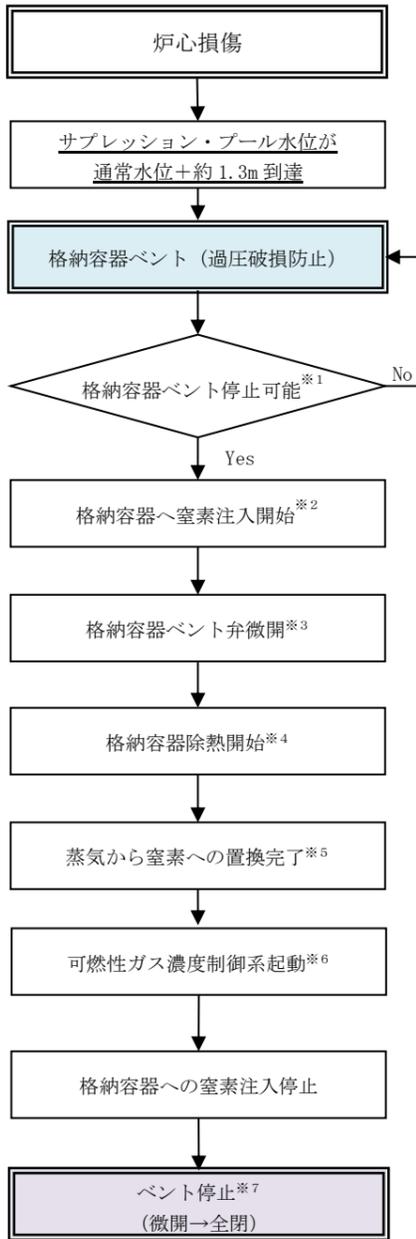
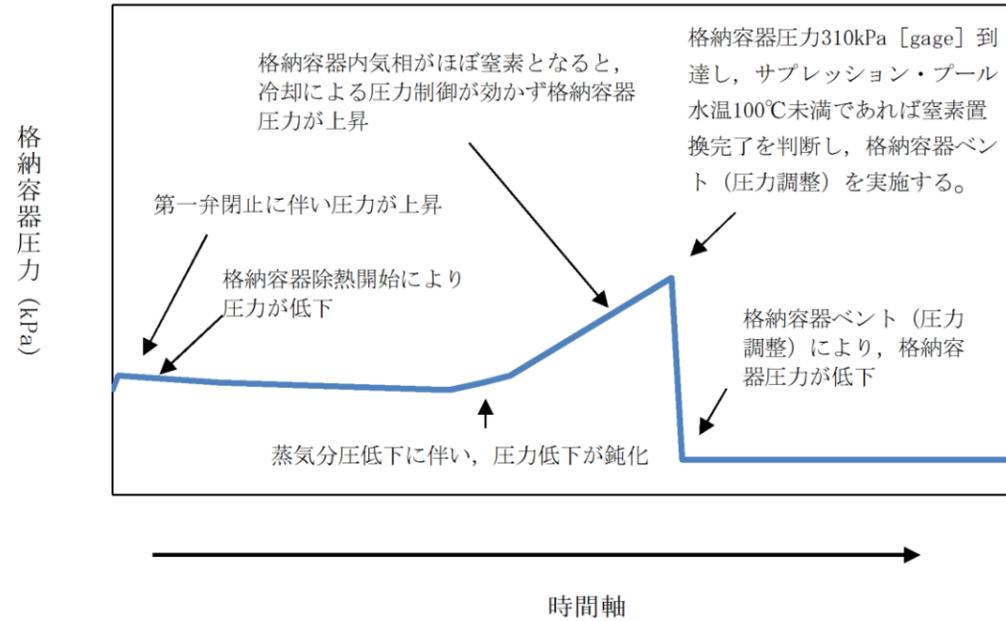


図1 炉心損傷判定図

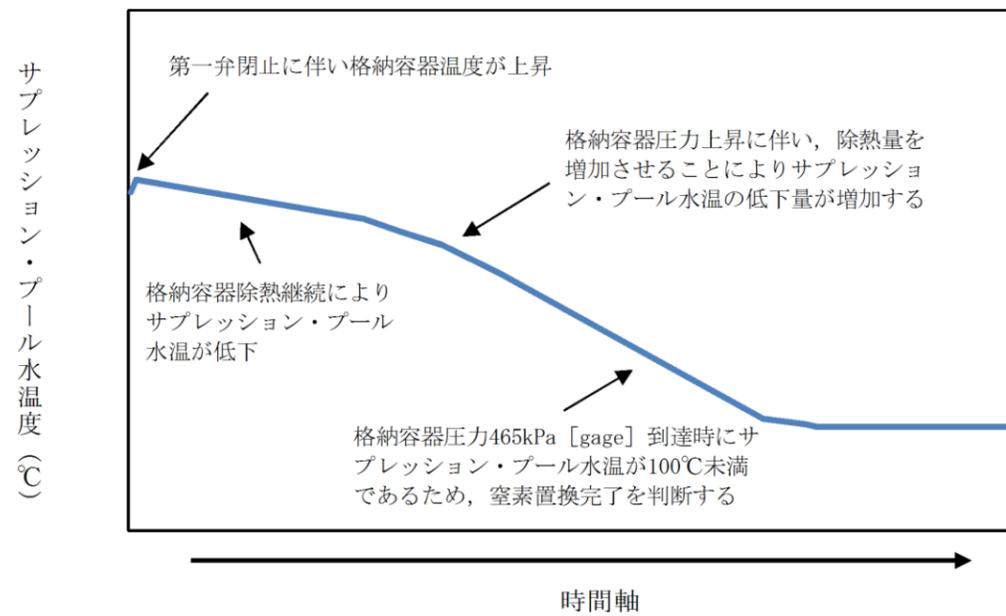
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 25</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について</p> <p>(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について            炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が <u>465kPa [gage]</u> (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。            ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。</p> <p>(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準            格納容器スプレイの手段として、<u>重大事故等対処設備である、残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系(常設)、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系(可搬型)</u>があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 41</p> <p style="text-align: center;">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>(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について            炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が <u>640kPa [gage]</u> (1.5Pd) に到達した時点で格納容器代替スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。            ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。</p> <p>(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準            格納容器スプレイの手段として、<u>重大事故等対処設備(設計基準拡張)である、残留熱除去系、重大事故等対処設備である、格納容器代替スプレイ系(常設)、残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>があるが、これらすべての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第1弁及び第2弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。</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>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 20</p> <p style="text-align: center;">ベント停止手順について</p> <p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント停止の判断について  <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。</p> <p>a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> </ul> <p>b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> <li>・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ため</li> </ul> <p>c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> </ul> <p>(2) ベント停止手順について  ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 42</p> <p style="text-align: center;">ベント停止手順について</p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント停止の判断について  <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。</p> <p>a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> </ul> <p>b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> <li>・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ため</li> </ul> <p>c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ため</li> </ul> <p>(2) ベント停止手順について  ベント停止フローを図1に示す。</p> <p>(3) <u>ベント停止手順の有効性について</u>  <u>ベント停止手順の有効性を確認するために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る60m<sup>3</sup>/hとし、格納容器フィルタベント系を微開（流路面積3%開）とするとともに、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100m<sup>3</sup>/h[normal]注入する。図2に格納容器圧力、図3にサブプレッション・チェンバ水温並びに図4及び図5に格納容器内気相濃度の推移を示す。</u>  <u>図2に示すとおり、窒素ガスを注入することにより、可搬型格納容器除熱系による格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく、また格納容器ベントを微開とすることにより、格納容器圧力は上昇しない。また、図4及び図5に示すとおり、格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は、可燃限界未満で推移する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の相違</li> </ul> <p>島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、M A A P解析による評価を実施</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>※1：格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合、格納容器ベント停止の判断を実施する。</p> <p>※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの両方に窒素を供給する。</p> <p>※3：第一弁閉後は、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する。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。</p> <p>※4：ベント弁を閉止後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し、外部水源による注水を停止する。また、格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力 13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては、格納容器の設計負圧である -13.7 kPa [gage] に対する 2 倍の余裕を考慮して設定とした。</p> <p>※5：サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。</p> <p>※6：可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第二弁を再度開として、格納容器内ベント（圧力調整）する。</p> <p>※7：格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、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継続されている状態である。</p>	 <p>※1：格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合、格納容器ベント停止の判断を実施する。</p> <p>※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバに窒素を供給する。</p> <p>※3：ベント弁の開度を微開することにより、窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに、可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。</p> <p>※4：格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力 13.7kPa [gage] - 245kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。</p> <p>※5：サブプレッション・プール水温が 100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が 245kPa [gage] に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。</p> <p>※6：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により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。</p> <p>※7：格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、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が継続されている状態である。</p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、空間容量の大きいドライウエルから窒素を封入する。サブプレッション・チェンバへの切替え基準は S/C 酸素濃度 4% 到達</p> <p>・運用の相違 残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違</p> <p>・運用の相違 島根 2 号炉は、格納容器除熱停止後もサブプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから、外部水源による注水は実施しない</p>
<p>第 1 図 格納容器ベント停止フロー</p>	<p>図 1 格納容器ベント停止フロー</p>	



第2図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器圧力挙動イメージ



第3図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器温度挙動イメージ

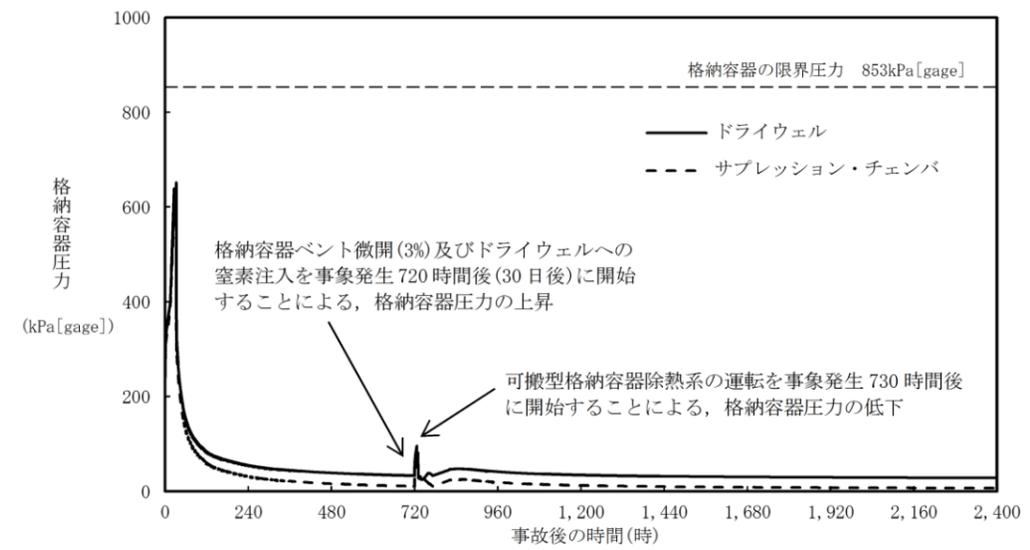


図2 格納容器圧力の推移

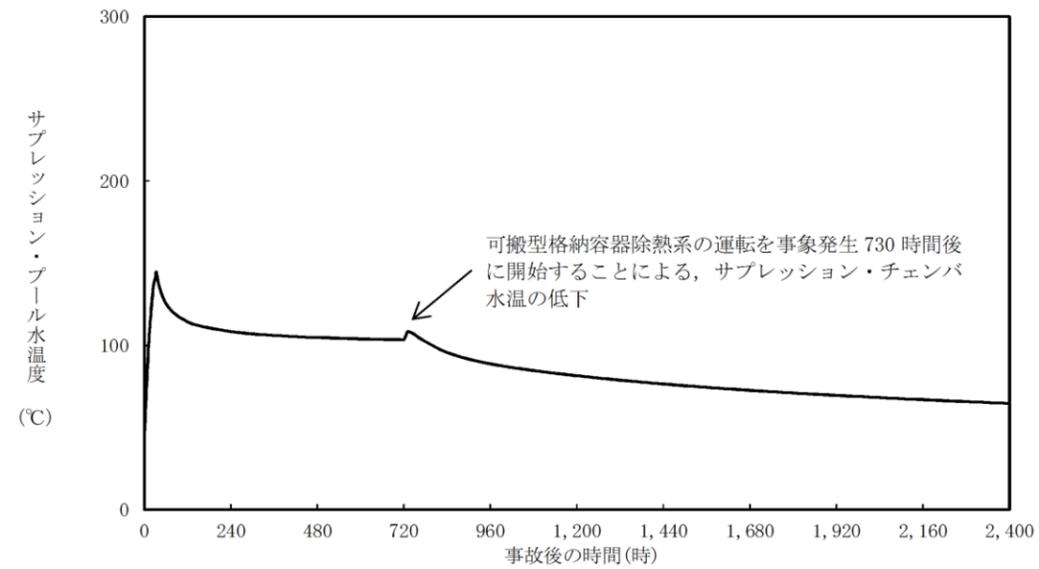
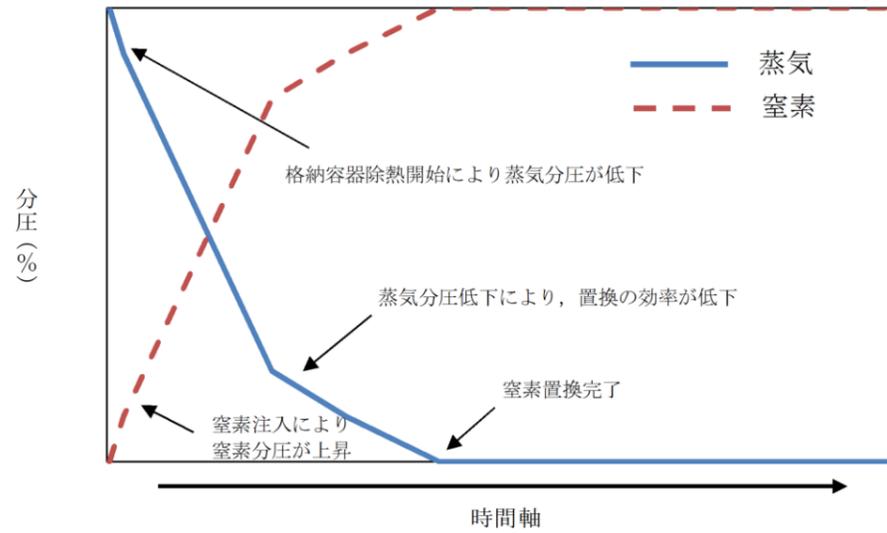


図3 サブプレッション・プール水温度の推移

・記載方針の相違  
島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、MAAP解析による評価を実施



第4図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器内気相の挙動イメージ

(3) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第1表に、系統概略図を第5図に、設置場所を第6図に示す。

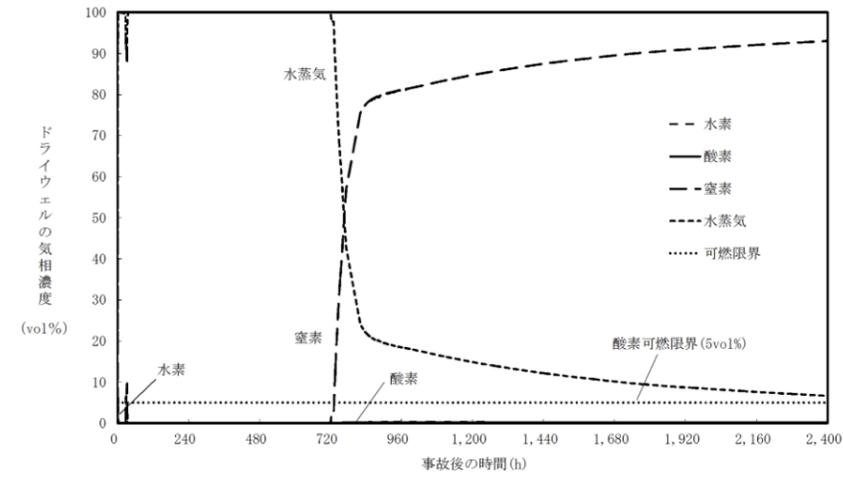


図4 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

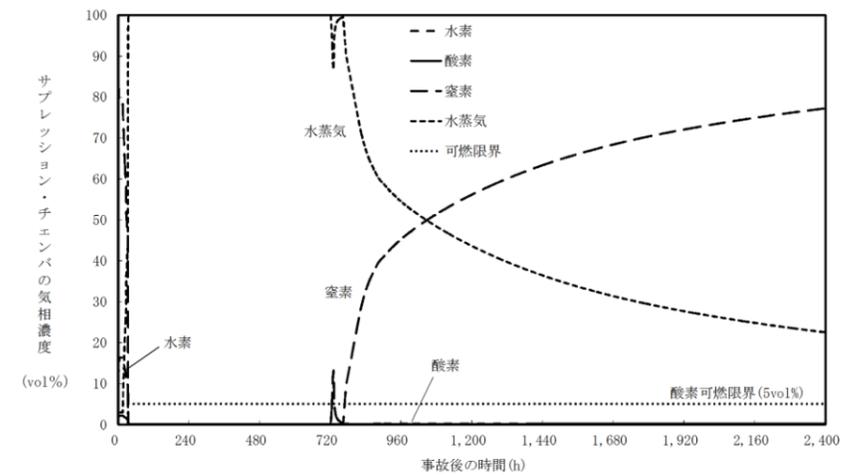


図5 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

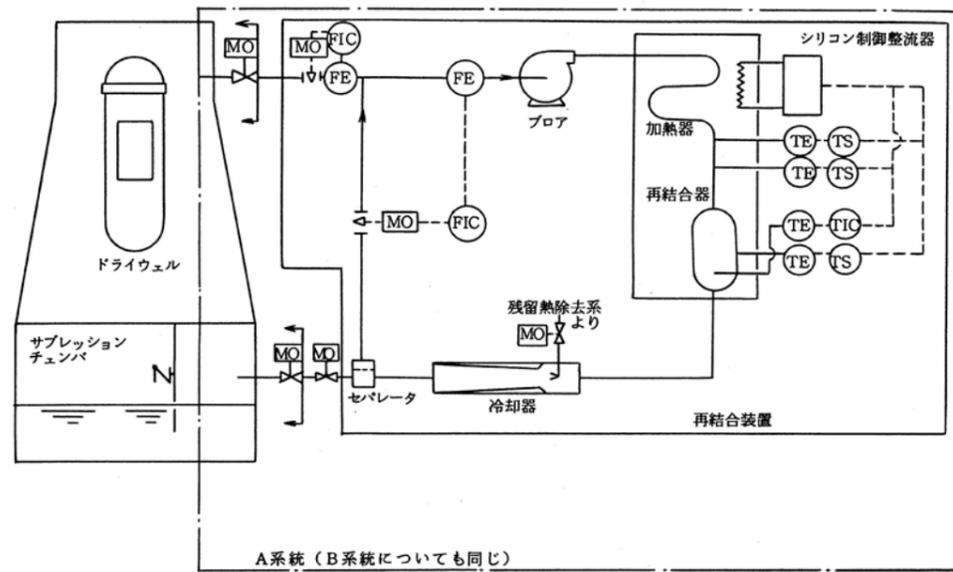
(4) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を表1に、系統概略図を図6に、設置場所を図7に示す。

・記載方針の相違  
島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、MAAP解析による評価を実施

第1表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考
耐震クラス	Sクラス	
入口ガス条件	運転温度	<121℃
	運転圧力	<147kPa
	水素濃度	<4.0vol%
	酸素濃度	<5.0vol%
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時



第5図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

表1 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考
耐震クラス	Sクラス	
入口ガス条件	運転温度	<121℃
	運転圧力	<177kPa
	水素濃度	≤4.0vol%
	酸素濃度	≤2.0vol%
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時

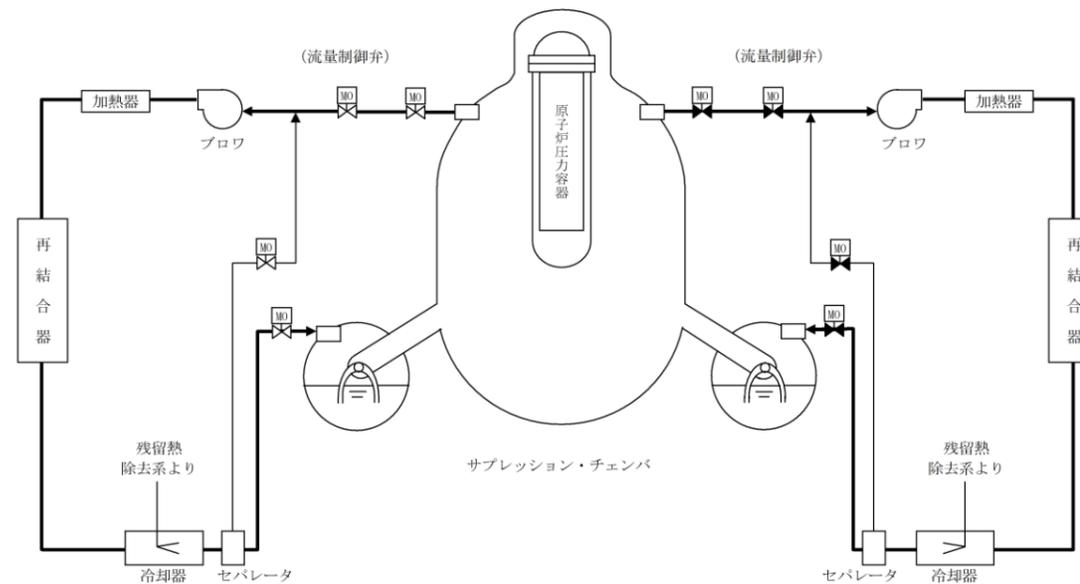
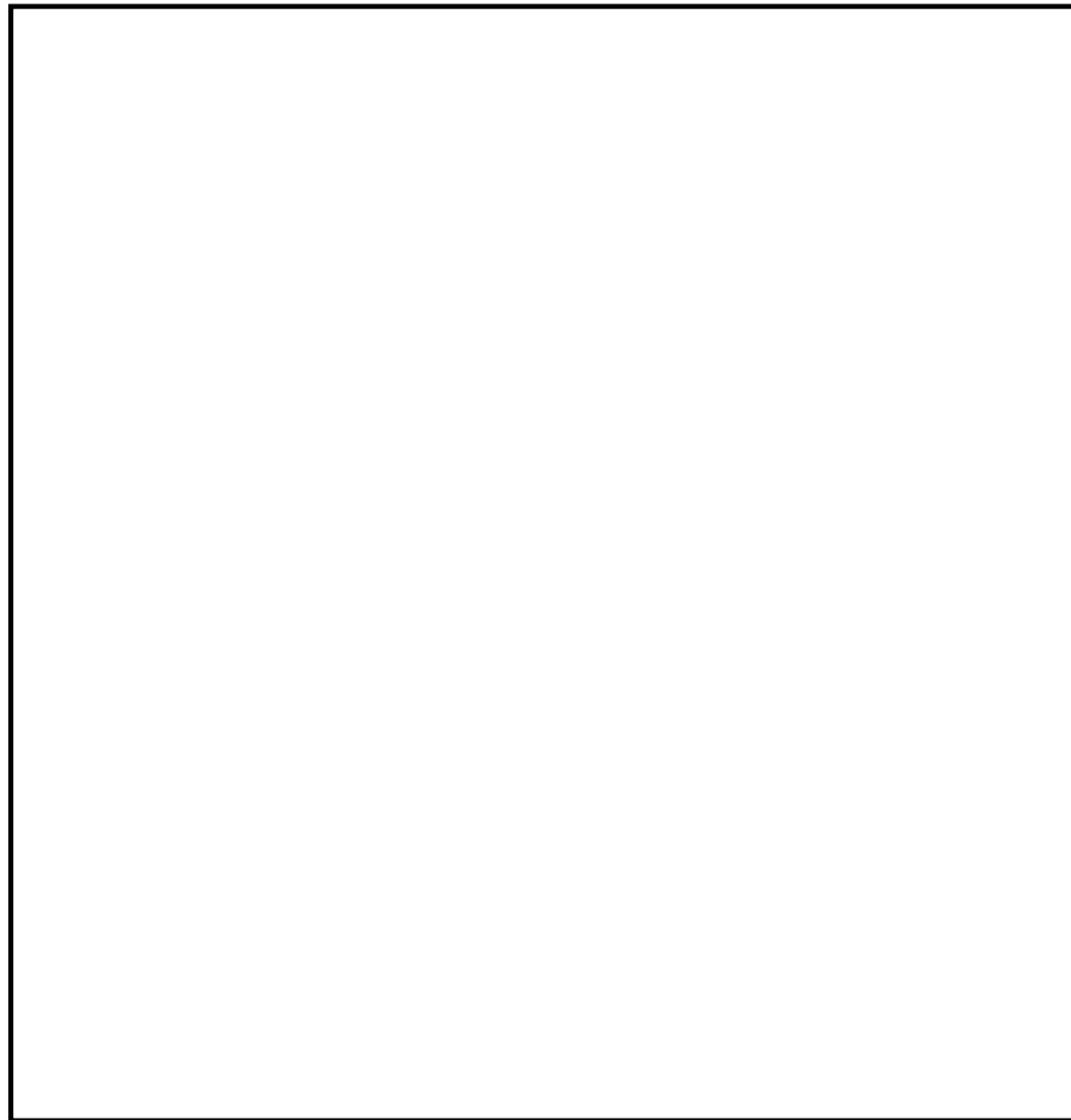


図6 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

・設備の相違  
設計方針の相違による設備仕様の相違



第6図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

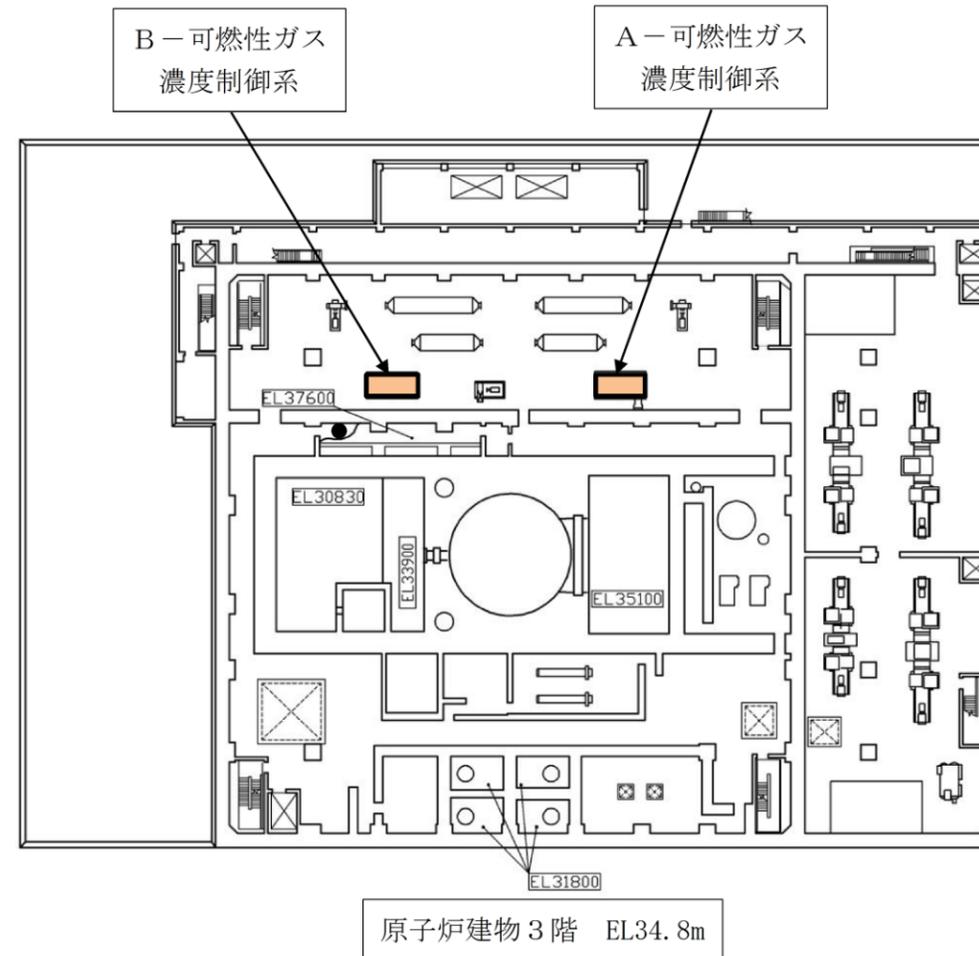


図7 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態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を実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系(常設)を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

(5) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

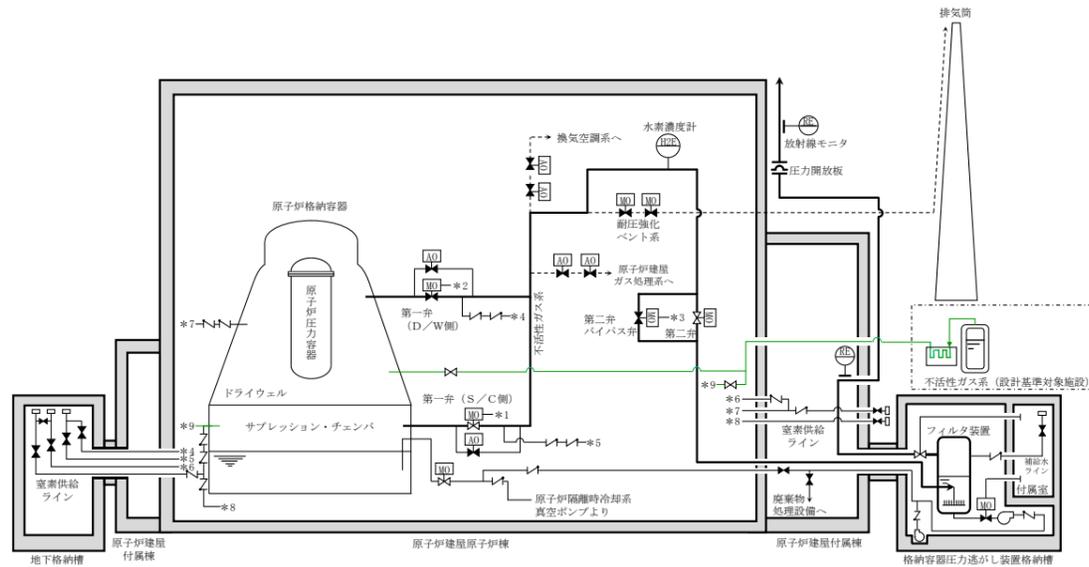
a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態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を実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に格納容器代替スプレイ系(可搬型)を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量(熱交換器のバイパス流量)を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。



第7図 格納容器への窒素供給手段の概略図

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬式窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量(熱交換器のバイパス流量)を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] - 245kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、窒素ガス制御系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を図8に示す。

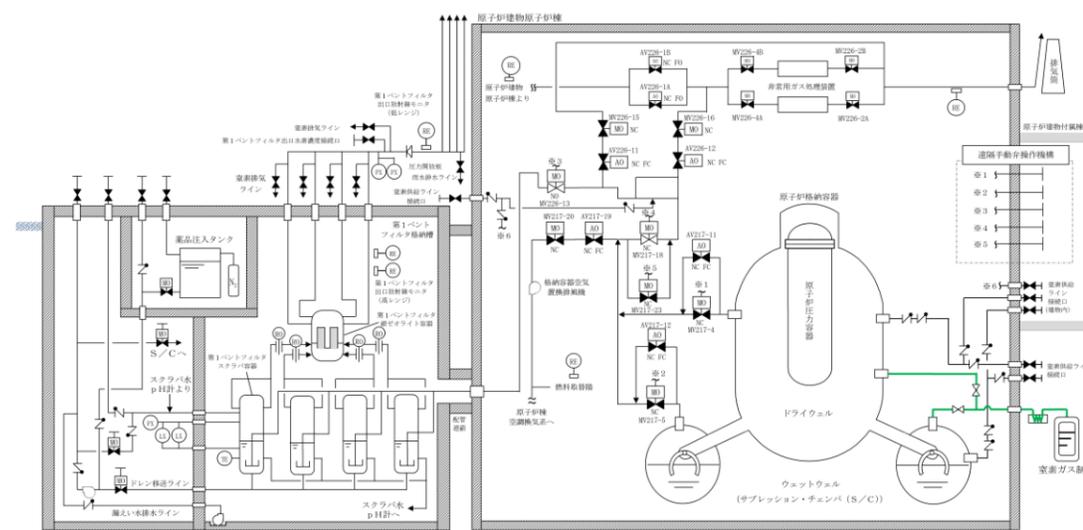


図8 格納容器への窒素供給手段の概略図

・運用の相違  
 残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違  
 ・運用の相違  
 島根2号炉は、格納容器除熱停止後もサプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから、外部水源による注水は実施しない

・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 style="text-align: right;">別紙 43</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器 pH制御について</u></p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サブプレッション・プール水 pH制御系等により格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御系は、図1に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サブプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・プール水を薬液として、ドライウエルスプレイ配管からドライウエルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても格納容器内の酸性化を防止することが可能である。</p> <p>更に、次項に示す通り、格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。</p> <p>薬液タンクに貯蔵する薬液は、格納容器内に敷設されたすべてのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（<input type="text"/>[wt%] 水溶液）<input type="text"/> m<sup>3</sup>とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設されたすべてのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

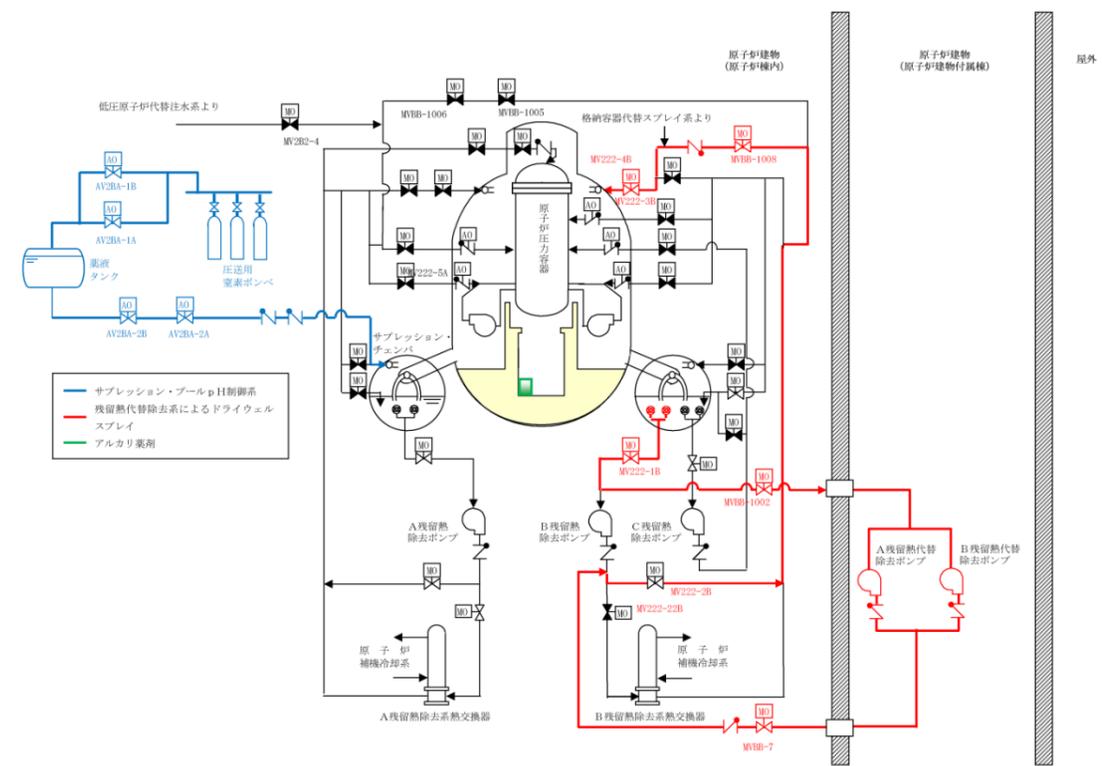


図1 格納容器 pH制御 概略系統図

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>(1) 格納容器バウンダリに対する影響</p> <p>薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で <input type="text"/> wt%, pHは約 <input type="text"/> となる。</p> <p>またサブプレッション・チェンバへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。</p> <p>格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2, 3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p> <p>また、格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。</p> <p>なお、サブプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサブプレッション・チェンバ外にあること及びサブプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。</p> <p>一方、ドライウエルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。</p> <p style="text-align: center;">表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験</p> <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> <p>これらから、pH制御薬液による格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。</p> <p>なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが、本システム使用後の濃度である <input type="text"/> wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。</p>	

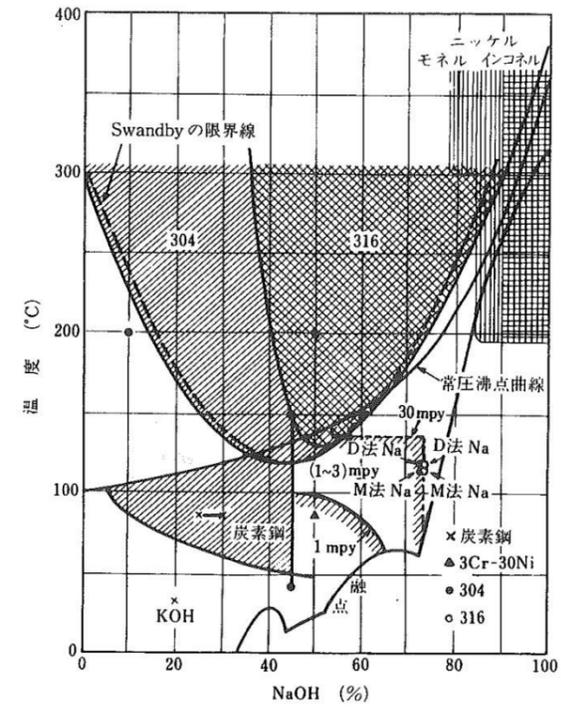


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響<sup>[1]</sup>

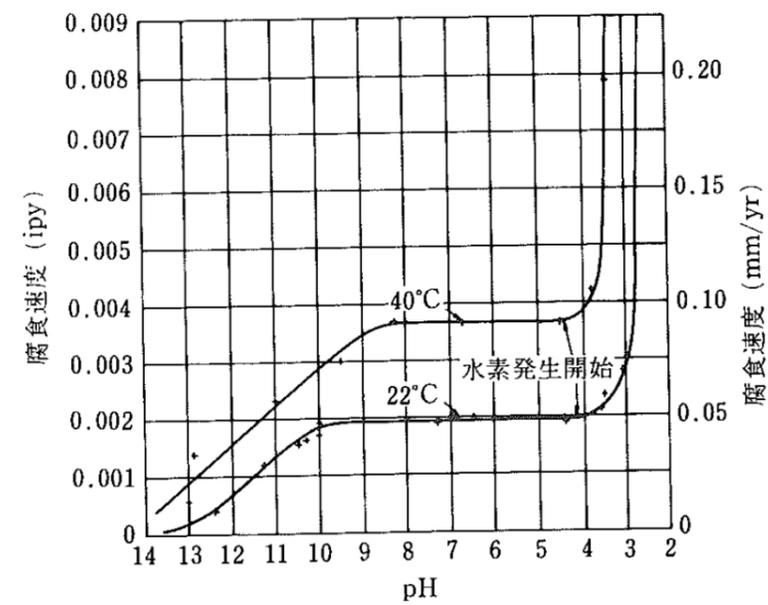


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響<sup>[1]</sup>

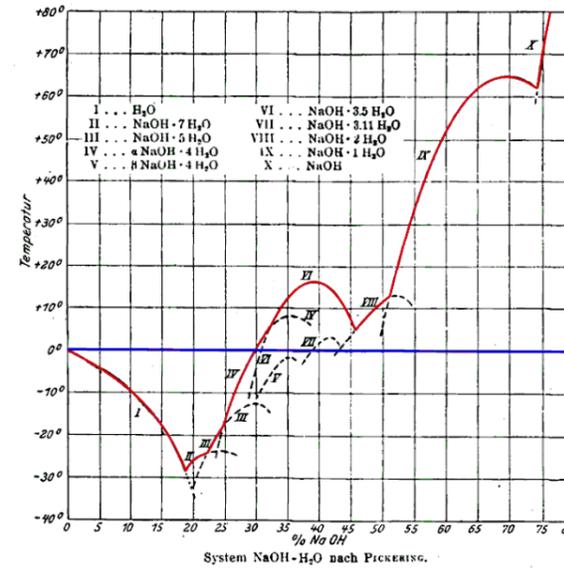


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図<sup>[2]</sup>

(2) 水素の発生について

格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内のすべての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a. 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの亜鉛の全量が薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウェル グレーチング表面積：約 3,135m<sup>2</sup>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>・ サプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m<sup>2</sup></p> <p>・ 亜鉛メッキ膜厚：80 μ m</p> <p>(JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μ m より)</p> <p>・ 亜鉛密度：7.2g/cm<sup>3</sup></p> <p>・ 亜鉛原子量：65.38</p> <p><b>【計算結果】</b></p> <p>上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg, サプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。</p> <p>b. アルミニウムによる水素発生量</p> <p>格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらのアルミニウムの全量が薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。</p> <p><b>【算出条件】</b></p> <p>・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m<sup>3</sup></p> <p>・ アルミニウム密度:2.7g/m<sup>3</sup></p> <p>・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg</p> <p><b>【計算結果】</b></p> <p>上記条件より、原子力格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kg となる。そして、式①よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約 374 kg となる。</p> <p>c. 水素発生による影響について</p> <p>ジルコニウム-水反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで約 210 kg であり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。</p> <p>また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。</p> <p>これらのことから、pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>《参考文献》</p> <p>[1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社, 2000年</p> <p>[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928</p>	

別紙 44

・記載方針の相違

設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について  
機能確認における外観点検の確認内容を表1に示す。

表1 開放点検における点検の確認内容

対象機器	機能	点検の確認内容
ベンチュリノズル	フィルタ性能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞, ノズル穴の変形がないこと。</li> </ul>
金属フィルタ		<ul style="list-style-type: none"> <li>■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞, 溶接部の割れ, 腐食がないこと。</li> </ul>
多孔板	整流機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。</li> </ul>
オリフィス	流量調整機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。</li> </ul>

2. フィルタ性能の確認方法

待機中, 定期的に, 以下の(1)～(3)の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する。

(1) 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を  [gage]程度に維持することで, 容器内部の不活性状態が維持され, ベンチュリノズル及び金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

(2) スクラビング水位確認

スクラビング水位が通常水位(1700mm～1900mm)で維持されていることを確認する。

(3) スクラビング水性状確認

スクラビング水をサンプリング測定することで, 水酸化ナトリウムが規定のpHを維持している事を確認する。

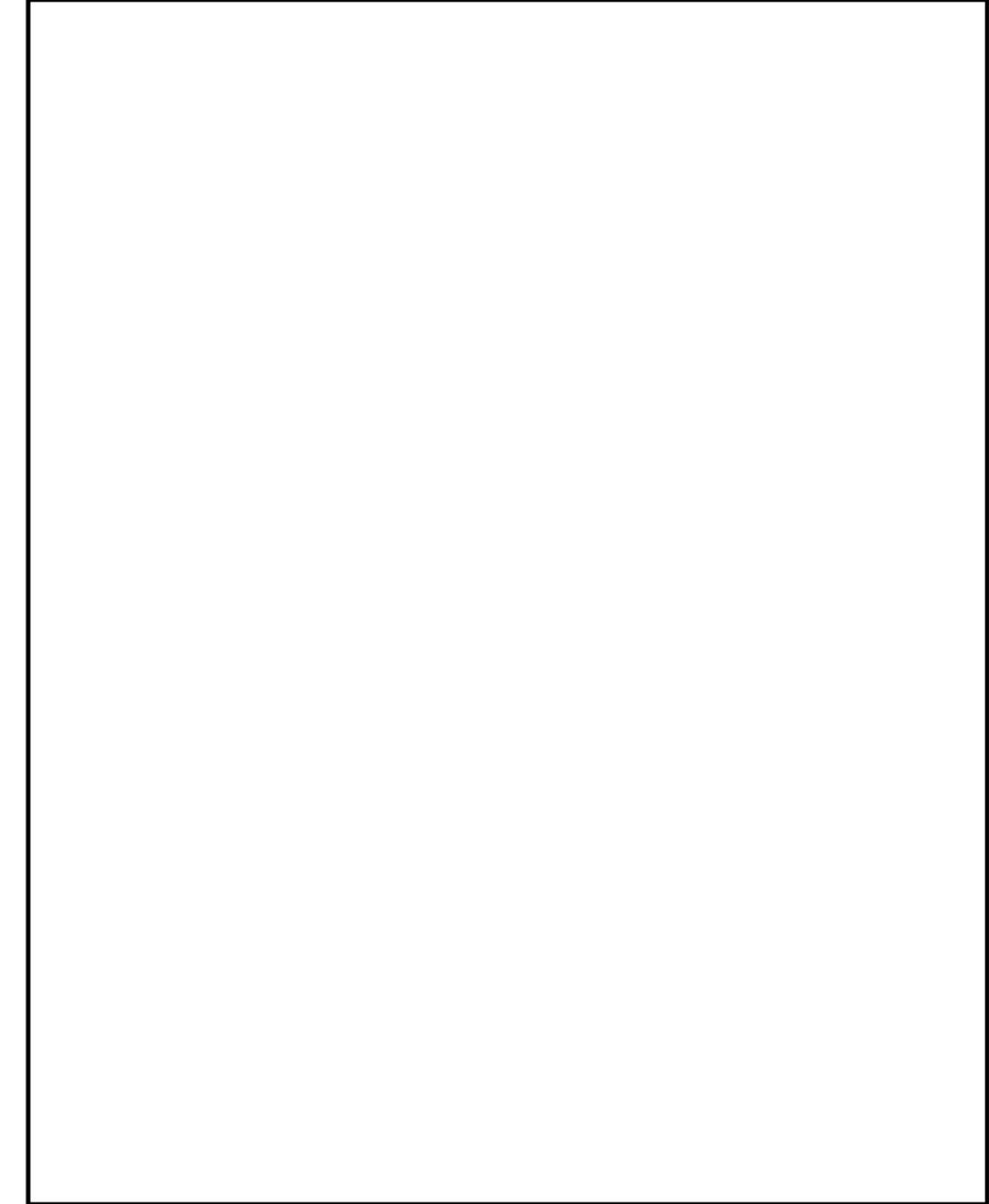
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3. 点検周期の考え方</p> <p>4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理の表 4.5-1 に示す点検周期は、表 2 に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。なお、この点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。</p> <p>容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材等の材料を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。</p>	

表2 点検周期の決定根拠

対象機器	機能/設置環境			類似機器	点検周期
	型式/機能	材料	内部流体		
スクラバ容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	65M
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	65M
銀ゼオライト容器	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系 活性炭フィルタ	1C (機能確認)
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス/外気	—	10C
流量制限オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	—	10C
圧力開放板	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系 圧力開放板	5C
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系 配管	10C
		ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10C
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)
		ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	気体廃棄物処理系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

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



第1図 フィルタ装置内のガスの流れと温度の関係

(2) 系統待機時におけるよう素除去部へのスクラビング水の影響について

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

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

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

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

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

第1表 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性

表1 銀ゼオライトの試験条件

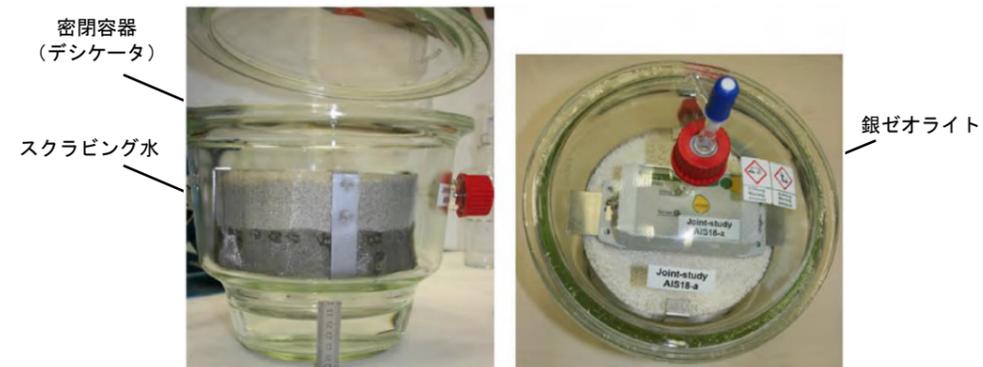
項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は、地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置され、温度変化は小さいと考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は [ ] 程度であり、圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 (酸素 5%未満)	実機の系統は、格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度 4%以下と考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
スクラビング水組成	NaOH 水溶液 [ ]	実機の濃度は [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

第2表 銀ゼオライトの除去効率の経時変化

有機よう素の除去効率 (%)		
初期	6 カ月後	15 カ月後

表2 銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	6 か月後	15 か月後



第2図 銀ゼオライトの保管の様子

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

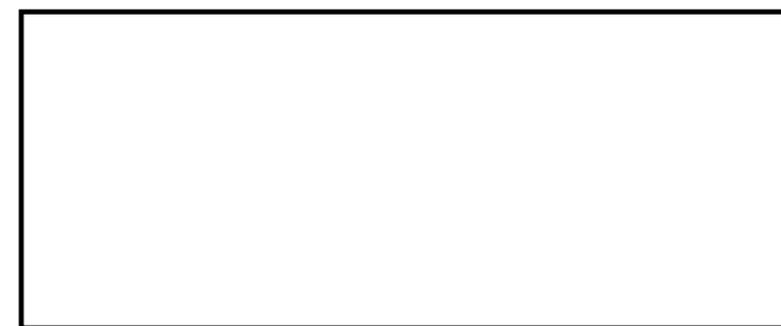


図1 銀ゼオライトの保管の様子

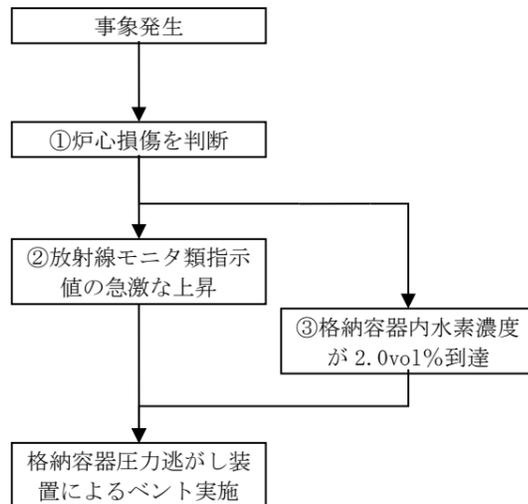
試験結果によると 6 カ月及び 15 カ月後における銀ゼオライトの除去効率は、性能基準（除去効率 99%）を満たしており、実機においてもプラント運転中を通して性能は維持されると考える。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 24</p> <p style="text-align: center;">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>(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針</p> <p>事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼を防止するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。</u></p> <p>一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、<u>格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。</u>この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。</p> <p>また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、<u>格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。</u></p> <p>(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した場合は、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、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>ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。</p> <p>また、<u>原子炉建屋ガス処理系</u>については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が<u>2.0vol%に到達した時点で停止する。</u></p> <p>(3) ベント実施基準設定の考え方</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、PAR動作開始水素濃度(1.5vol%)、R/B水素濃度計の誤差(±0.25vol%)及び評価の不確かさを踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した時点でベント実施を判断する。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 46</p> <p style="text-align: center;">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>(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針</p> <p>事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼を防止するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。</u></p> <p>一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、<u>格納容器フィルタベント系によるベントを実施することとしている。</u>この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。</p> <p>また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、<u>格納容器フィルタベント系によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。</u></p> <p>(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建屋原子炉棟内の放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度指示値が2.5vol%に到達した場合は、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。</u></p> <p>ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。</p> <p>また、<u>非常用ガス処理系</u>については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、原子炉建屋水素濃度指示値が<u>1.8vol%に到達した時点で停止する。</u></p> <p>(3) ベント実施基準設定の考え方</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建屋原子炉棟内の放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。</u></p> <p>R/B水素爆発防止の観点からは、<u>水素の可燃限界(4vol%)に計器誤差(±1.1vol%)及び運転操作の余裕時間(0.4vol%=3時間)を踏まえ、原子炉建屋水素濃度指示値が2.5vol%に到達した時点でベント実施を判断する。また、ベント実施基準の2.5vol%に対し、</u></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 非常用ガス処理系の停止基準の相違</p> <p>・運用の相違 水素濃度ベント実施基準の考え方の相違</p>

運転操作の余裕時間 (0.4vol%=3時間) を踏まえ、原子炉建物水素濃度指示値が2.1vol%に到達した時点でベント準備を判断する。

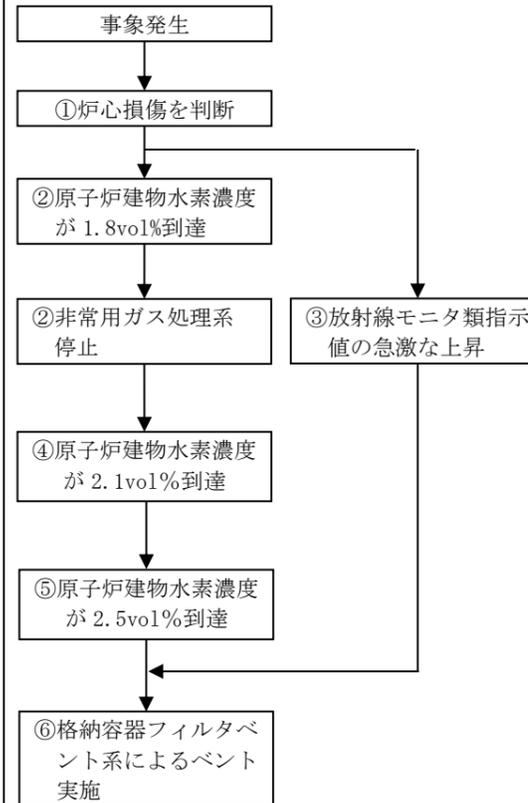
・記載方針の相違  
島根2号炉は、ベント準備操作の考え方を記載

・運用の相違  
ベント実施基準の相違



①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍以上となっていることにより判断する。
②	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。
③	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.0vol%到達によりベント実施判断を行う。
④	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。</li> <li>・原子炉建屋ガス処理系を停止する。</li> </ul>

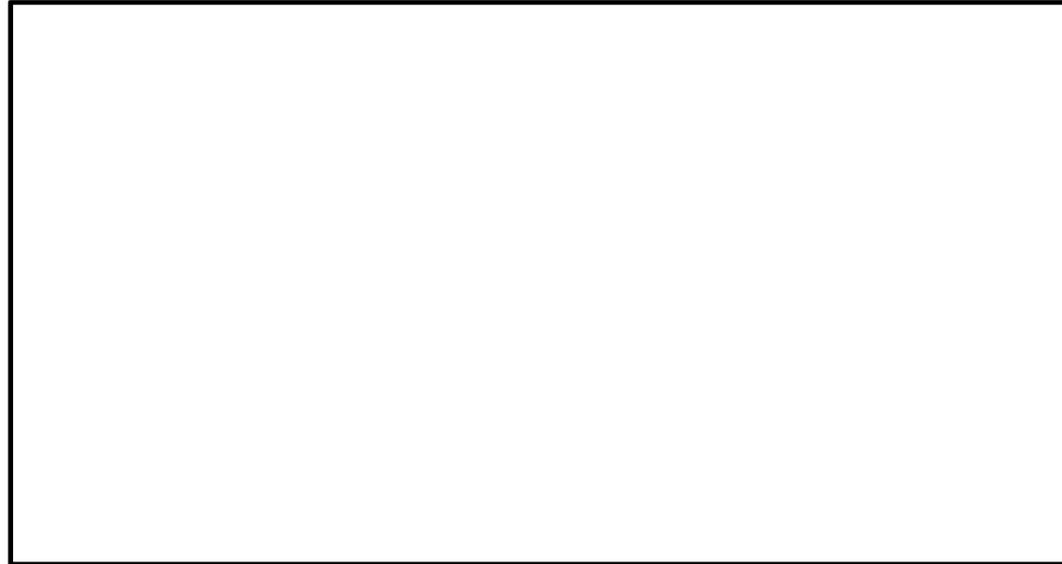
第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー



①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。
②	原子炉建物水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。
③	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。
④	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、原子炉建物水素濃度2.1vol%到達によりベント準備判断を行う。
⑤	原子炉建物水素濃度2.5vol%到達によりベント実施判断を行う。
⑥	サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。

図1 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

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 style="text-align: right;">別紙 35</p> <p style="text-align: center;">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>(1) プルーム通過時における要員退避の考え方  炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、<u>災害対策要員</u>は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等<sup>等</sup>で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等<sup>等</sup>については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。</p> <p>(2) 必要要員数  <u>災害対策本部（全体体制）の要員は111名であるが、8名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は103名である。</u>プルーム通過時の必要要員である <u>72名</u>は緊急時対策所又は中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の <u>31名</u>については発電所構外へ退避する。</p> <p>(3) 移動時間  発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。<u>原子力事業所災害対策支援拠点の候補として6施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。</u>これらの施設は、発電所から <u>10km～20km</u> の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は<u>約6時間</u>と評価している。  緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（<u>放水口</u>）から緊急時対策所へ第1図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は<u>約24分</u>である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 47</p> <p style="text-align: center;">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>(1) プルーム通過時における要員退避の考え方  炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、<u>重大事故等に対処する要員</u>は、緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。</p> <p>(2) 必要要員数  発電所にて重大事故等に対処する要員は <u>101名</u>である。プルーム通過時の必要要員である <u>69名</u>は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており、それ以外の <u>32名</u>については発電所構外へ退避する。</p> <p>(3) 移動時間  発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点等<sup>等</sup>へ退避することとしている。これらの施設は、発電所から<u>約12～13km</u>の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は<u>約4時間</u>と評価している。  緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（<u>放水接合槽</u>）から緊急時対策所へ図1に示すアクセスルートを徒歩移動によって待避した場合の移動時間は<u>約50分</u>である。</p>	<p>・体制の相違  ・運用の相違  島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室に待避する。東海第二は、現場でのベント実施者が現場に待機する運用</p> <p>・体制の相違  オフサイトセンター派遣要員は、緊急時対策要員とは別の要員で構成</p> <p>・運用の相違  一時退避箇所の選定箇所の相違及び発電所からの距離の相違</p>



第1図 放水口から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第1表に示す。

第1表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後

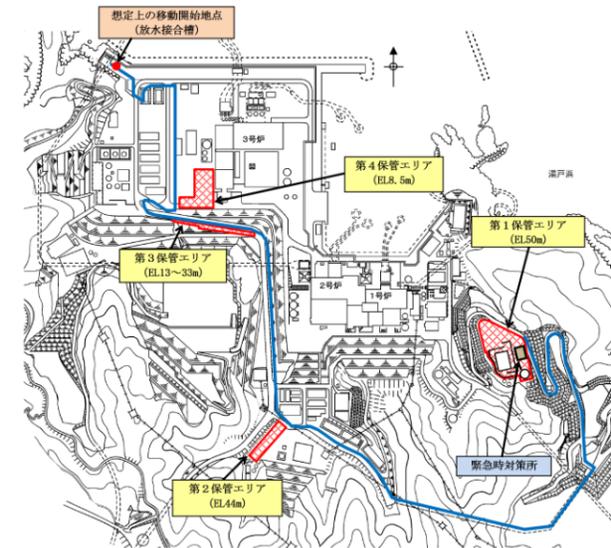


図1 放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を表1に、ベント実施に係る対応の流れを図2に示す。

表1 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.2m 到達	約 31 時間後
ベント操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達	約 32 時間後

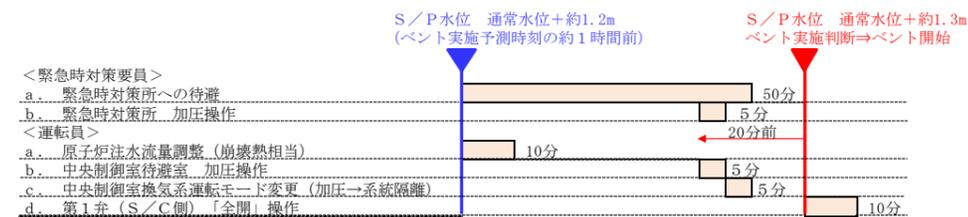


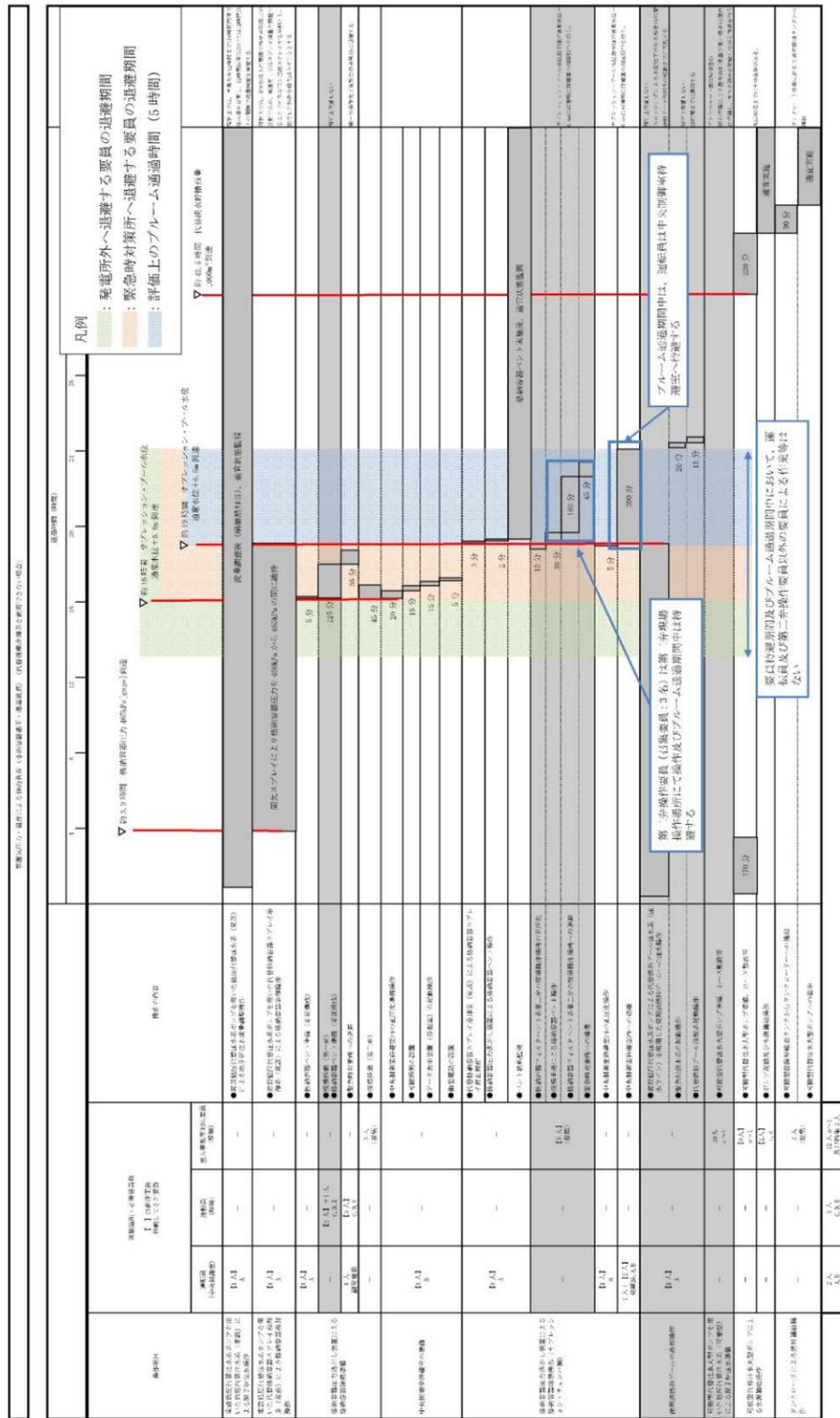
図2 ベント実施に係る対応の流れ

・運用の相違  
ベント実施基準の相違

・運用の相違  
ベント準備基準の相違による退避基準の相違

・記載方針の相違  
島根2号炉は、ベント実施前の発電所構内の要員の動きについて記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p>第1表に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約6.5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約3時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。</p> <p>第2表及び第2図に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間(評価上5時間)において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p> <p>第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作</p> <table border="1" data-bbox="166 919 1258 1411"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>待避期間中における状況</th> <th>作業の要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉注水</td> <td>低圧代替注水系(常設)による注水を継続</td> <td>待避期間における流量調整は不要</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>ベント実施前に停止</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>常設代替高圧電源装置により給電</td> <td>自動燃料補給により作業不要</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>代替淡水貯槽の水を使用</td> <td>待避期間中における補給は不要</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>可搬型設備を使用していない</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>格納容器酸素濃度4.3vol%到達によるベント</u>  炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において<u>4.3vol%</u>に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。  雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合)においては、水素及び酸素の発生割合(G値)の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度から<u>4.3vol%</u>到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p>	作業項目	待避期間中における状況	作業の要否	原子炉注水	低圧代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整は不要	格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—	電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要	水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要	燃料	可搬型設備を使用していない	—	<p>表1に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約1時間*あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。</p> <p>※緊急時対策要員：待避時間(約50分)及び緊急時対策所の加圧操作時間(約5分)に余裕を考慮し設定</p> <p>運転員：原子炉への注水流量調整(約10分)及び中央制御室待避室の加圧操作時間(約5分)を踏まえ、緊急時対策要員の待避開始と同じタイミングに設定</p> <p>表2及び図3に示すとおり、プルーム通過時の待避期間(評価上10時間)において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が待避することに対する影響はない。</p> <p>表2 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作</p> <table border="1" data-bbox="1299 919 2392 1411"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>待避期間中における状況</th> <th>作業の要否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉注水</td> <td>低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続</td> <td>待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>ベント実施前に停止</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>ガスタービン発電機により給電</td> <td>自動燃料補給により作業不要</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>低圧原子炉代替注水槽の水を使用</td> <td>待避期間中における補給は不要</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>大型送水ポンプ車を使用</td> <td>流量調整により待避期間における燃料補給は不要</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>格納容器酸素濃度ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達によるベント</u>  炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において<u>4.4vol%</u>及びウェット条件で<u>1.5vol%</u>に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。  雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合)においては、水素及び酸素の発生割合(G値)の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度からドライ条件で<u>4.4vol%</u>及びウェット条件で<u>1.5vol%</u>到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p>	作業項目	待避期間中における状況	作業の要否	原子炉注水	低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要	格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—	電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要	水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要	燃料	大型送水ポンプ車を使用	流量調整により待避期間における燃料補給は不要	<p>・運用の相違  格納容器酸素ベント基準の相違</p>
作業項目	待避期間中における状況	作業の要否																																				
原子炉注水	低圧代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整は不要																																				
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—																																				
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要																																				
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要																																				
燃料	可搬型設備を使用していない	—																																				
作業項目	待避期間中における状況	作業の要否																																				
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要																																				
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—																																				
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要																																				
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要																																				
燃料	大型送水ポンプ車を使用	流量調整により待避期間における燃料補給は不要																																				



第2図 待避時及びプルーム通過時における要員の整理  
 (「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)の作業と所要時間」抜粋)

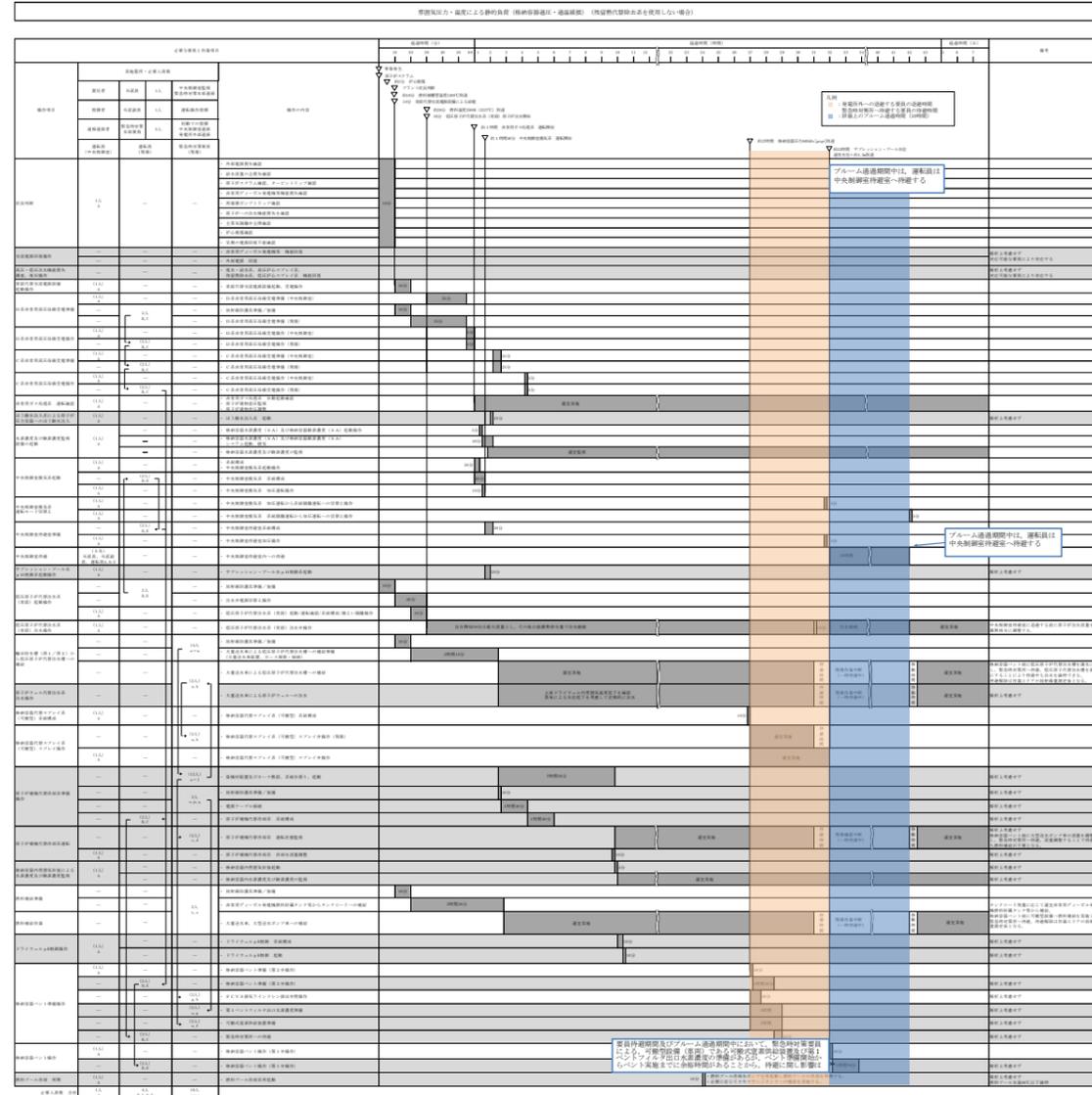


図3 待避時及びプルーム通過時における要員の整理  
 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)  
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)の作業と所要時間」抜粋)

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

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAPコード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。

(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布

JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径 (以下、「MMD」という。) を以下に示す。

<input type="text"/>	μ m

これらの試験用エアロゾルの粒径分布はを使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子をエアロゾルの量及び粒径を確認している。

JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。

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

JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAPコード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。

(1) エアロゾルの粒径分布の妥当性

a. JAVA 試験における粒径分布

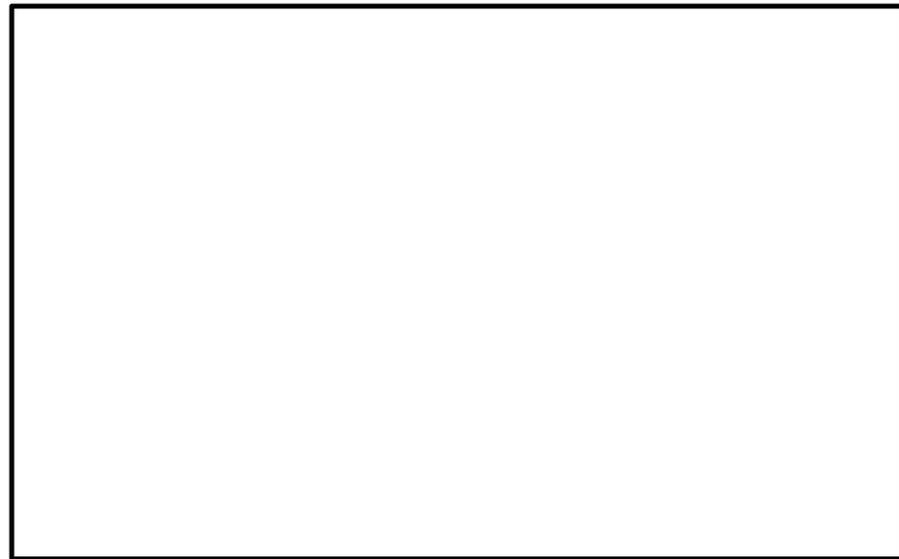
JAVA 試験においてはを試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径 (MMD) は以下のとおりである。

<input type="text"/>
----------------------

JAVA 試験に用いられた試験用エアロゾルの粒径の測定は、JAVA 試験装置のフィルタ装置前段の配管部からサンプリングしたエアロゾルを、観測を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、

である。試験用エアロゾルの粒径分布を図 1 に、JAVA 試験装置のサンプリングラインを図 2 に、サンプルガスの取出し部分の概要を図 3 に示す。

・資料構成の相違



第1図 JAVA 試験装置サンプリングライン

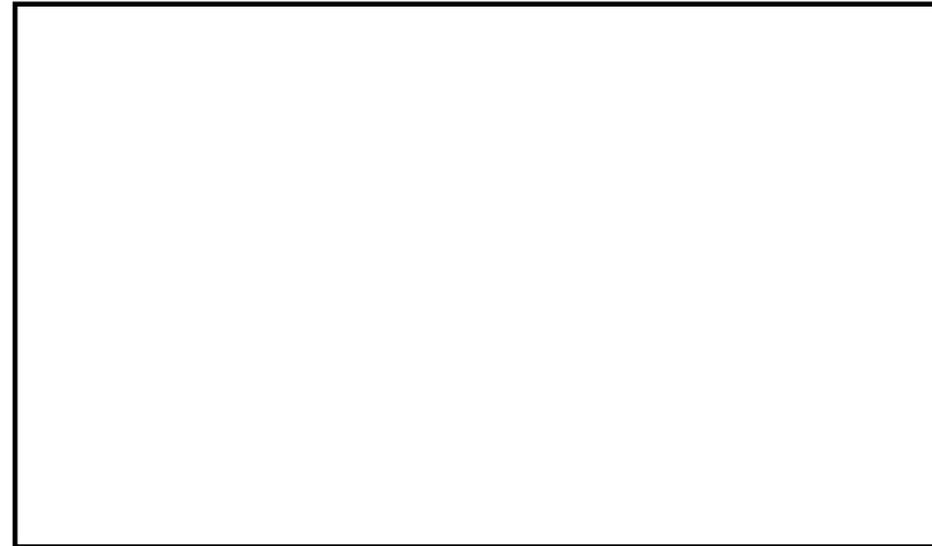


図1 試験用エアロゾルの粒径分布

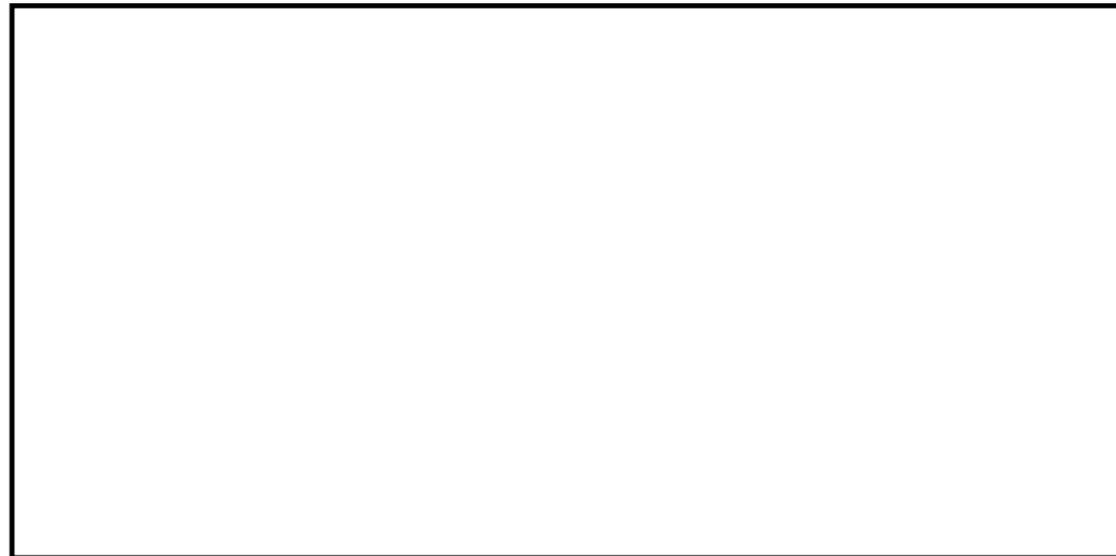


図2 JAVA 試験装置のサンプリングライン

・資料構成の相違



第2図 サンプルガスの取出し部分概要図

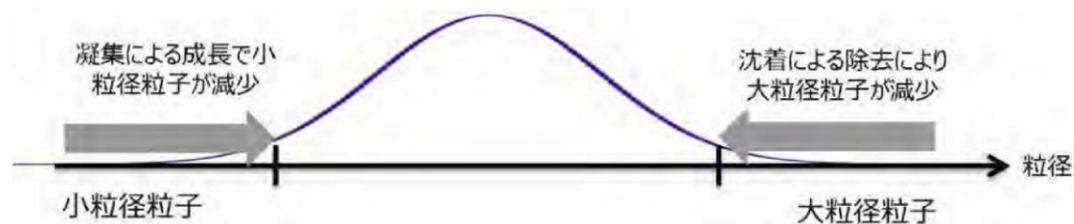
(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 粒径分布の収束効果

1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心を持つような分布が形成される(参考図書1)。第3図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。



第3図 エアロゾル分布形成のイメージ

(a) 凝集による成長

小粒径のランダムな運動(ブラウン運動: Brownian Diffusion)により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第4図に示す。

第4図の横軸は粒径( $D_{p1}$ )で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径( $D_{p2}$ )により変化するため、 $D_{p2}$ を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。



図3 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故が発生した際に格納容器に放出されるエアロゾルの粒径は、凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果といった除去機構により粒径分布の幅が限定される。

MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、安定状態では、ある粒径を中心をもつような分布が形成される(参考図書1)。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを図4に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

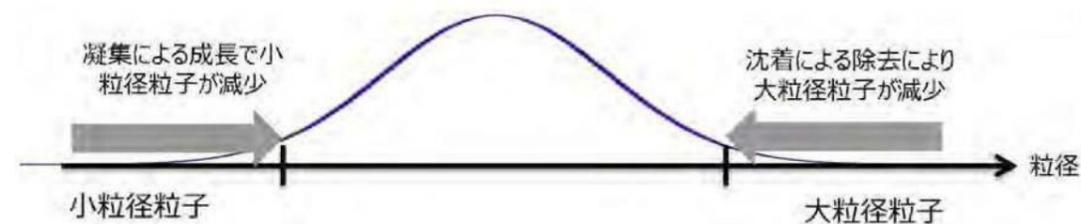


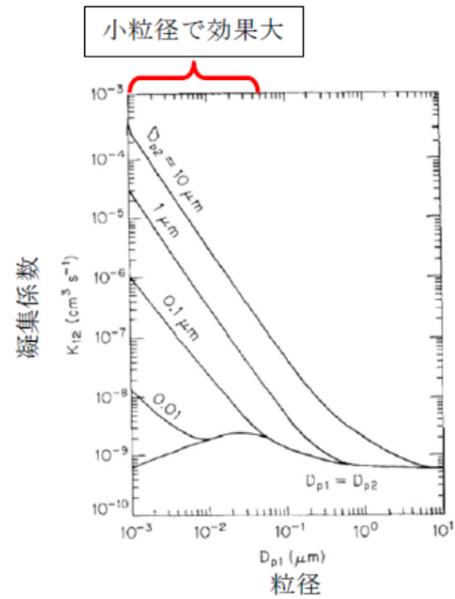
図4 エアロゾル分布形成のイメージ

(a) 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動(ブラウン運動: Brownian Diffusion)により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を図5に示す。

横軸は粒径( $D_{p1}$ )、縦軸はブラウン運動による凝集係数(Brownian coagulation coefficient)を表しており、凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径( $D_{p2}$ )により変化するため、 $D_{p2}$ の違い

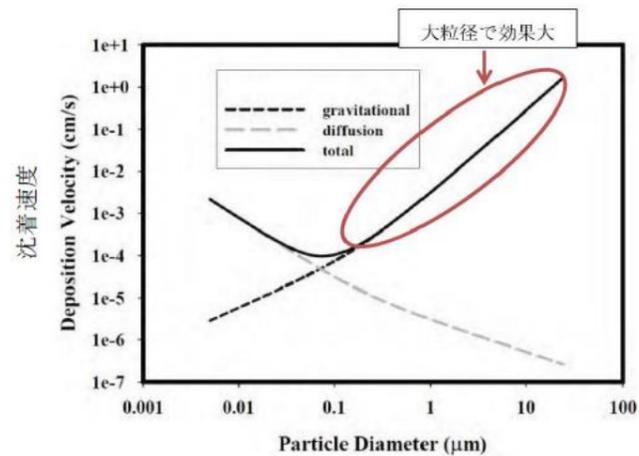
相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第4図 凝集効果の例 (参考図書2)

(b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第5図に示す。



第5図 沈着効果の例 (参考図書1)

による凝集係数が複数の曲線で示されている。Dp2 > Dp1 の場合、Dp1 が小さくなると凝集係数は大きくなる。

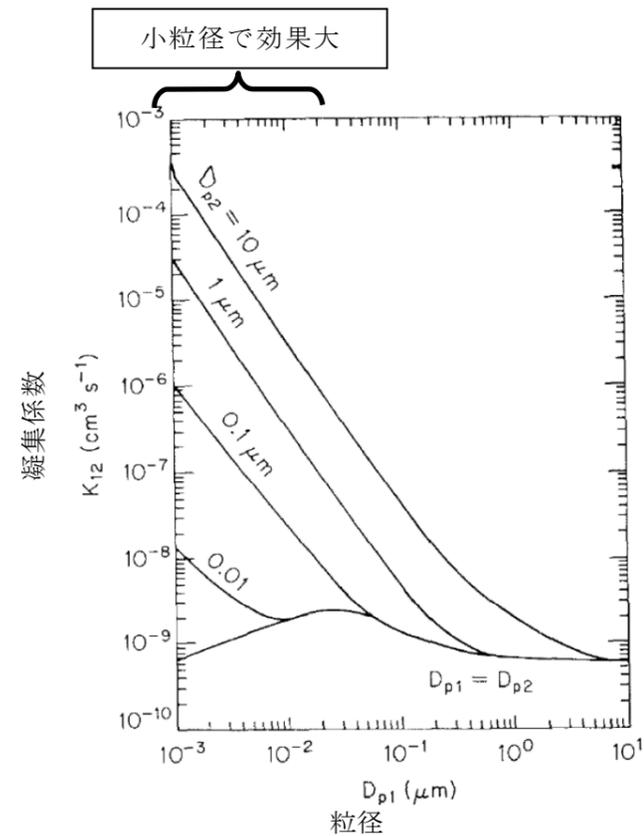


図5 凝集効果の例 (参考図書2)

(b) 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を図6に示す。

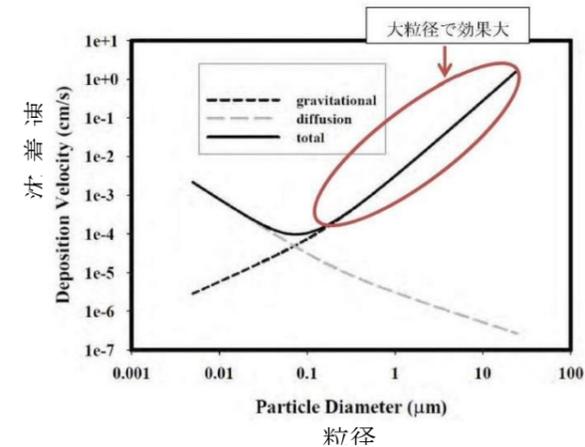


図6 沈着効果の例 (参考図書1)

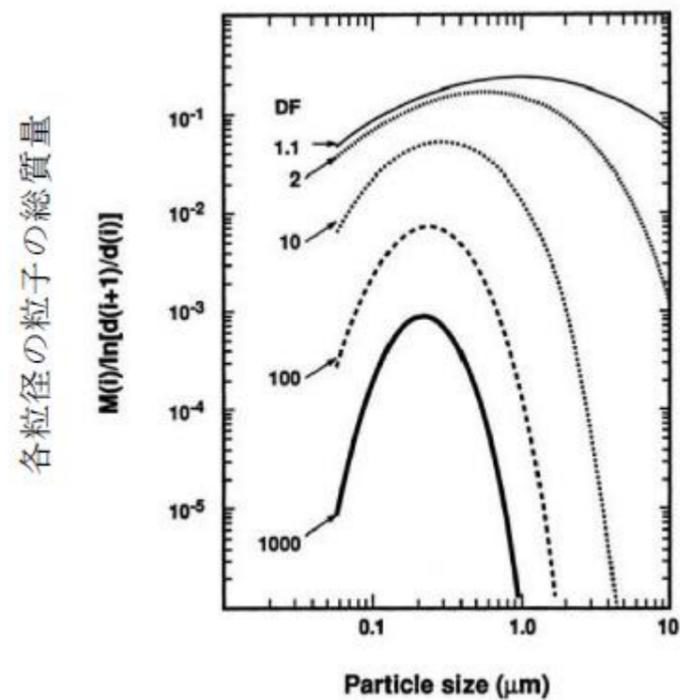
2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水でのスクラビング効果を示す。

(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

第6図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF: 1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約1 $\mu$ mで幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



第6図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化 (参考図書1)

b. 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に、格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水におけるスクラビング効果について示す。

(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

図7では格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒径は最大値が約1 $\mu$ mで幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる。

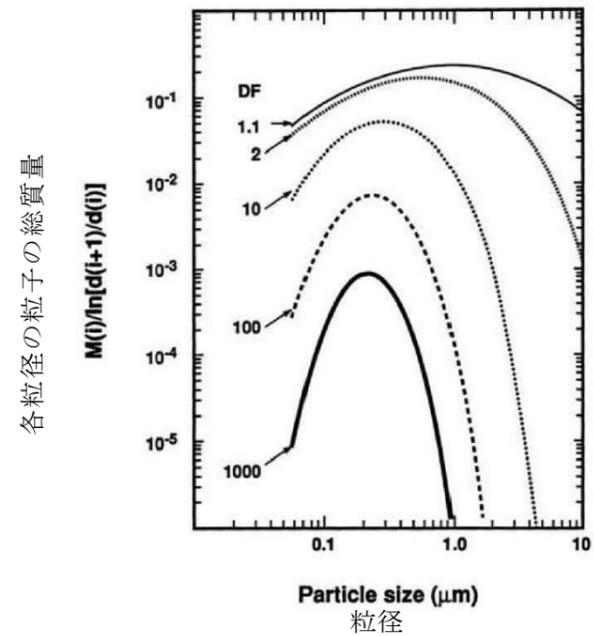
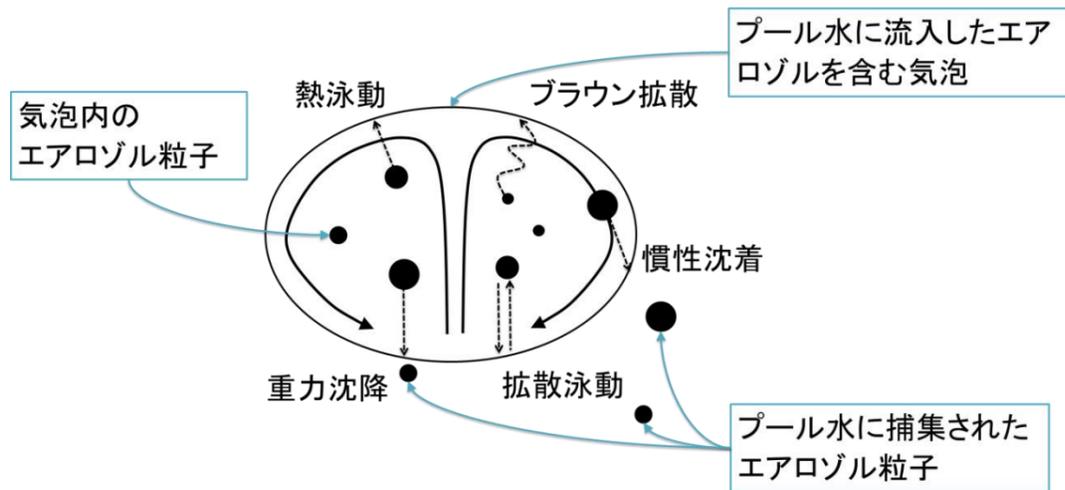


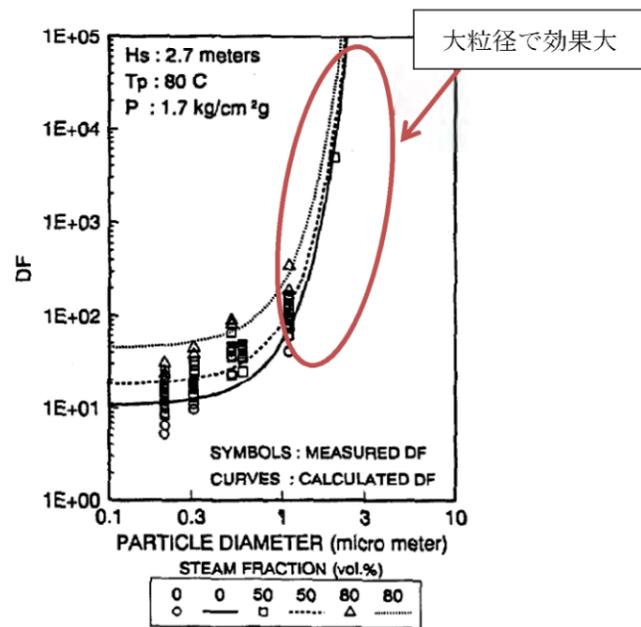
図7 格納容器スプレイ継続による格納容器内の粒径分布の変化 (参考図書1)

(b) サプレッション・プール水でのスクラビング効果

サプレッション・プール水でのスクラビングでは、気泡が上昇する間に第7図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第8図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第7図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第8図 プールスクラビングによる除去性能の例 (参考図書3)

(b) サプレッション・プール水におけるスクラビング効果

サプレッション・プール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に図8に示すような種々の除去メカニズムが働く。安定した気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降、慣性衝突が支配的となるため、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理のイメージを図8に、サプレッション・プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を図9に示す。

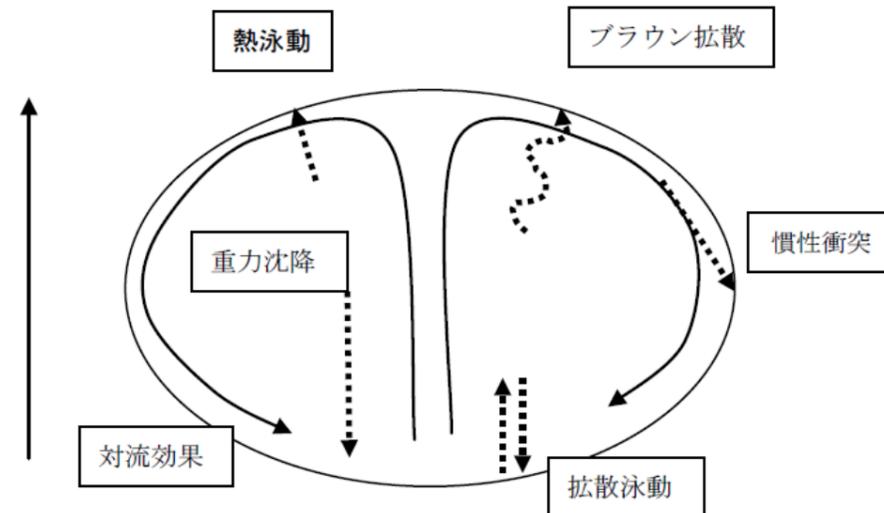


図8 サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理

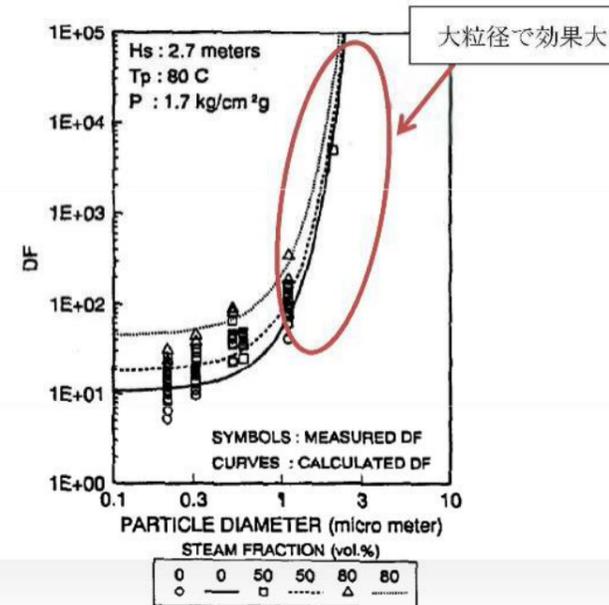


図9 サプレッション・プール水のスクラビングによる除去性能の例 (参考図書3)

・資料構成の相違

3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記1), 2)に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1μm程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布のMMDを0.5μmにもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

b. MAAPコードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いるMAAPコードより得られるベントの際のエアロゾルは、 μm (MAAPコードで得られた μmを丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは μm程度に質量中央径を持つ分布となる。第1表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第1表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間[h]	ベント位置	質量中央径(MMD)[μm]	幾何標準偏差σg[-]	エアロゾル量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	19	W/W	<input type="text"/>	0.32	1
		D/W	<input type="text"/>	0.36	5,000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較してMMDが大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

c. 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記a., b. に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1μm程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布のMMDを0.5μmにもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

(参考1) エアロゾル粒径と除去係数の関係

除去係数 (以下、「DF」という。) は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比として、以下の式で表される。また、表1にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

$$DF = \frac{M_{\text{流入したエアロゾル重量}}}{M_{\text{放出したエアロゾル重量}}} = \frac{\int M(\phi)_{\text{流入したエアロゾル粒径}} d\phi}{\int M(\phi)_{\text{放出したエアロゾル粒径}} d\phi}$$

表1 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間[h]	ベント位置	質量中央径(MMD)[μm]	幾何標準偏差σg[-]	エアロゾル量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	32	W/W	<input type="text"/>	0.19	1.8
		D/W	<input type="text"/>	0.27	3,500

ドライウェルからのベントを行う場合は、サプレッション・プール水におけるスクラビング効果による大粒径のエアロゾルの除去が行われないことから、上式のフィルタ装置に流入したエアロゾルの重量が大きくなる。このため、ドライウェルからのベントを行う場合は、サプレッション・チェンバからのベントを行う場合と比較して、高いDFが確保される。

・資料構成の相違

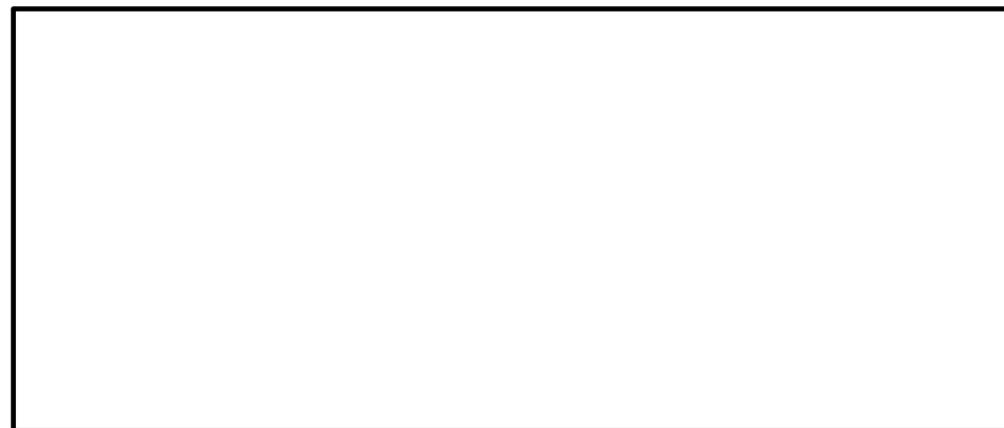
(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、JAVA試験では、様々な粒径分布を持つ  を試験用エアロゾルとしてDFを確認している。これらの試験用エアロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第9図に示す。

第9図に示すとおり、JAVA試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布はMAAPコードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。



第9図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

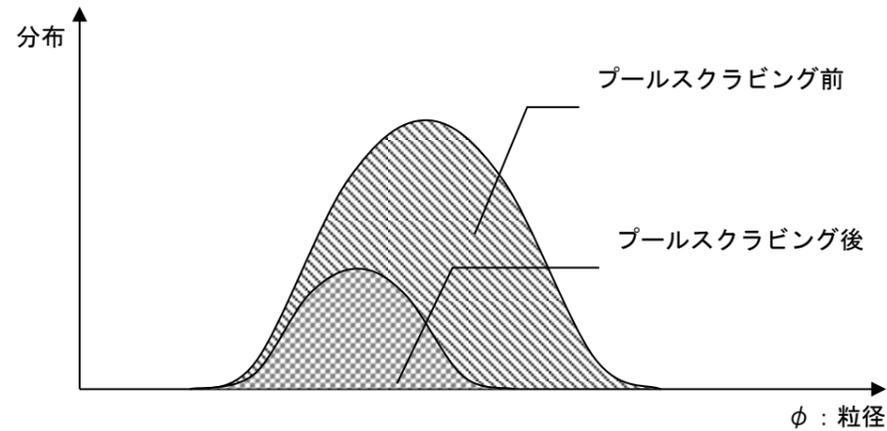


図1 プールスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

(1) 試験用エアロゾル粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらの試験用エアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を図2に示す。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

この比較により、使用した試験用エアロゾルにて、MAAPにより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認でき、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、図2からサプレッション・チェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。

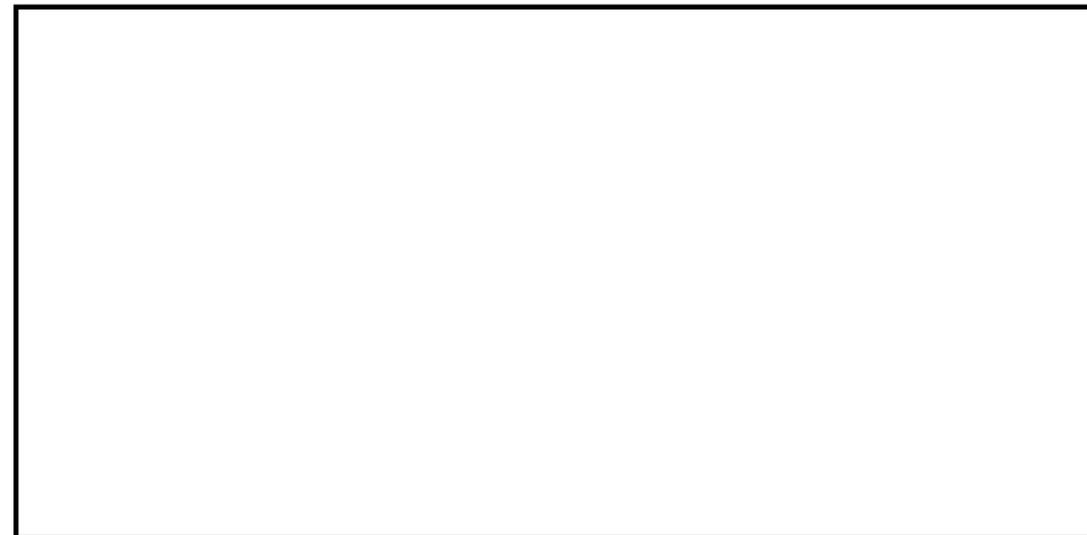


図2 試験用エアロゾルとMAAPより想定される粒径分布の比較

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>&lt;参考図書&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS</li> <li>2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING</li> <li>3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)</li> <li>4. <u>A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)</u></li> <li>5. <u>A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)</u></li> <li>6. <u>Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)</u></li> </ol>	<p>&lt;&lt;参考図書&gt;&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS</li> <li>2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING</li> <li>3. 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA)</li> </ol> <p><u>(参考2) 粒径分布の妥当性について</u></p> <p>JAVA 試験の試験用エアロゾルと MAAP により想定される粒径分布を, 図1のとおり比較することにより, 使用した試験用エアロゾルにて MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認している。</p> <p>一方, MAAP により想定される粒径分布は, 炉心状態, 事故後の経過時間及び格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度の違いにより, 変化することが考えられるため, その影響について考察した。</p> <div data-bbox="1308 1083 2401 1587" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 100%;"></div> <p>図1 試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布</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>(1) 炉心状態</p> <p>MAAP 解析においては、エアロゾル量を保守的に評価するため、炉心状態として燃焼サイクル末期を想定している。</p> <p>炉心状態としてサイクル末期を想定した場合、初装荷炉心と比べ、格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり、格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として、格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。</p> <p>ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサブプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、初装荷炉心の粒径分布との差異が小さくなることから、炉心状態が粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p> <p>(2) 事故後の経過時刻</p> <p>エアロゾルの流入量が多い時間帯はベント直後であることから、粒径分布としてベント直後を想定している。</p> <p>ベント後長期においては、ベント直後と比較して、格納容器内の粒径分布が変化することが考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサブプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。</p> <p>したがって、ベント時間帯の違いが粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p> <p>(3) 中・低揮発性核種の放出割合の変更</p> <p>別紙 33 (参考 4) に示したとおり、スクラバ容器に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサブプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。</p> <p>したがって、中・低揮発性核種の放出割合の変更することが粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 49</p> <p style="text-align: center;"><u>適合性審査において確認を行う事項 (第50条等, FCVS)</u> <u>に対する記載事項について</u></p> <p>適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

目次 (概要)

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

Dサブチーム

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

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

N.P.設置許可基準規則 (本文)	設置許可基準規則 (解説)	確認ポイント	具体的な確認内容	審査資料記載箇所
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第五十条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>1 第五十条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a-3. 設計条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が適切か。特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的の負荷を確認。</li> </ul>	<p>①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。 →具体的な低下は、有効性評価で確認。</p> <p>① 設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。</p> <p>② 設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。</p> <p>③ 基本仕様(主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフイス、伸縮継手のスベック)の確認。</p>	<p>①本文1 概要</p> <p>① 本文2 設計方針</p> <p>② 本文2.1 系統設計 本文2.7.3 配管及び弁類</p> <p>③ 本文2.7 格納容器フィルタベント系</p>
			<p>①設計条件として、以下の項目が示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>☆フィルタベント装置のスベック</li> <li>・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針</li> <li>・設計流量</li> <li>・除去性能</li> <li>・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量</li> <li>・フィルタ装置の有縁、無機ヨウ素最大保持量</li> <li>・熱負荷条件(設置区画のコンクリートの耐久性、局所的な温度上昇含む)</li> <li>・機器クラス</li> <li>・耐震クラス</li> <li>☆格納容器側の条件</li> <li>・格納容器内の窒素抑制</li> <li>・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量</li> <li>・発生最大エアロゾル量及びガス状態物質の量</li> <li>・発生可燃性ガスの種類と最大量</li> <li>・発生化学種の種類</li> </ul>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>☆フィルタベント装置のスベック</li> <li>・本文2.6 設計条件</li> <li>【最高使用温度・圧力、耐圧設計方針、設計流量、熱負荷条件】</li> <li>・本文2.7.2 フィルタ装置【除去性能】</li> <li>・別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について【エアロゾル保持量】</li> <li>・別紙37 ベンチュリスクラバにおける無機ヨウ素保持・再浮遊・薬剤の容量不足について【無機ヨウ素保持量】</li> <li>・別紙38 銀セオライトフィルタにおけるヨウ素の再揮発、吸着飽和及び吸着材の変質について【有機ヨウ素保持量】</li> <li>・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【機器・耐震クラス】</li> </ul> <p>☆格納容器側の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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【窒素抑制・熱量・水蒸気量】</li> <li>・別紙36【発生エアロゾル量】</li> <li>・別紙37,38【ガス状態物質の量】</li> <li>・別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について【発生可燃性ガスの種類と最大量】</li> <li>・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【発生化学種の種類】</li> </ul>

<p>a-3-2. 材料 ・強度 ・耐食性</p>	<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。 特に、以下を確認。 ②-1 フィルタベントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。 ②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針(部品の固定を含む)としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウオーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。)また、フィルタベントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。 ②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。 ②-4 ベント系の圧損 格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。 ②-5 格納容器側の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。 ②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p>	<p>②-1 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 ②-2 本文2.7 格納容器フィルタベント系【耐圧対象部位】 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【荷重の考慮】 別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について【スクラビングノズルの健全性】 ②-3 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 ②-4 別紙 25 流量制限オリフィスの設定方法について ②-5 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 ②-6 本文2.6 設計条件</p>
<p>a-3-3. 必要となる責職材</p>	<p>①フィルタベントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。(特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。) ②既設のとおりあらい部等に放棄部配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。</p>	<p>①本文2.7.1 系統構成 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 別紙 20 ステレンレス構造材、膨張黒鉛パッキンの妥当性について ②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 別紙 44 設備の維持管理についての補足事項 ①本文2.8.3 補給設備 別紙 21 スクラビング水の保有水量について 別紙 31 電源構成の考え方について ①本文2.6 設計条件 ②別紙7 主ライン・弁の構成について</p>
<p>a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性</p>	<p>①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。 ②ベント弁として信頼性の高い構造、並列化。 ・開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・並列化(例：ウェットウエルラインとドライウエルライン、各弁でバイパスラインを設ける)</p>	<p>①本文2.7.1 系統構成 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 別紙 20 ステレンレス構造材、膨張黒鉛パッキンの妥当性について ②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 別紙 44 設備の維持管理についての補足事項 ①本文2.8.3 補給設備 別紙 21 スクラビング水の保有水量について 別紙 31 電源構成の考え方について ①本文2.6 設計条件 ②別紙7 主ライン・弁の構成について</p>

<p>a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準</p>	<p>①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 以下の観点から確認を行う。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。 ②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。</p>	<p>①本文4 運用方法 4.1.1 炉心が損傷していない場合 4.1.2 炉心が損傷している場合 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について ②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 ③本文4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について</p>
<p>a-5-2. ベント実施の判断基準</p>	<p>①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後かの観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→ (その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。) ☆炉心損傷後の判断の妥当性。</p>	<p>①本文4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について</p>
<p>a-5-3. 操作手順 ・事前準備 ・ベント実施 ・ベント実施後</p>	<p>①ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した窒素供給設備の準備 ・スクラパバ水供給準備 ・pHの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順とになっているか。 ②耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施されているか。 ③隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。 ④隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。 ⑤ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。</p>	<p>①本文4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について ②別紙7 主ライン・弁の構成について ③、④本文4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について ⑤別紙42 ベント停止手順について</p>
<p>a-6. 操作性</p>	<p>①手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動(寄りつき) ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ②隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の寄りつき、接続作業)のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。 ③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p>	<p>①本文4.2 現場における操作について 別紙53 ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について ②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 ③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>a-7. 使用後の考慮事項</p>	<p>④中央制御室からの操作の妥当性を確認。 ①使用後のスクラバ水のS/Cへの移送方針を確認。 ②フィルタメントからの漏えい対策(排水を含めて)が適切に検討されているか確認。また、フィルタメント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。 ③格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを確認。 ④窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。</p>	<p>④本文 4.1.3 格納容器フィルタメント系操作手順について ①別紙 17 格納容器フィルタメント系使用後の保管管理 ②別紙 14 格納容器フィルタメント系の漏えいに対する考慮について ③サブレーション・プール水を廃棄物処理建物に送るための手順を整備している。なお、事象収束後においては、耐震上の要求はないものと考えている。 ④別紙 2 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>
<p>a-8. 監視・計測 ・測定項目 ・測定位置 ・多重性、多様性 ・中核以外での監視 ・計装電源</p>	<p>①監視項目毎の目的が挙げられ、以下の項目がリスト化されているか。 ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 ・フィルタ装置水位、圧力、温度、スクラバ水のpH、保持されたFFの確認のためのフィルタ装置の放射線量、通気されているかの確認のためのラプチャードレスク前後の圧力 ☆放出量の監視 ・装置下流側の放射線量、装置下流側の流量 ☆防振のための監視 ・水素濃度 ②測定位置、計測範囲が妥当か。 ③監視計器について、多重性・多様性の観点で適切に検討されているか。 ④中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。 ⑤計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。 ①点検及び試験方法(井閉閉試験、ドレンポンプ作動試験、漏えい試験)が妥当であることを確認。</p>	<p>① ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 ☆放出量の監視 ☆防振のための監視 ・別紙 26 格納容器フィルタメント系の計装設備の網羅性について ・別紙 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について ②、③ ・別紙 26 格納容器フィルタメント系の計装設備の網羅性について ・別紙 30 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について ④本文 2.8.1 計装設備 ⑤別紙 31 電源構成の考え方について</p>
<p>a-9. 保守管理</p>	<p>②点検周期の考え方を確認。特にラプチャードレスクの交換頻度が妥当か。 ③どの程度の寿命を想定しているか。(減肉発生時の対処方針等)</p>	<p>・本文 4.5 格納容器フィルタメント系の維持管理 ・別紙 44 設備の維持管理についての補足事項</p>

<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>1) 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>a-10. 海外の先進事例との比較</p> <p>a-11. 引用文献、品質保証の妥当性</p> <p>a-12. その他</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ヨウ素対策の許認可上の位置付け</li> <li>・CV減圧速度</li> <li>・基数の速いによる考察</li> <li>・凝縮水の排水</li> <li>・間欠運転実施時の考慮事項</li> </ul>	<p>①海外のFOVSと比べて、選色ない設備となっているか確認。(NEAレポート(例: フィルタベント装置上流側の逆止弁、パイプラインのラプチャータイスク)、諸外国の規制基準との比較)</p> <p>①引用している文献が適切なのか。</p> <p>②性能検証等にかかる品質保証は確立されているか。</p> <p>①検討していくとしたヨウ素放出低減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。</p> <p>②フィルタへの熱吸収(スクラバタイブの水への熱吸収など)やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮(ベント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧カレベルなどに依存)して、OV減圧速度の評価が妥当か。</p> <p>③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラバ水のpHの均一性</li> <li>・水位(連結管)</li> <li>・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響(線量の偏り。)</li> </ul> <p>④管内の凝縮水の排水対策を確認。</p> <p>⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。</p> <p>①除去対象核種と形態を明確にしているか。</p> <p>②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p>	<p>①別紙7 主ライン・弁の構成について</p> <p>①引用文献は適切なものを使用し、適宜記載している</p> <p>②別紙34-JAVA試験及びJAVA PLUS試験の適用性について</p> <p>①本文1 概要</p> <p>②有効性評価、解析コードで回答</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>③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>④本文2.8.5 排水設備</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> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>①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>②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>③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35 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた鎮静化ポートフィルタの設計</p> <p>①本文3.2 運転範囲</p> <p>本文3.3.1 性能検証試験の概要</p> <p>別紙34-JAVA試験及びJAVA PLUS試験の適用性について</p>
--	---	--	---

<p>b-1-3. 性能試験結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・条件毎の除去効率</li> <li>・部位毎の除去効率</li> <li>・粒径分布による影響</li> <li>・運転範囲との関係の確認。</li> </ul>	<p>②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルベントを想定した粒径分布も確認。(エアロゾル負荷量も同様を確認。)</p> <p>③粒径同じでも質量が違くと慣性衝突効果がDFに及ぼす影響についての考え方を確認。</p> <p>④試験における微粒子の粒径測定等について確認。</p>	<p>②、③、④</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>b-1-4. 試験のスケール性</p>	<p>①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。</p> <p>②フィルタベント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。</p> <p>③エアロゾル除去性能について、DFの粒径依存性(低粒径でDFが下がると)や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標DF値を確保できることを確認。</p> <p>④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。</p> <p>⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶解エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。</p> <p>⑥ベント開始時に流入する酸性物質(硫酸、亜硫酸化物、二酸化炭素)に対するpHへの影響。</p> <p>⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。</p>	<p>①本文 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>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>②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>③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>④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>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>⑥別紙 23 スクラビング水のpHについて</p> <p>⑦対象外(海外における実験結果との比較を行っていない。)</p>
<p>b-1-4. 試験のスケール性</p>	<p>①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。</p> <p>②スクラビング水の吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。</p>	<p>別紙 34 JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p>

<p>b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、pH</p>	<p>①スクラビング水のpH、水位の管理を確認。(蒸液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。) ②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタメント装置の性能の維持の妥当性を確認。 ①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p>	<p>①別紙23 スクラビング水のpHについて 別紙21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について ②本文4.5 格納容器フィルタメント系の維持管理</p>
<p>b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、pH ・目詰まり、圧損</p>	<p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。 ③スクラビング水の水位上昇による悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。 ④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパージャユニットの除去可能性について検討しているか。 ⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。 ⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。 ⑦駆セオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(駆セオライトを使用する場合、高温やウエット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①本文2.2 機器設計 別紙21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について ②別紙23 スクラビング水のpHについて ③別紙21 スクラビング水の保有水量の設定根拠について ④別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について ⑤別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について ⑥別紙36 エアロゾルの再浮遊・フィルタの閉塞について ⑦別紙35 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた駆セオライトフィルタの設計</p>
<p>b-1-7. 長時間使用時の除去性能の維持 ・長期使用時の影響 ・崩壊熱の影響</p>	<p>①長時間使用し続けた場合のDFへの影響、耐久時間等のスペックについて確認。 ②フィルタメントを長期に使用する場合に検討すべき項目(例えば、スクラバ水の粘性のDFへの影響、水位変動によるpHへの影響等)について考慮されているか。</p>	<p>①本文3.3.4 フィルタ装置に関する留意事項 ②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【粘性のDFへの影響】 別紙23 スクラビング水のpHについて【水位変動によるpHへの影響】</p>



	iii)格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えば SGT)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	・監視設備 ・窒素供給設備  b-2-3. ベント使用前 ・窒素パージ ・計測  b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流  b-2-5. ベント使用長期及び使用後	③ベントシステム内に発火源(動的機器、静電気)のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステムの点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。 ④水素濃度計設置の目的を確認。 ⑤水素濃度計の原理及び誤差を確認し、水素濃度計設置の目的にあっているか。 ⑥水素濃度測定位置は妥当か。 ⑦フィルタベント装置の交流電源を必要とする設備(水素濃度のサンプリングに用いる交流電源駆動のポンプ等)について交流電源喪失時の考え方を確認。 ⑧可燃性ガス制御のため、モニタリング装置は測定機能を異にし、信頼でき継続的に測定できるか。 ⑨計測の時間遅れを考慮しているか。 ⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。 ⑪窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。 ⑫パージ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。 ⑬配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。 ⑭放出端における水素対策を検討し、適切に対処しているか。(もしゅじゅにおける1F事故後の水素対策及び一般化学フロントを参考。)(圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ベント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。) ⑮放射線分解で発生する水素濃度を定量的に示しているか。 ⑯①の発生量で水素濃度が燃焼領域に至らないことを確認。 ⑰窒素ガスによる水素パージの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ベント装置停止時の隔離弁の操作が水素濃度を起こさないような順番での操作となっていることを確認。 ⑱窒素ガスによるパージ操作完了の判断基準を確認。 ⑲SGTS、耐圧強化ベントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタベントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVSからの隔離弁が2弁用意されていることを確認。	③別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について ④本文2.8.1 計装設備 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑤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 ⑥別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑦本文2.8.2 電源設備 別紙31 電源構成の考え方について ⑧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 ⑨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 ⑩2.8.4 可搬式窒素供給装置 別紙32 窒素供給装置の容量について ⑪別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑫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 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑰本文2.6 設計条件 別紙7 主ライン・弁の構成について
--	--	---	---	---

	<p>への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力速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壊を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉操作ができること。</p>	<p>b-4-1. 負圧破壊防止の確認</p> <p>b-5-1. 対象弁</p> <p>b-5-2. アクセス性及び作業環境</p> <p>b-5-3. 人力操作の妥当性</p>	<p>②耐圧強化ベントラントライン等への水素のリークの検知性やAO弁、MO弁の閉閉の考え方を確認。</p> <p>①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。 →有効性評価、格納容器破損防止で確認</p> <p>②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破壊防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。</p> <p>①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。</p> <p>①人力でベントする場合のアクセス性、作業環境(温度、湿度、騒音)を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認)</p> <p>①人力操作による訓練結果を確認。</p> <p>②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。</p> <p>③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。</p> <p>①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。</p> <p>①隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。</p> <p>② 力操作が可能な線量範囲となっているか確認。</p> <p>①格納容器圧力速がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの) を使用しているか確認。</p> <p>②ラプチャードディスクの信頼性を確認。</p> <p>③ベント配管内の結露水等の凍結によるラプチャードディスクへの影響を確認。</p>	<p>②別紙7 主ライン・弁の構成について</p> <p>①有効性評価のうち劈開気圧力、温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破壊)</p> <p>②本文 4.4 格納容器フィルタベント系の運用に係る考慮事項</p> <p>①本文 4.2 現場における操作について 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>①本文 4.2 現場における操作について 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>①、② 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 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>① 本文 2.7.3 配管及び弁類 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>①本文 2.7.3 配管及び弁類 別紙5 圧力開放板の信頼性について</p> <p>②別紙5 圧力開放板の信頼性について ③別紙5 圧力開放板の信頼性について</p>
--	--	--	---	--

<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損</p>	<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。 ix) 使用後に高線量となるフィルタ一等からの放射線を低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価 b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策 b-9-2. 線量評価 一般公衆被ばく低減対策</p>	<p>① ドライウエルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。 ② ウェットウエルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。 ① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。 ② 使用後のフィルタ及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。 ③ フィルタ装置内のF.P.量、配管のF.P.量の妥当性を確認。 ④ スクラバ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。 ⑤ フィルタベントの格納槽の貫通口も妥当な設計となっているか確認。 ① フィルタ装置遮蔽周辺線量評価方法の妥当性を確認。 ② 低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。 ① 一般公衆の被ばくをできる限り低減する方針がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。(放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか)(排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。) ① 収納建屋等の外部事象に対する耐性を確認。(原子炉建屋外に施設するフィルタベントについて、自然現象・航空機衝突といった外部事象に対し、原子炉建屋内に施設することと同程度の耐性を有するか) 特に、ドライウエル側からベントする場合には、フィルタ装置と同等と言えるか。 ① 事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。 ① 有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものか確認。(ソースターム、評価日数等) 特に、フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。 ② 炉心損傷前にフィルタベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。</p>	<p>①別紙7 主ライン・弁の構成について ②別紙6 格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について ①、②、③ 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 ④対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため) ⑤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 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 ①本文 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 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 ①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 ①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 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>
---	---	---	---	--

	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1389 1587 1961 1780"> <p>傷が発生する前に生ずるものに限り、)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> </td> <td data-bbox="1389 1325 1961 1587"> <p>こと。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多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。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の稼働込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> </td> <td data-bbox="1389 1108 1961 1325"> <p>43-1-1. 環境条件</p> </td> <td data-bbox="1389 642 1961 1108"> <p>①想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の条件が整理されているか。</p> </td> <td data-bbox="1389 249 1961 642"> <p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備別紙16 地震による損傷の防止に関する高震設計方針の説明</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1961 1587 2303 1780"> <p>(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有し、効に発揮するものであること。</p> </td> <td data-bbox="1961 1325 2303 1587"> <p>第43条(重大事故等対処設備) 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナリオ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)にあっては、計画された対策が想定するもの)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナリオをいう。</p> </td> <td data-bbox="1961 1108 2303 1325"></td> <td data-bbox="1961 642 2303 1108"></td> <td data-bbox="1961 249 2303 642"></td> </tr> </table>	<p>傷が発生する前に生ずるものに限り、)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>こと。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多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。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の稼働込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備別紙16 地震による損傷の防止に関する高震設計方針の説明</p>	<p>(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有し、効に発揮するものであること。</p>	<p>第43条(重大事故等対処設備) 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナリオ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)にあっては、計画された対策が想定するもの)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナリオをいう。</p>				
<p>傷が発生する前に生ずるものに限り、)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>こと。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多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。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の稼働込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備別紙16 地震による損傷の防止に関する高震設計方針の説明</p>								
<p>(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有し、効に発揮するものであること。</p>	<p>第43条(重大事故等対処設備) 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナリオ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)にあっては、計画された対策が想定するもの)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナリオをいう。</p>											

<p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p>	<p>43-1-2. 操作性</p>	<p>①a-6の操作性及び入力操作の妥当性の項目で確認。</p>	<p>—</p>
<p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p>	<p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解説に準ずるものとする。</p>	<p>43-1-3. 試験又は検査</p>	<p>①a-9の項目で確認。</p>
<p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、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。</p>	<p>43-1-4. 切り替え性</p>	<p>①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。(例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。)</p>	<p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙7 主ライン・弁の構成について</p>
<p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p>	<p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p>	<p>43-1-5. 悪影響防止</p>	<p>①b-3-1の項目で確認。</p>
<p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができなくなるよう、放射線量が高くなるおそれがある設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>43-1-6-1. 使用時の操作性</p>	<p>①a-6の操作性及び入力操作の妥当性の項目で確認。</p>	<p>—</p>
<p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの(重大事故等対処設備のうち可搬型のもの(以下「可搬型重大事故等対処設備」という。))と接続するものにあつては、当該可搬型</p>	<p>43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策</p>	<p>①b-9-1及びb-9-2の項目で確認。</p>	<p>—</p>
<p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの(重大事故等対処設備のうち可搬型のもの(以下「可搬型重大事故等対処設備」という。))と接続するものにあつては、当該可搬型</p>	<p>43-2-1. 容量の妥当性</p>	<p>①a-3の設計条件の妥当性で確認。</p>	<p>—</p>

<p>重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</li> </ul>	<p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>43-2-2. 共用の禁止</p>	<p>① 機毎に設置されることを確認。</p>	<p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備</p> <p>①DB設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して妥当な設計となっているか。</p> <p>①本文5.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙 15 格納容器フィルタメント系の外部事象に對する考慮について</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 style="text-align: right;">別紙 50</p> <p style="text-align: center;"><u>セシウムの放出割合の評価方法</u></p> <p>1. セシウムの放出割合</p> <p>(1) CsI の形態で存在しているセシウム  全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> <p>CsI の初期重量[kg]  = よう素元素初期重量[kg] + CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]  = MI + MI/WI × WCs</p> <p>CsI 初期重量中のセシウム重量[kg] = MI/WI × WCs</p> <p>ここで,  MI : よう素元素初期重量[kg]  WI : よう素原子量[-]  WCs : セシウム原子量[-]</p> <p>(2) CsOH の形態で存在しているセシウム  全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> <p>CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]  = MCs - CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]  = MCs - MI/WI × WCs</p> <p>ここで,  MCs : セシウム元素初期重量[kg]</p> <p>(3) セシウムの放出量  MAAP 解析により CsI と CsOH の格納容器外への放出割合を評価</p> <p>セシウムの放出重量[kg] = MI/WI × WCs × X + (MCs - MI/WI × WCs) × Y</p> <p>X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)  Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)</p>	<p>・資料構成の相違</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>(4)セシウムの放出割合</p> <p>1. (3)で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価</p> <p>セシウムの放出割合=セシウムの放出量/セシウム元素初期重量</p> $=MI/WI \times WC_s/MC_s \times X + (1 - MI/WI \times WC_s/MC_s) \times Y$ $=Y + MI/MC_s \times WC_s/WI (X - Y)$	

高温使用時におけるフランジ漏えい評価について

格納容器フィルタベント系の使用状態において、最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下（200℃，853kPa）にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

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

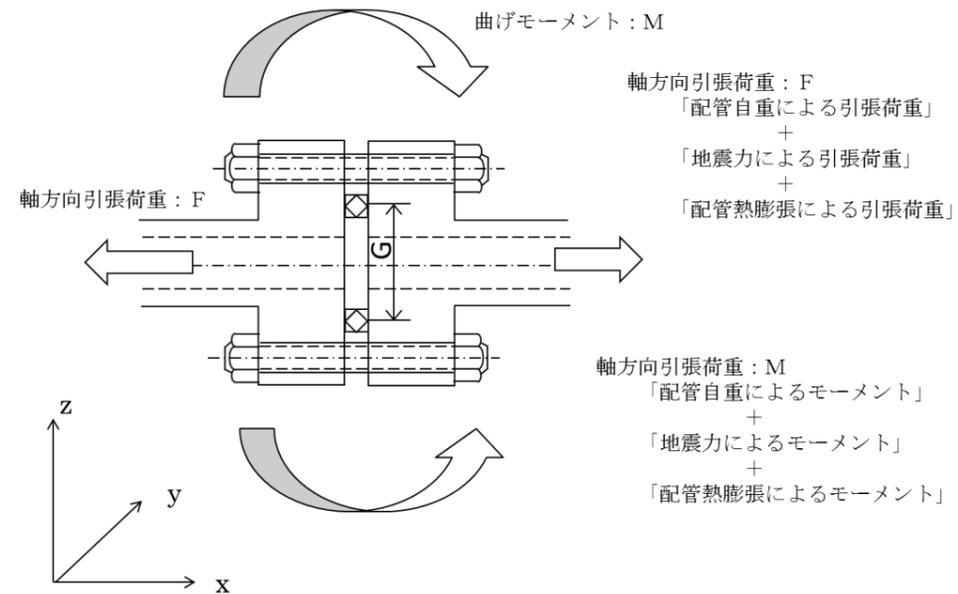


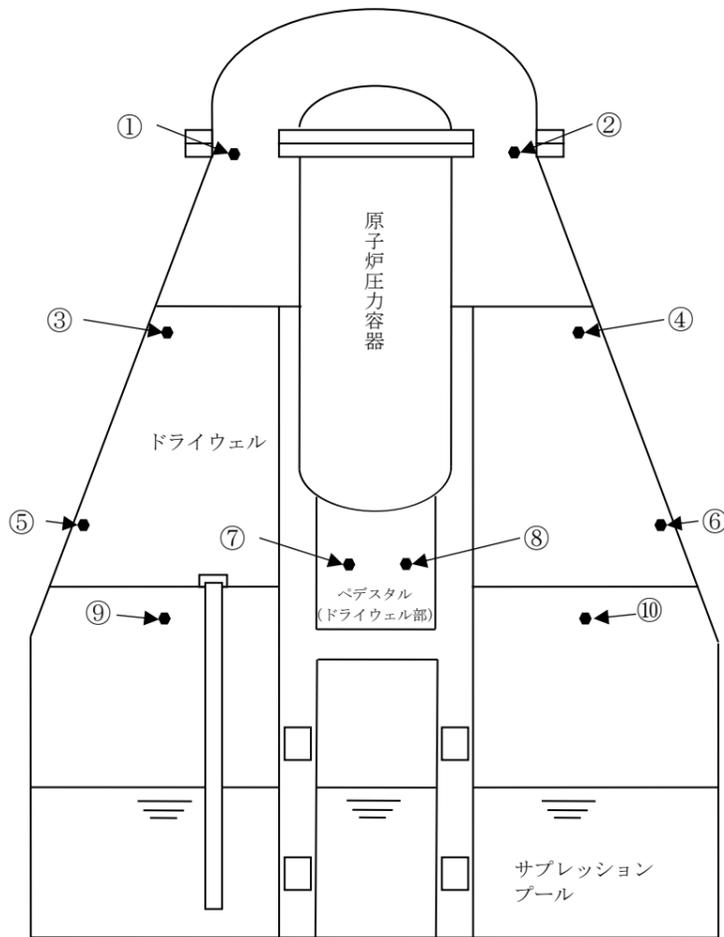
図1 フランジにかかる配管荷重

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>「高圧ガス設備等耐震設計指針 (2012) レベル2 耐震性能評価 解説編) に基づき、フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。</p> $\sigma = mp + \alpha P_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$ <p> <math>\sigma</math> : ガスケット開口圧力 [MPa]  <math>m</math> : ガスケット係数 [-]  <math>p</math> : 内圧 [MPa]  <math>\alpha</math> : 等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で, 0.75m[-]  <math>\sigma_a</math> : ボルトの初期締付け力によるガスケット面圧 [MPa]  <math>P_e</math> : 地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧であり, 以下の式で算出する。 </p> $P_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \dots (2)$ <p> <math>G</math> : ガスケット接触面の平均直径 [mm]  <math>F</math> : 軸引張力 [N]  <math>M</math> : 曲げモーメント [N・mm] </p> <p>ここで, 軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 <math>F_x</math> であり, 曲げモーメント M は同様に配管応力解析における配管軸直角 2 方向のモーメント <math>M_y</math> 及び <math>M_z</math> の二乗和平方根で算出する。</p> <p>なお, フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため, フランジボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが, 安全側に働くため本評価においては考慮しない。</p> <p>今回, 格納容器フィルタベント系の配管応力解析モデルにて, 自重, 地震荷重, 最高使用温度 (200℃) における配管熱膨張が作用した場合の各節点における xyz 各成分の反力とモーメントを算出し, 各節点の反力とモーメントの中から, 成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。</p> <p>この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値がフランジに作用し, 更に内圧として最高使用圧力 (0.853MPa) が印加されているという非常に保守的な条件にて, 上記 (1) 式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。</p> <p>評価の結果, (1) 式の判定条件を満足することを確認した (表 1 参照)。よって, 格納容器フィルタベント系使用時の高温状態においても, 配管フランジからの漏えいは発生しない。</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="1673 254 2041 285">表1 フランジ漏えい評価結果</p> <div data-bbox="1308 289 2368 1331" style="border: 1px solid black; height: 496px; width: 357px; margin: 0 auto;"></div>	

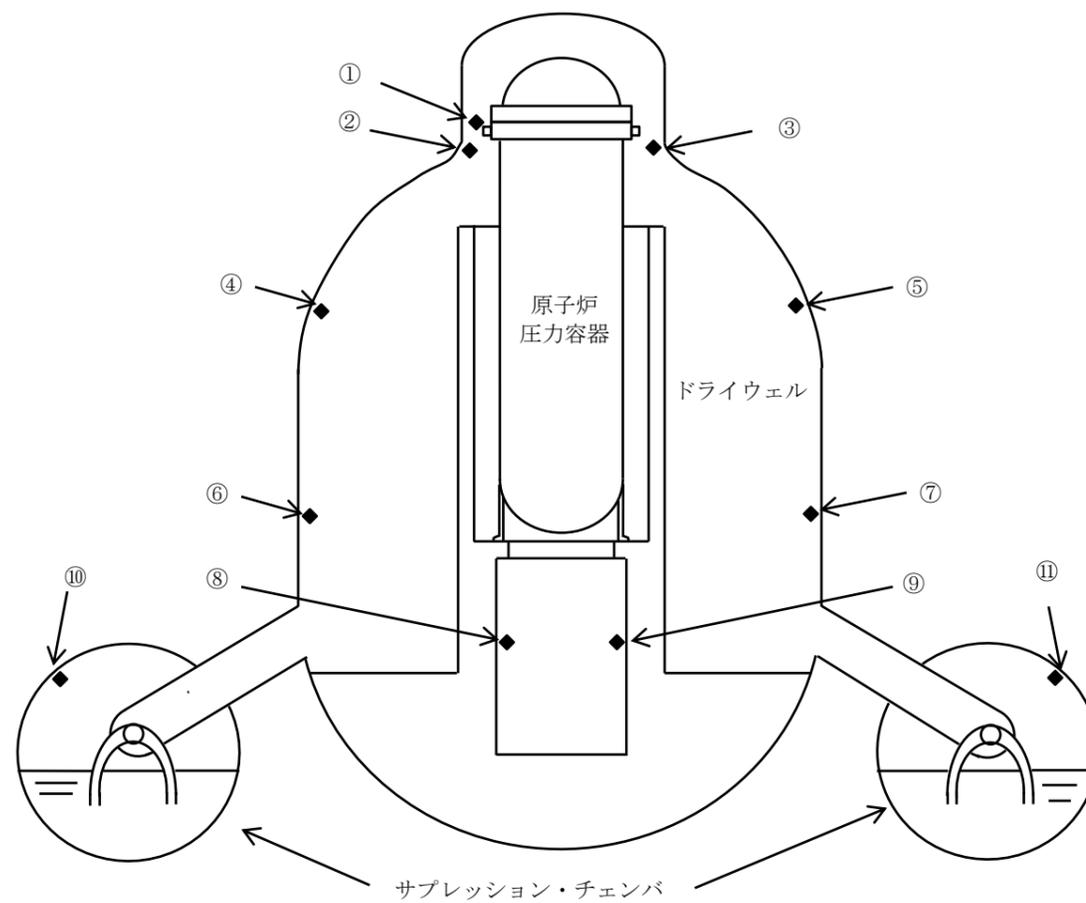
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 21</p> <p style="text-align: center;">格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>(1) 格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サブプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サブプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。</p> <p>重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。</p> <p>(2) 局所的な温度上昇について 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL(ドライウエル部)はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL(ドライウエル部)に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍(620kPa [gage])到達までにベントを実施することとしているが、620kPa [gage]に対する飽和温度が約166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。</p> <p>なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「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」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。</p> <p>(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料、ペDESTAL(ドライウエル部)に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器</p>	<p style="text-align: right;">別紙 52</p> <p style="text-align: center;">格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>(1) 格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに31点、サブプレッション・チェンバに6点の計37点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに7点、サブプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。</p> <p>重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を図1に示す。</p> <p>(2) 局所的な温度上昇 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTALはドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTALに保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍(853kPa [gage])到達までにベントを実施することとしているが、853kPa [gage]に対する飽和温度が約178℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。</p> <p>なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「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」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。</p> <p>(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料、ペDESTALに落下した熔融炉心及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気</p>	<p>・設備設計の相違 測定個数の相違</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>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。</p> <p>ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「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」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。</p> <p>なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>からのベントを実施することとする。</p>	<p>へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。</p> <p>ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「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」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。</p> <p>なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、図1に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、<u>格納容器フィルタベント系</u>からのベントを実施することとする。</p>	



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0℃~300℃
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0℃~300℃
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0℃~300℃
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL部)	ドライウエル床面高さ	0℃~300℃
⑨, ⑩	サブプレッション・チェンバ温度	サブプレッション・チェンバ上部	0℃~200℃

第1図 格納容器雰囲気温度計の計測点



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300℃
④, ⑤	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300℃
⑥, ⑦	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300℃
⑧, ⑨	ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL上部	0~300℃
⑩, ⑪	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	サブプレッション・チェンバ頂部近傍	0~200℃

図1 格納容器雰囲気温度計の計測点

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 53</p> <p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p>ベント実施後は、ベントガスに含まれる放射性物質が格納容器フィルタベント系出口配管に付着するため、出口配管立ち上がり部周辺での作業及び移動に影響が出る可能性がある。</p> <p>このため、格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価を実施するとともに、評価結果を踏まえた優先順位の考え方を以下に示す。</p> <p>1. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺での作業について</p> <p>R/B 南側に設置してある格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施後に想定される作業を考慮した可搬型設備の配置図を図1に示す。</p> <div data-bbox="1302 779 2410 1272" style="border: 1px solid black; height: 235px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ベント実施後に想定される可搬型設備の配置</p> <p>2. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について</p> <p>R/B 南側の格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施直後に実施する作業は無いが、出口配管立ち上がり部から10m地点(R/B南側接続口付近)において事故後約43時間(ベント後10時間)及び事故後7日時点、出口配管立ち上がり部から1m地点において事故後7日、30日、60日後の線量率を評価した。なお、作業エリアの比較のため、R/B西側接続口付近についても評価した。線源には有効性評価(格納容器過圧・過温破損)の「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおけるW/Wベント使用時の放出量を用いている。</p> <p>表1に示す評価結果のとおり、短時間のアクセス等は可能な線量率であると考えられる。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

表1 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価結果

評価場所	事故後時間	線量率 (mSv/h) <sup>※1</sup> (うち、配管寄与分)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン)) から 10m 地点 (R/B 南側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 13 (約 2.5)
	7 日 (168 時間)	約 5.0 (約 0.8)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン)) から 1m 地点	7 日 (168 時間)	約 85 (約 81)
	30 日	約 9.2 (約 5.1)
	60 日	約 6.2 (約 2.1)
評価点 B (R/B 西側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 9.0 (約-) <sup>※2</sup>
	7 日 (168 時間)	約 3.7 (約-) <sup>※2</sup>

※1 R/B からの直接線・スカイシャイン線、クラウドシャイン、グランドシャイン、吸入摂取 (PF50 全面マスク着用) に加えて、W/W ベントに伴い格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に浮遊する放射性物質及び雨水排水ライン配管に蓄積する放射性物質 (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質が全て地上近くの雨水排水ライン配管に移動するものと想定) を考慮して評価している。格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質量は、配管を流れる放射性物質 (希ガスを除く) が、配管長 100m あたり 10% の割合で付着するものとした。

※2 格納容器フィルタベント系出口配管を直視できない場所のため、配管による線量はない。

3. 可搬型設備を使用した接続口の優先順位について

表1の線量評価結果から、R/B 南側接続口付近の線量率に対して格納容器フィルタベント系出口配管の影響はあるが、R/B 南側のアクセスルートの通行及び南側接続口エリアでの作業は可能である。また、R/B 西側接続口エリアでの作業も可能であることから、接続口の優先順位については作業員被ばくを考慮せず、以下に示す考えをもとに設定している。なお、可搬型設備の設置については、ベント実施前に完了している。

①大量送水車 : 原子炉注水流量が多い配管を優先して使用する。

- (1) 南側接続口 (残留熱除去系 (A) 注入配管)
- (2) 西側接続口 (残留熱除去系 (B) 注入配管)

②原子炉補機代替冷却系 (移動式代替熱交換設備)

: 運転員の系統構成 (屋内) における操作対象弁が少ないものを優先して使用する。

- (1) 南側接続口 (原子炉補機冷却系 (B 系 : 2 弁))
- (2) 西側接続口 (原子炉補機冷却系 (A 系 : 4 弁))

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>その他、R/B 南側においては、長期的な対応として可搬式窒素供給装置による FCVS ラインへの窒素パージのための可搬型設備の起動操作等の作業が考えられるが、R/B 南側接続口エリアでの作業と同様、可搬型設備の設置エリアでの作業は可能である。</p> <p>(参考1) 蒸気凝縮によるドレンについて</p> <p>格納容器フィルタベント系を使用した際には、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によるドレンが発生するが、ベントガス流量が約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span> 以上であればベントガスがドレンを随伴し排出するため、ベント後はフィルタ装置下流で発生するドレンについては出口配管の放出端より排出されるが、ベントガス流量が少なくなるとドレンは排出できなくなり、出口配管立ち上がり部の雨水排水ラインにドレンが溜まることとなる。</p> <p>雨水排水ラインが満水となった場合、溢れたドレンは格納容器フィルタベント系配管を通過して銀ゼオライト容器まで戻る構成としており (図1参照)、その後、銀ゼオライトフィルタ出口側のドレンラインからスクラバ容器連結管 (液相部) に流入する (図2, 3参照)。また、銀ゼオライトフィルタのドレンラインには逆止弁を設置していることから、スクラバ容器連結管からスクラバ容器の金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを通らずにベントガスが流出することがない構成としている (図3参照)。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系配管は、フィルタ装置下流は放出端に向かって連続上り勾配としていることからドレンが配管の途中で溜まることはない。</p> <p>また、「2. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について」表1の線量評価結果から、線量率のうち出口配管寄与分は短半減期核種が支配的であり、60日後には線量率が減衰するため、基本的に雨水排水ラインのドレンについては処理する必要はないが、事故収束後に雨水排水ラインのフランジに可搬ホースを接続し、ドレンをスクラバ容器等に移送することで処理可能である。</p> <div data-bbox="1311 1333 2410 1822" style="border: 2px solid black; height: 233px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 格納容器フィルタベント系立ち上がり部 (雨水排水ライン)</p>	

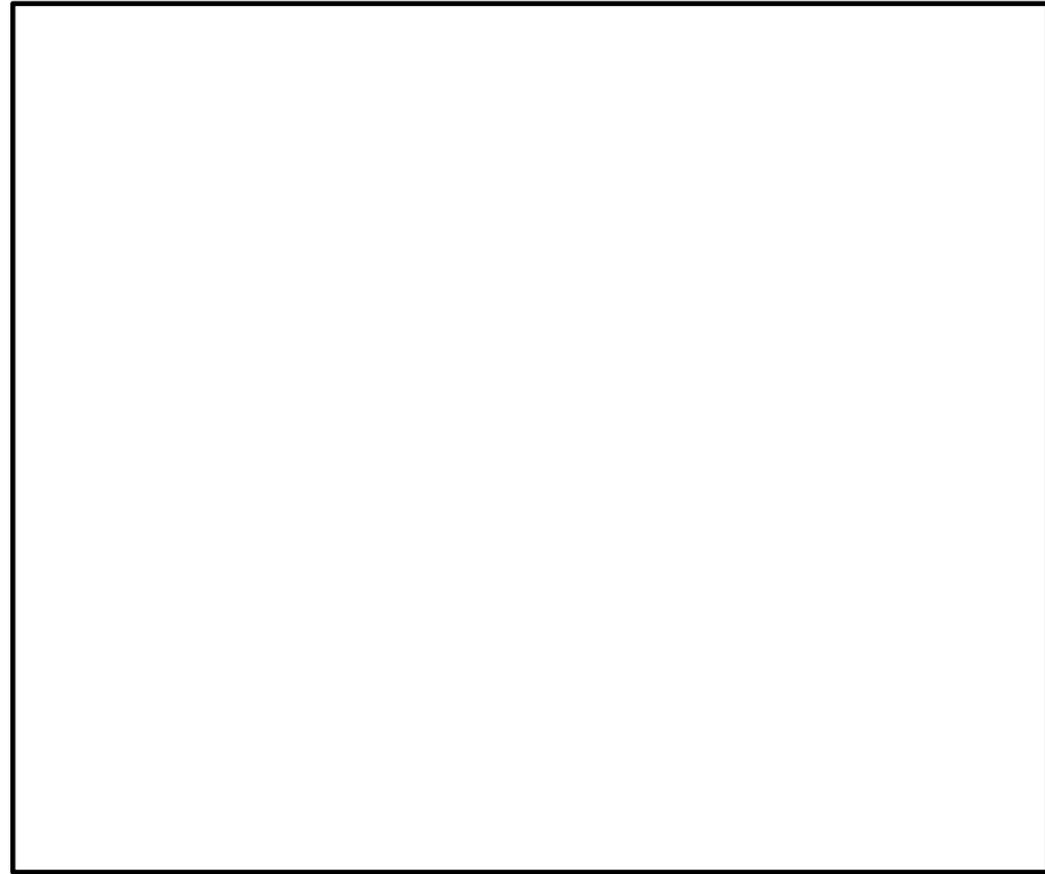


図2 銀ゼオライト容器内のドレンの流れ

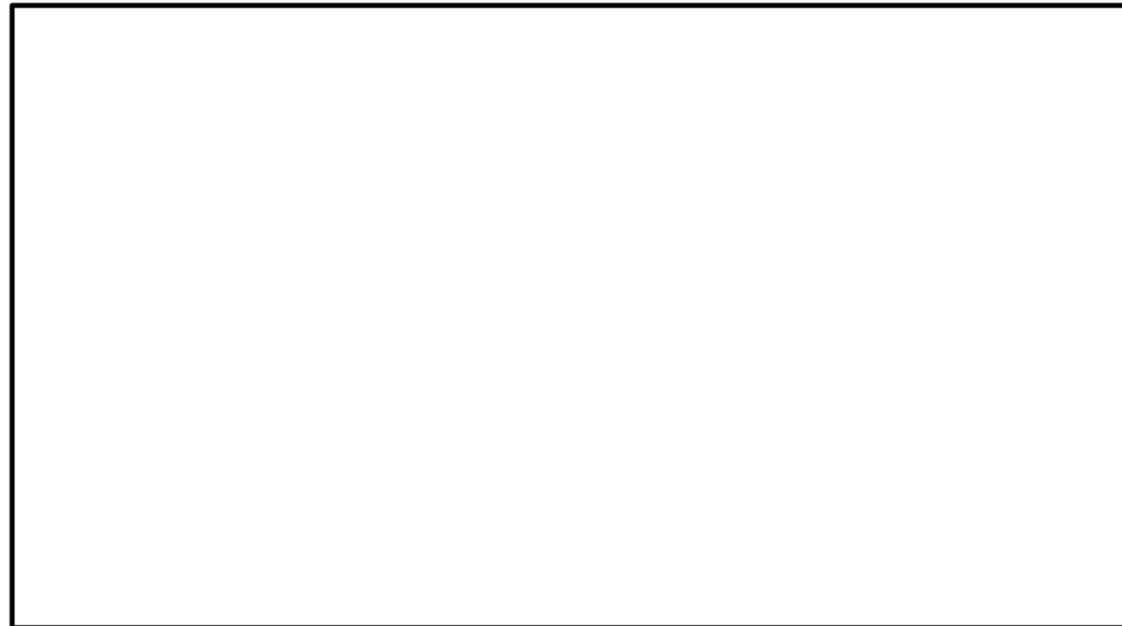


図3 銀ゼオライト容器からスクラバ容器間のドレンライン

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 212 2080 239">&lt;銀ゼオライト容器からスクラバ容器へのドレンの排出について&gt;</p> <p data-bbox="1338 254 2412 331">ベント後にはスクラバ容器と銀ゼオライト容器には圧力差が生じるため、銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインにおいて、以下の水位が形成される。</p> <p data-bbox="1359 390 1780 422"><math>H = h_1 + h_2 + h_3 \dots</math> (式1)</p> <p data-bbox="1397 436 2160 468">H: 銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインに形成される水位</p> <p data-bbox="1397 483 1852 514"><math>h_1</math>: スクラバ容器のスクラビング水位</p> <p data-bbox="1397 529 2139 560"><math>h_2</math>: スクラバ容器と銀ゼオライト容器の圧力差に相当する水位</p> <p data-bbox="1397 575 2036 606"><math>h_3</math>: ドレンラインで発生する圧力損失に相当する水位</p> <p data-bbox="1332 663 2418 869">格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「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）」において、ベントガスによりドレンを出口配管の放出端から排出できなくなる時点の圧力差で水位を評価した結果、図4に示すとおり、ドレンラインに形成される水位は、最大でも銀ゼオライトフィルタ下端以下となる。</p> <p data-bbox="1332 884 2418 1005">ドレン発生量は少ないため、ドレンラインで発生する圧力損失はほぼゼロであり、式1に示す<math>h_3</math>に相当する水位は無視できるため、<math>h_1</math>及び<math>h_2</math>に相当する水位までドレンが溜まれば、ドレンはスクラバ容器に排出される。</p> <div data-bbox="1299 1014 2412 1856" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1436 1871 2279 1902">図4 銀ゼオライトフィルタドレンラインに形成される水位の評価結果</p>	

(参考2) ドレン排出可能なベントガス流速について

島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管で発生するドレンをベントガスによって排出できるかどうかは、以下の考え方に基づいて判断することができる。

1. 出口配管からドレン排出可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象については、配管口径が小さい場合には気相流速 ( $j_g$ ) に依存するが、配管口径が約 [ ] 以上の領域では Ku 値 (Kutateladze 数[-]) に依存し、 [ ] となる (参考図書1)。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{(g \cdot \sigma (\rho_L - \rho_G))^{0.25}}$$

$\rho_G$  : 気相密度 (0.598[kg/m<sup>3</sup>]) ※1

$\rho_L$  : 液相密度 (958.1[kg/m<sup>3</sup>]) ※1

$g$  : 重力加速度 (9.80665[m/s<sup>2</sup>])

$j_g$  : 気相流速 [m/s]

$\sigma$  : 表面張力 (0.0589[N/m]) ※1

※1 : 括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管 (立ち上がり部) は 300A の配管であるため、ベントガス流速が [ ] を満足する [ ] より大きい場合に、出口配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

2. ベントガスによって凝縮水を排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{vent} / (\rho \times A)$$

$v$  : ベントガス流速 [m/s]

$W_{vent}$  : ベントガス流量 [kg/s]

$\rho$  : ベントガス密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$A$  : 配管断面積 [m<sup>2</sup>]

島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管におけるベントガス流速とベントガス流量の関係を図1に示す。図1より、ベントガス流速 [ ] に対応するベントガス流量は約 [ ] となる。

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「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）」のベントガス流量の推移を図2に示す。図2より、島根2号炉のベントガス流量が            となる時点は事故後約97時間となるため、ベントガスによってドレンを排出できなくなるのは事故後約97時間後と評価できる。



図1 出口配管におけるベントガス流速及び質量流量の関係

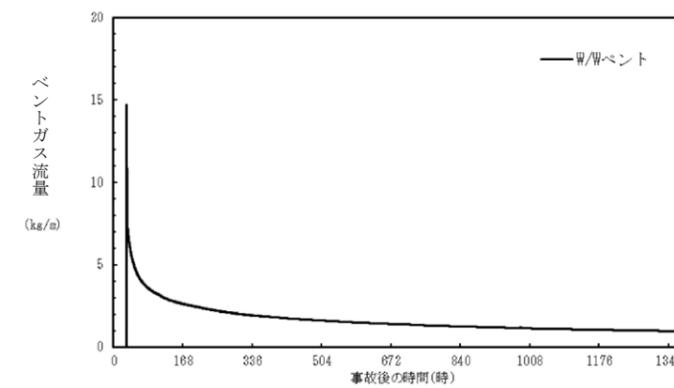


図2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」におけるベントガス流量の推移

《参考図書》

1. Richter H. J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 13</p> <p style="text-align: center;"><u>スクラビング水が管理範囲を超えた場合の措置について</u></p> <p>フィルタ装置は、要求される放射性物質除去性能が発揮できることを確認するため、スクラビング水の水位が管理範囲にあることを監視する。水位が管理範囲を超えた場合の措置について以下に示す。</p> <p>(1) 系統待機時</p> <p>系統待機時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が待機時の下限水位から上限水位 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> にあることを確認する。</p> <p>フィルタ装置内は窒素で置換されており、第二弁及び圧力開放板にて隔離された状態となっている。系統待機時のフィルタ装置への補給については、格納容器圧力逃がし装置格納槽上部から接続口に給水設備等を接続し注水することとなり、系統待機中においては常時接続される水系の配管がないことから、待機中に水位が変動することはない。なお、スクラビング水を移送する移送ポンプにはテストタンクが設けられているが、本文「4.4 設備の維持管理」に記載のとおり、弁で隔離した上で試験することで、フィルタ装置の水位に影響しないよう設計している。</p> <p>(2) ベント開始後</p> <p>ベント時においては、フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位がベント時の下限水位から上限水位 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 80px; height: 1.2em; vertical-align: middle;"></span> にあることを確認する。</p> <p>フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱により、スクラビング水が蒸発し下限水位を下回る可能性がある場合は、本文「4.2.2 スクラビング水の補給」に基づき補給を行う。</p> <p>別紙 12「スクラビング水の保有水量の設定根拠について」に示すとおり、スクラビング水の水位はベント初期のベントガス凝縮による水位上昇を考慮しても上限水位に至らない設計としている。さらに、ベントガス以外にフィルタ装置に外部から流入するラインはないことから、上限水位に至ることはない。なお、万が一上限水位となった場合は、「4.2.4 排水操作」に基づき水位を低下させることが可能な設計となっている。</p>		<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラビング水が管理範囲を超えることはない（「別紙 9（参考 2）スクラバ容器水位設定の考え方及びベント運転中の水位挙動」参照）</li> <li>・上記により、スクラビング水補給設備及び排水設備は自主対策設備であるため、該当資料なし</li> </ul>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 18</p> <p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合及びドライウエル (D/W) からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>a. 放出量評価条件</p> <p>想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。</p> <p>b. 被ばく評価条件</p> <p>被ばく経路は、第 6 図及び第 7 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。</p> <p>大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。</p> <p>原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。</p> <p>c. 評価地点</p> <p>評価地点は、第 8 図に示すとおりとした。</p> <p>d. 作業開始時間</p> <p>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。</p> <p>(2) 評価結果</p> <p>スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ (S/C) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv/h となり、ドライウエル (D/W) からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv/h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根 2 号炉は、「別紙 8 弁の現場操作地点等における被ばく評価について」に記載</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>なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても2時間～3時間であり、作業が可能である。</p>		

第1表 放出量評価条件 (1/3)

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

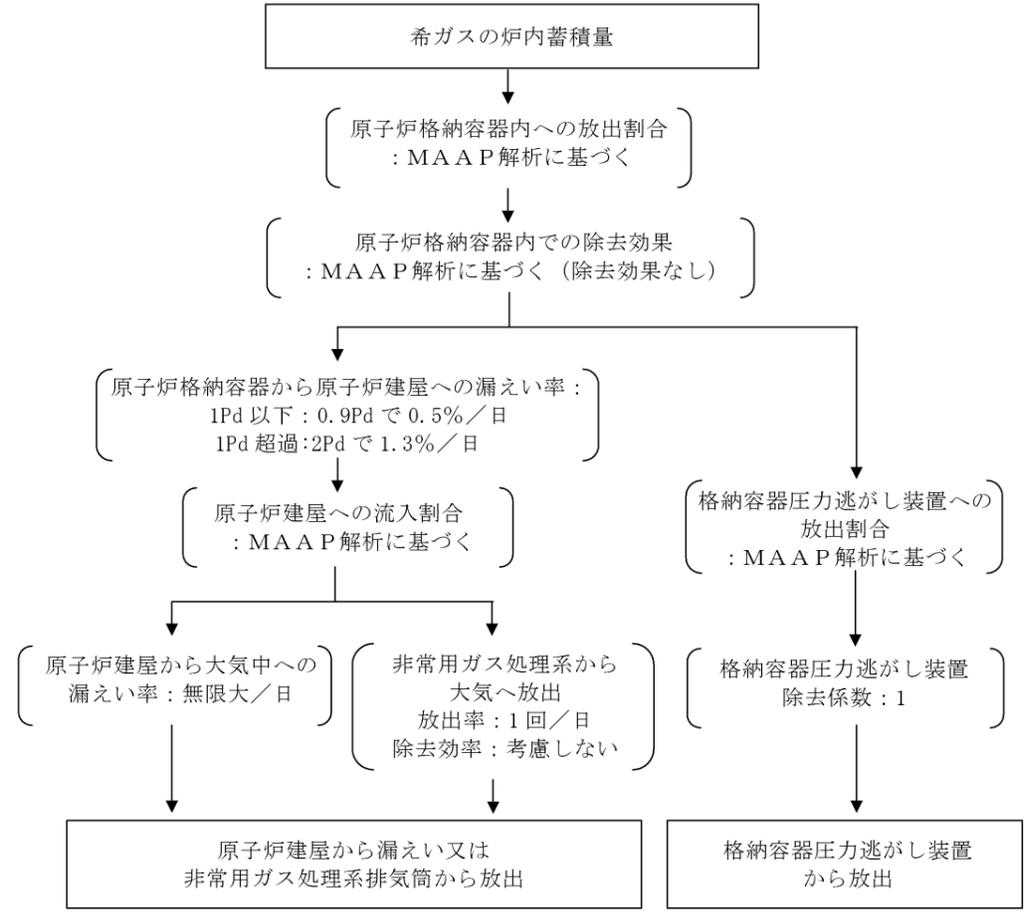
第1表 放出量評価条件 (2/3)

項目	評価条件		選定理由	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日		MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(別紙17補足1参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後: 1.3%/日(一定) その他の期間: 0.5%/日(一定)		原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/日)及びAECの式等に基づき設定(格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定)(別紙17補足1参照)	
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく(沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)		MAAPのFP挙動モデル(別紙17補足2参照)	
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない		保守的に設定	
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率: $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)		CSE実験及びStandard Review Plan 6.5.2 <sup>*2</sup> に基づき設定(別紙17補足3参照)	
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ)		Standard Review Plan 6.5.5 <sup>*3</sup> に基づき設定(別紙17補足4参照)	
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	D/Wベント : 約 $4.3 \times 10^{-3}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465 <sup>*4</sup> に基づき設定(別紙17補足5参照)
	CsI類	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	: 約 $6.2 \times 10^{-5}$	
	CsOH類	: 約 $3.1 \times 10^{-5}$	: 約 $3.2 \times 10^{-5}$	
	Sb類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	TeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-6}$	: 約 $6.8 \times 10^{-6}$	
	SrO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	
	BaO類	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	: 約 $2.7 \times 10^{-6}$	
	MoO <sub>2</sub> 類	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	: 約 $3.4 \times 10^{-7}$	
	CeO <sub>2</sub> 類	: 約 $6.7 \times 10^{-8}$	: 約 $6.8 \times 10^{-8}$	
	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	: 約 $2.7 \times 10^{-8}$	

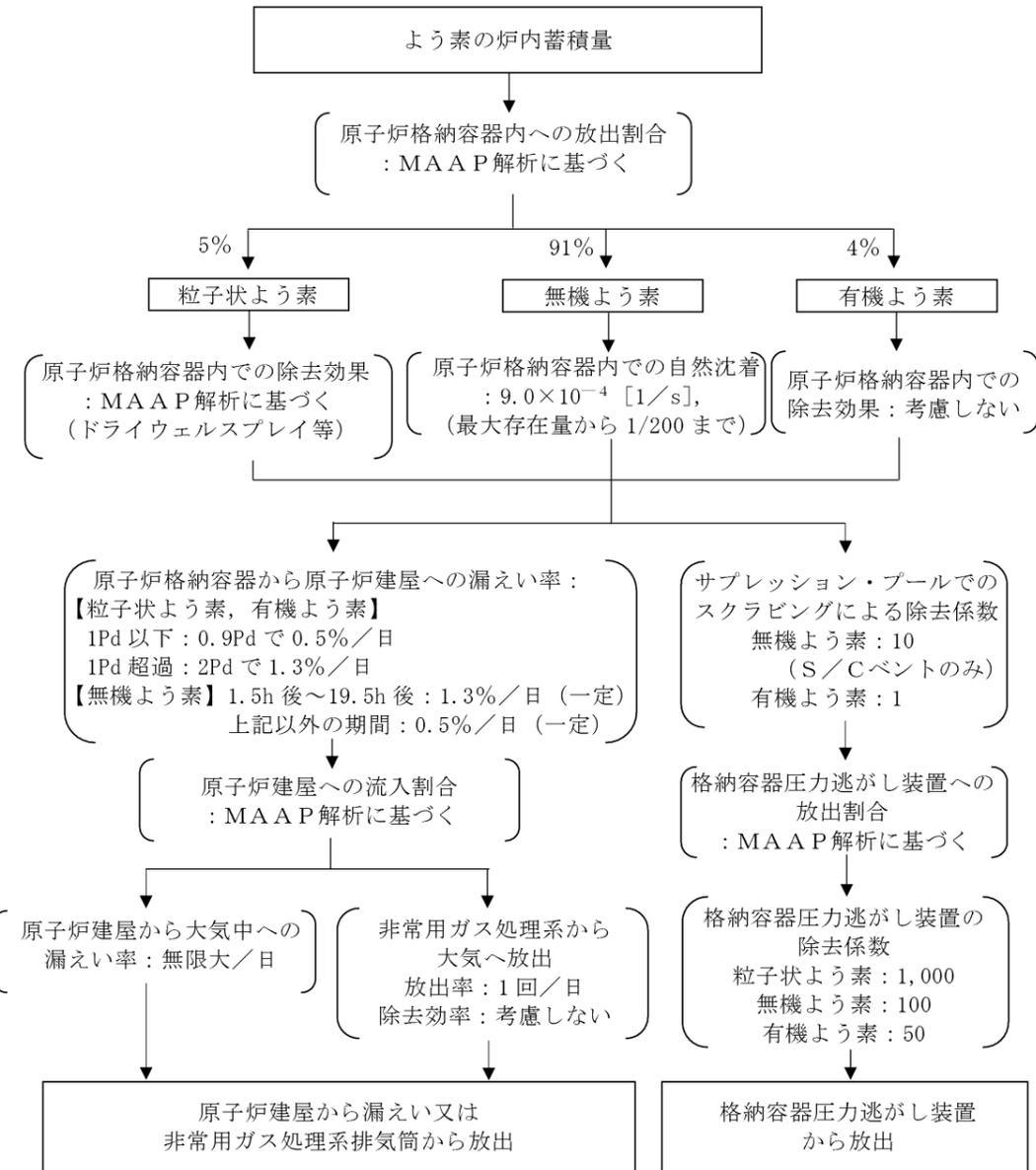
第1表 放出量評価条件 (3/3)

項目	評価条件		選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)		保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日 (排気筒放出)		設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後		起動操作時間 (115分) + 負圧達成時間 (5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない		保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態		原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ CsI類 : 約 $1.0 \times 10^{-6}$ CsOH類 : 約 $4.0 \times 10^{-7}$ Sb類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ TeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-8}$ SrO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ BaO類 : 約 $3.6 \times 10^{-8}$ MoO <sub>2</sub> 類 : 約 $4.5 \times 10^{-9}$ CeO <sub>2</sub> 類 : 約 $8.9 \times 10^{-10}$ La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類 : 約 $3.6 \times 10^{-10}$	S/Cベント : 約 $9.5 \times 10^{-1}$ D/Wベント : 約 $3.9 \times 10^{-3}$ : 約 $7.5 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $1.4 \times 10^{-3}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $5.8 \times 10^{-4}$ : 約 $7.2 \times 10^{-5}$ : 約 $1.4 \times 10^{-5}$ : 約 $5.8 \times 10^{-6}$	MAAP解析結果及びNUREG-1465に基づき設定 (別紙17補足5参照)
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス : 1 有機よう素 : 50 無機よう素 : 100 エアロゾル (粒子状よう素含む) : 1,000		設計値に基づき設定

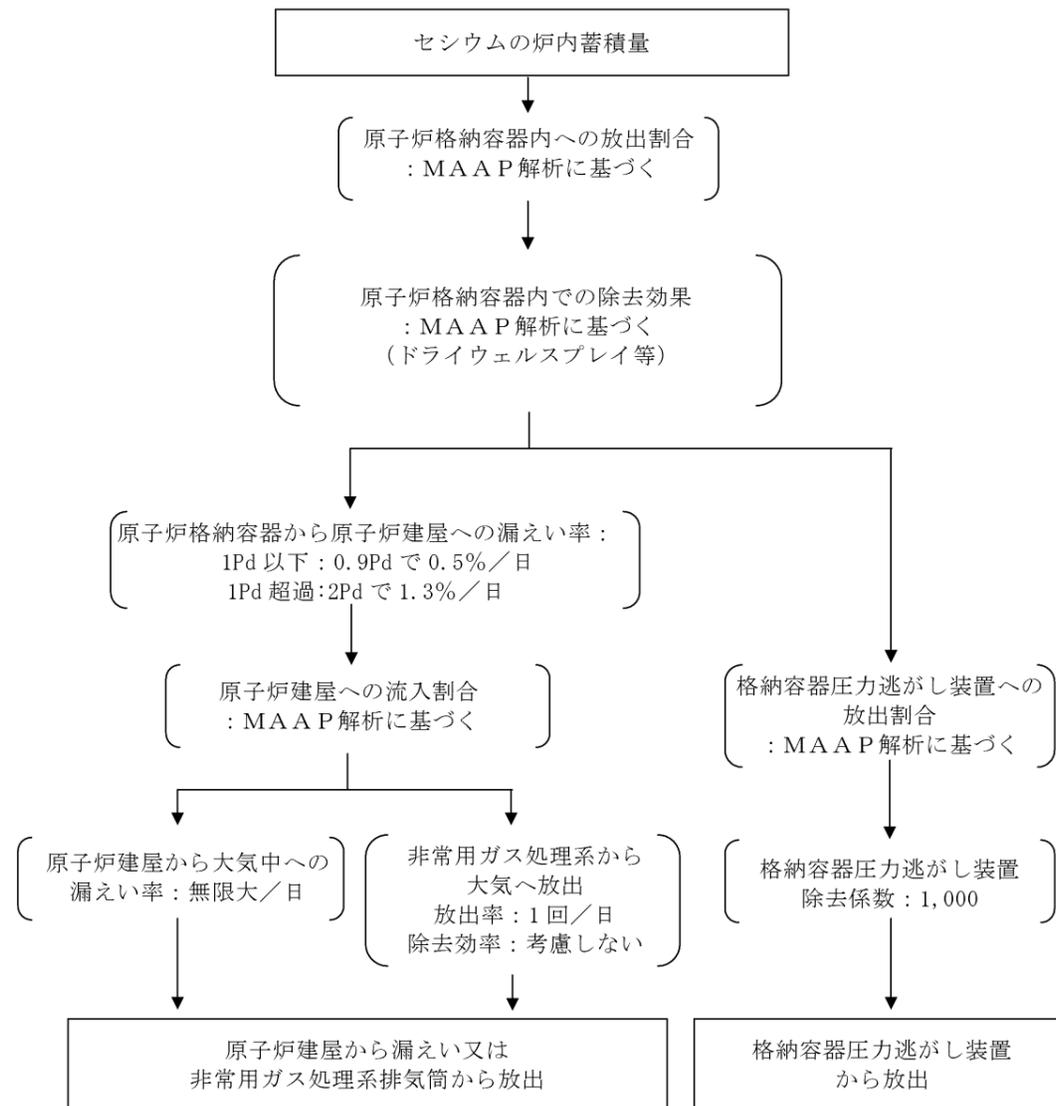
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, May 2003</p> <p>※2 Standard Review Plan 6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, December 2005</p> <p>※3 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007</p> <p>※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995</p>		



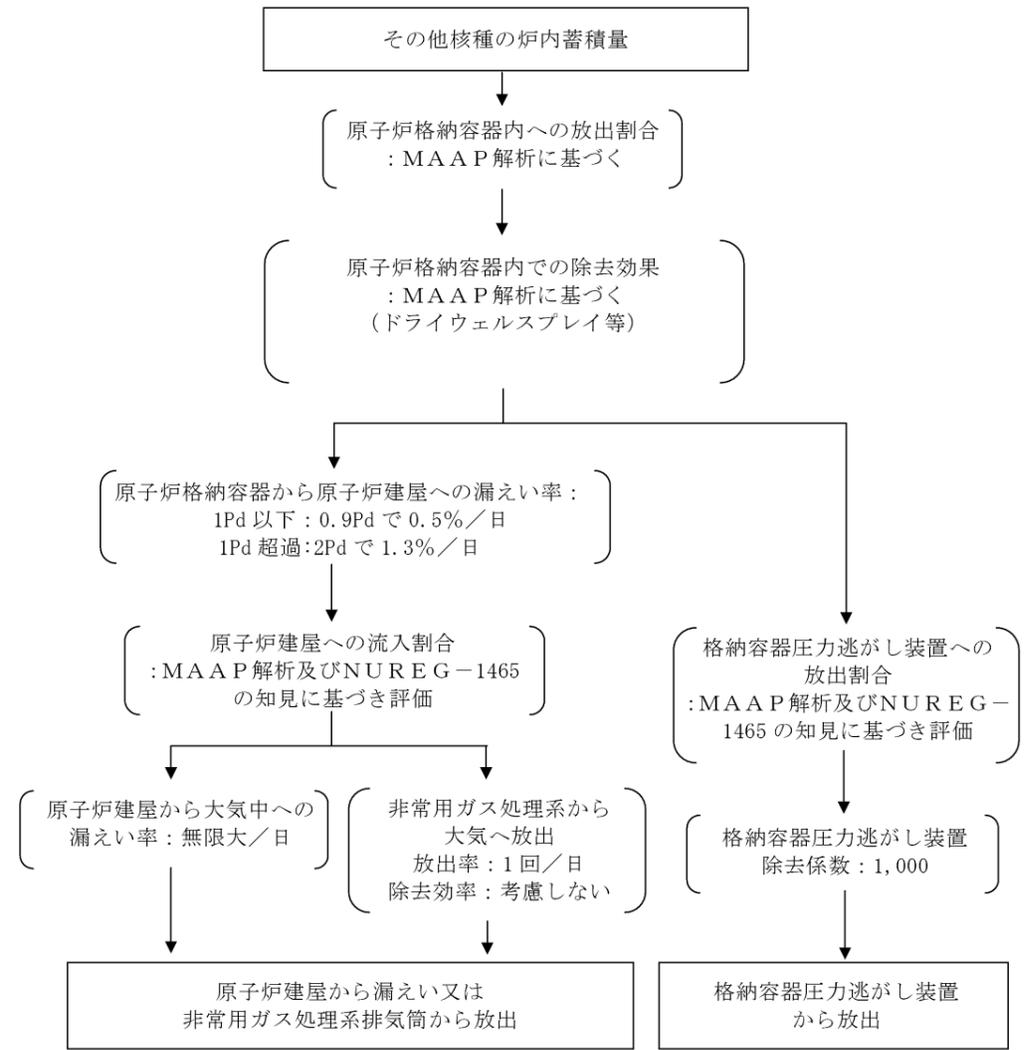
第1図 希ガスの大気放出過程



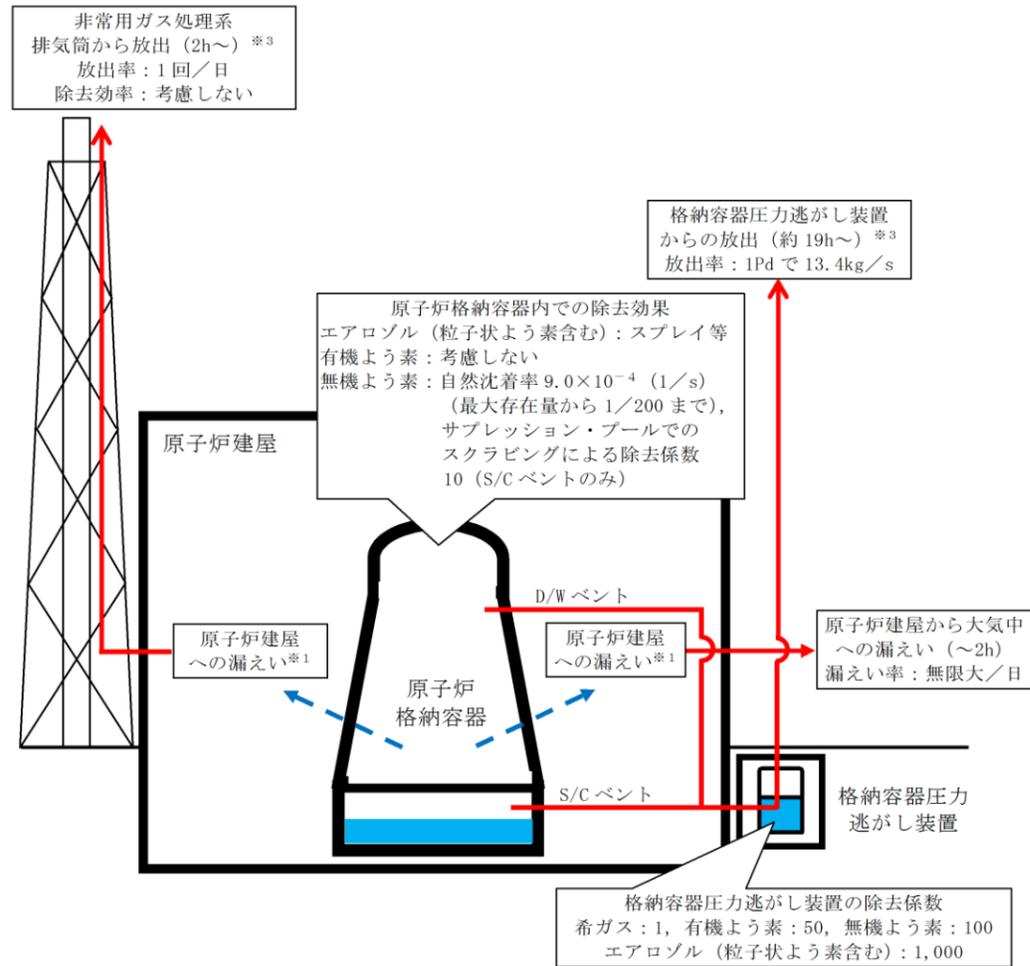
第2図 よう素の大気放出過程



第3図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程

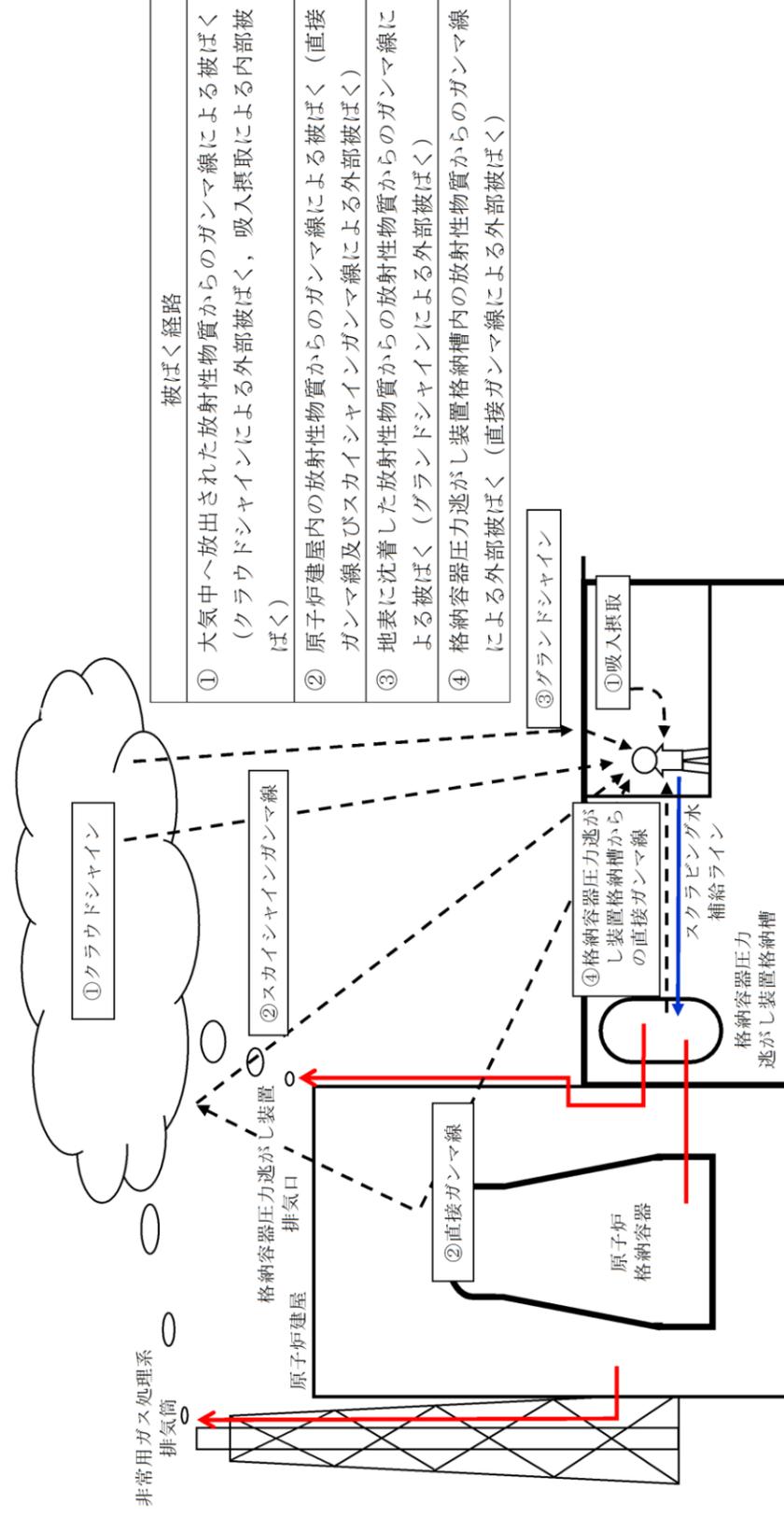


※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
 【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】  
 1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日, 1Pd超過:2Pdで1.3%/日  
 【無機よう素】  
 1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定), 上記以外の期間: 0.5%/日 (一定)

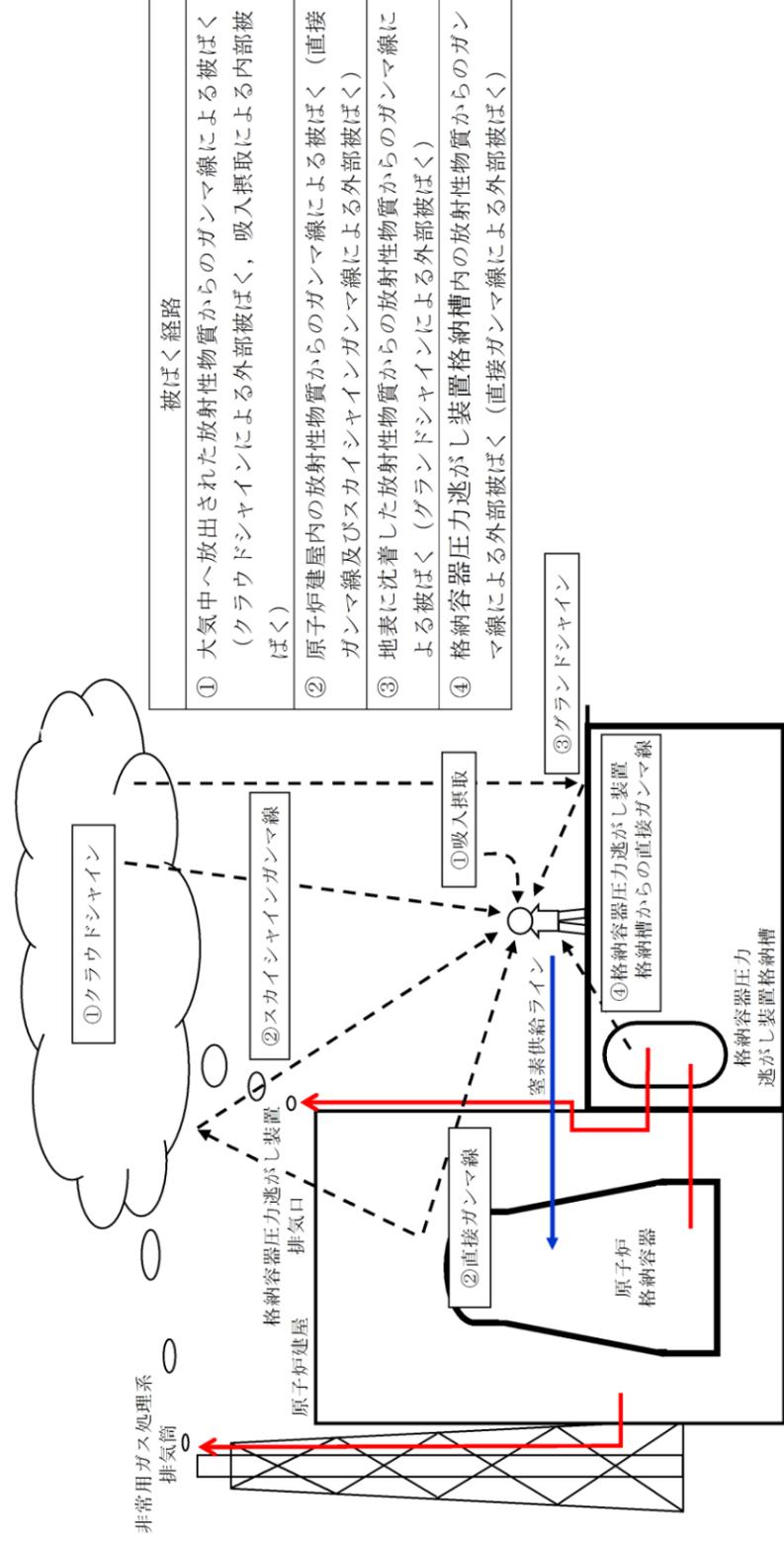
大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				
格納容器圧力逃がし装置からの放出				

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

第5図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第6図 スクラビング水供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第7図 窒素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第2表 大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料（2005年4月～2006年3月） 地上風：地上10m 排気筒風：地上140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高140m）の気象データを使用（別紙17補足11参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙17補足9参照）
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第8図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m <sup>2</sup>	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第3表 評価に使用する相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ )

作業内容		放出箇所	$\chi/Q$ 及び $D/Q$	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 /作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $8.3 \times 10^{-4}$
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $4.2 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $8.7 \times 10^{-19}$
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $1.2 \times 10^{-19}$
		窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)
格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )			約 $4.2 \times 10^{-4}$
	$D/Q$ (Gy/Bq)			約 $8.7 \times 10^{-19}$
非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )			約 $3.0 \times 10^{-6}$
	$D/Q$ (Gy/Bq)			約 $1.2 \times 10^{-19}$
作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)			$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )
	格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.7 \times 10^{-4}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $7.7 \times 10^{-19}$
	非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)		$\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	約 $3.0 \times 10^{-6}$
			$D/Q$ (Gy/Bq)	約 $6.3 \times 10^{-20}$

第4表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71に基づき設定
マスクの除染係数	DF 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3}$ cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 (別紙 17 補足 6~補足 8 参照)

第5表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm <sup>3</sup>	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定

第6表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10g/cm <sup>3</sup>	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm <sup>3</sup> 以上で施工

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="154 247 1261 1228" style="border: 2px solid black; height: 467px; width: 373px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="397 1287 1026 1318">第8図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点</p>		

第7表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (S/Cからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	内部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約3.3×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>	約2.9×10 <sup>0</sup>	約3.3×10 <sup>0</sup>
格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 <sup>1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>
作業線量率	約1.3×10 <sup>1</sup>	約3.9×10 <sup>0</sup>	約3.6×10 <sup>0</sup>	約3.9×10 <sup>0</sup>

第 8 表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価 (D/Wからのベント操作の場合)

(単位: mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
	外部被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出された放射性物質による被ばく	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下	1.0×10 <sup>-2</sup> 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約4.5×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>	約4.0×10 <sup>0</sup>	約4.5×10 <sup>0</sup>
格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽からの直接線	約1.0×10 <sup>1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>	約6.3×10 <sup>-1</sup>
作業線量率	約1.5×10 <sup>1</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>	約4.6×10 <sup>0</sup>	約5.1×10 <sup>0</sup>

別紙 26

ベント準備操作開始タイミングについて

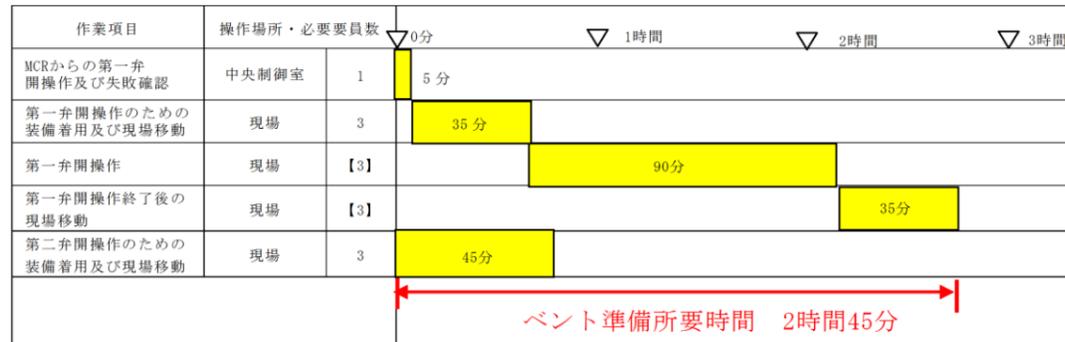
(1) ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認、ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認、第一弁の開操作をベント準備と位置付けて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し、その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達したことを起点として開始する。これは、仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても、ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

(2) ベント準備操作判断基準の考え方

ベント準備操作の所要時間が長くなる中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第1図に示す。所要時間は2時間45分である。



第1図 ベント準備所要時間タイムチャート

また、ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位+5.5m 近辺の水位から、サプレッション・プール通常水位+6.5m (外部水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第1表に示す。

ベント準備操作所要時間が2時間45分であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

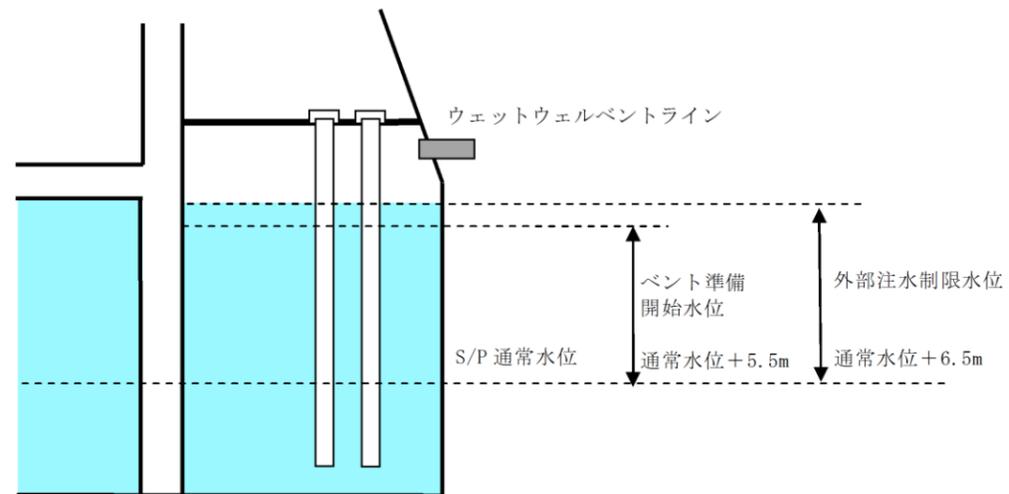
サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第2図に示す。

・資料構成の相違  
島根2号炉は、「4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について (2) e. ベント準備操作の余裕時間」に記載

第1表 スプレィ停止基準までの水量

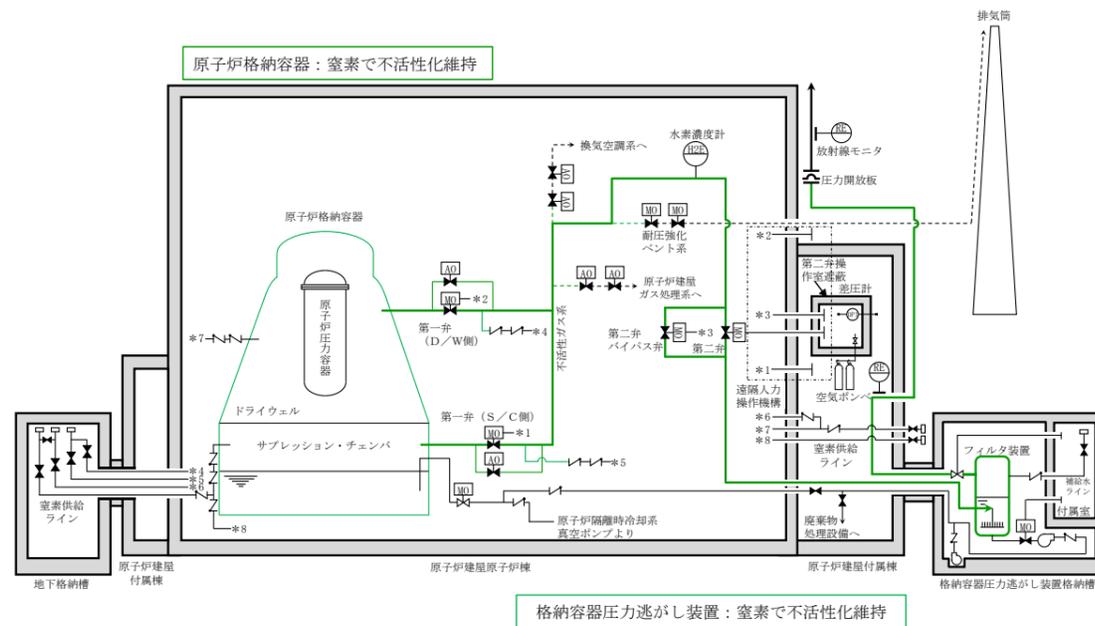
サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m までの水量	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達時間 <sup>※1</sup>
通常水位+6.0m	約 230m <sup>3</sup>	約 1時間 40分
通常水位+5.5m	約 450m <sup>3</sup>	約 3時間 20分
通常水位+5.0m	約 680m <sup>3</sup>	約 5時間

※1 外部水源を用いた代替格納容器スプレィ流量を 130m<sup>3</sup>/h で連続して格納容器スプレィした場合。実際には、代替格納容器スプレィは 130m<sup>3</sup>/h よりも少ない流量でスプレィを実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 34</p> <p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p>格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。</p> <p>発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約0.2%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。</p> <p>フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約0.02%と評価される。一方、出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約0.2%と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。</p> <p>出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。</p> <p>一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統ページ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。</p> <p>以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。</p> <p>(参考) 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>格納容器圧力逃がし装置の各運転モード(系統待機時、ベント開始時、ベント停止後)における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。</p> <p>1. 系統待機時</p> <p>(1) 系統状態</p> <p>系統待機時においては、格納容器隔離弁が閉止されており、隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。</p> <p>系統待機時の状態を第1図に示す。</p> <p>(2) 水素濃度</p> <p>系統待機状態においては、系統内への水素流入はなく、また、系統内における水素発生はない。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は、「別紙2 水素滞留に対する設計上の考慮について」にて記載</p>



第1図 システム待機時の状態概要図

2. ベント実施時

(1) システム状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、システムの初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、システム全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

(2) 水素濃度 (ベント実施時)

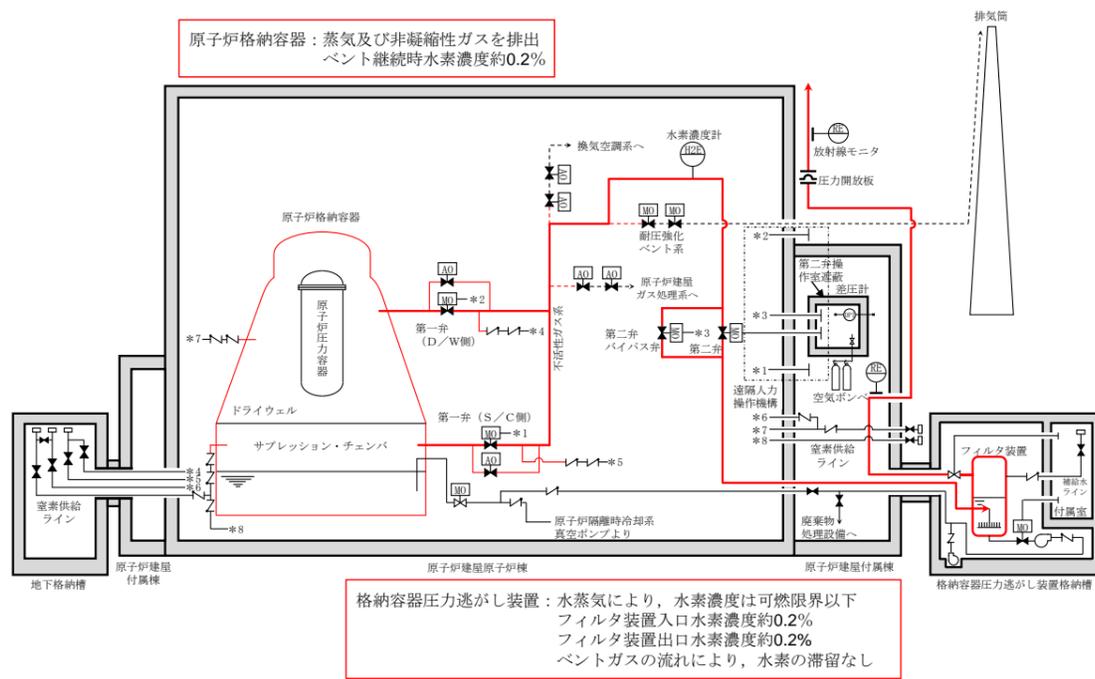
格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約0.2%となる。

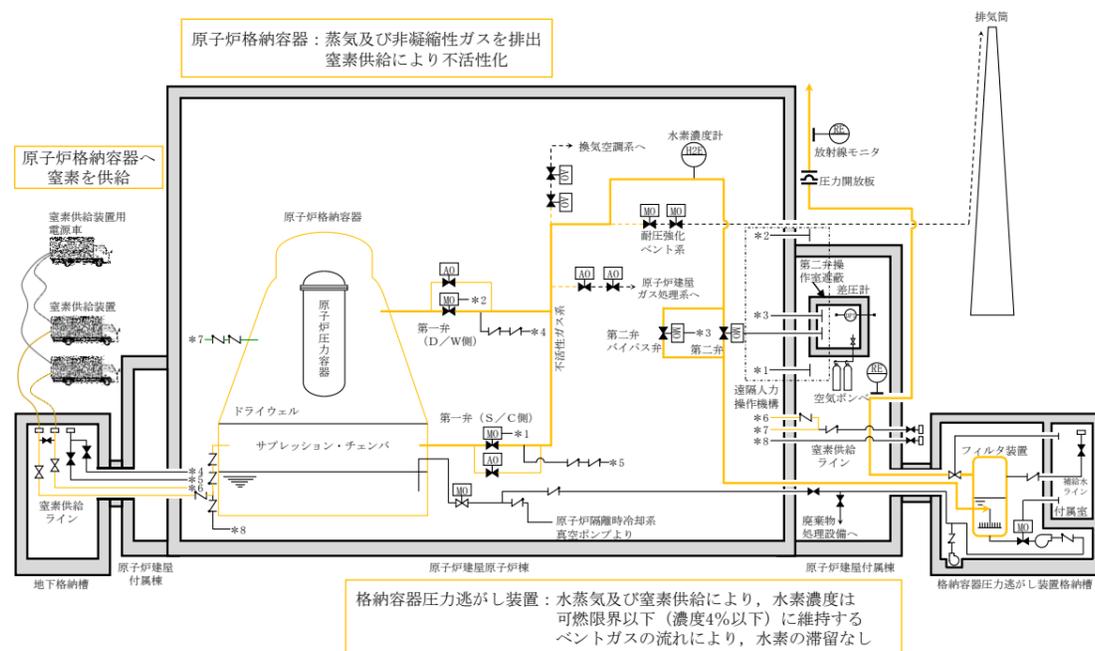
$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1,000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ} \\ &\quad - \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\ \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \text{ (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \text{ ※1} \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \text{ ※2} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times \text{放射線吸収割合} \\ \text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \end{aligned}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 1eV=1.602×10<sup>-19</sup>[J]  ※2 アボガドロ数 6.022×10<sup>23</sup></p> <p>以上の式に事故発生7日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力はベント実施時の圧力として200kPa [abs] とする。</li> <li>・格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4 とする。</li> <li>・放射線吸収割合は1.0 とする。</li> <li>・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約10MW とする。</li> </ul> <p>水蒸気発生量=10×1,000 / (2706.24-251.15<sup>*3</sup>) ×1,000 / 18  ×22.4×10<sup>-3</sup>×3,600=18247.8 m<sup>3</sup>[N]/h</p> <p>※3 飽和水比エンタルピは60℃条件とする。</p> <p>水素発生量=10×10<sup>6</sup>×0.4 / 100 / (1.602×10<sup>-19</sup>) / (6.022×10<sup>23</sup>)  ×22.4×10<sup>-3</sup>×3,600×1.0=33.44 m<sup>3</sup>[N]/h</p> <p>水素濃度=33.44 / (18247.8+33.44) ×100=約0.2%</p> <p>次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。</p> <p>その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約0.2%となる。</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"> <li>・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する(設計条件)。</li> <li>・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4 とする。</li> <li>・放射線吸収割合は1.0 とする。</li> </ul> <p>水蒸気発生量=0.5×1,000 / (2675.53-418.99) ×1,000 / 18  ×22.4×10<sup>-3</sup>×3,600=992.65 m<sup>3</sup>[N]/h</p> <p>水素発生量=0.5×10<sup>6</sup>×0.4 / 100 / (1.602×10<sup>-19</sup>) / (6.022×10<sup>23</sup>)  ×22.4×10<sup>-3</sup>×3,600=1.67 m<sup>3</sup>[N]/h</p> <p>水素濃度=1.67 / (992.65+1.67) ×100  =約0.2%</p> <p>(3) 水素濃度 (ベント停止前, 窒素供給時)</p> <p>窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は約0.2%を上回ることはない。</p>		



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. ベント停止後</p> <p>(1) 系統状態</p> <p>ベント停止後、可搬型窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで、系統内の水素を希釈、掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため、フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない、スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側については、スクラビング水が飽和状態にある場合は、水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至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。</p> <p>(2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）</p> <p>フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.02%となる。</p> <p>なお、フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。</p> $\text{フィルタ装置内水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{値} \left( \frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100$ $/ (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ <p>入口配管内への水素流量 = フィルタ装置内水素発生量  × ガス入口配管断面積 / フィルタ装置断面積</p> <p>水素濃度 = 入口配管への水素流入量  / (入口配管への水素流入量 + 窒素供給量) × 100</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"> <li>スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。</li> <li>水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する。(格納容器圧力逃がし装置設計条件)</li> <li>放射線吸収割合は1.0とする。</li> <li>窒素供給量は200m<sup>3</sup>[N]/h、不純物濃度は1%未満のため無視する。</li> </ul> $\text{フィルタ装置内水素発生量} = 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$ $/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ $= 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ <p>入口配管内への水素流量 = 1.67 × 0.144 / 9.1</p> $= 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ <p>水素濃度 = 0.026 / (0.026 + 200) × 100</p> $= \text{約 } 0.02\%$		

(3) 水素濃度 (フィルタ装置～大気解放端)

格納容器への窒素供給時の水素濃度については、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.2%以下となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は2.(2)に示した式を用いて計算する。

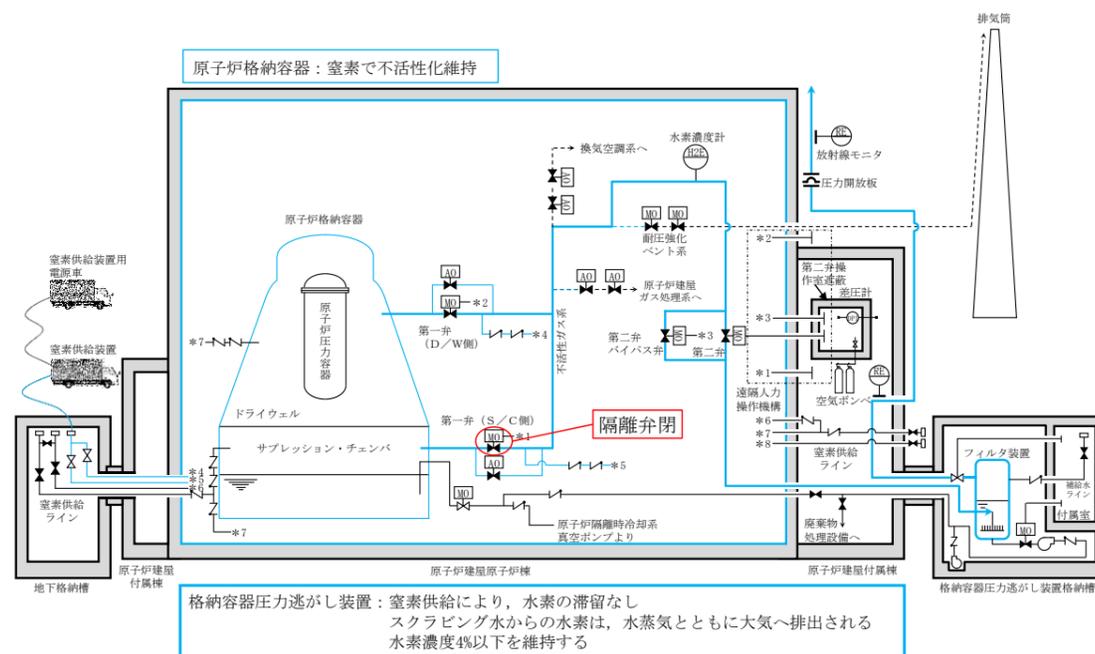
水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・崩壊熱はQとする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1985.3 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 3.344 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素濃度} = 3.344Q / (1985.3 + 3.344) \times 100 = \text{約} 0.2\%$$



第4図 ベント停止後状態概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 評価の保守性について</p> <p>各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。</p> <p>G値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 0.40 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。</p> <p>実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 0.27 分子/100eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。</p> <p>水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。</p> <p>以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものとする。</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 style="text-align: right;">別紙 37</p> <p style="text-align: center;">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>(1) 格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。</p> <p>そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チェンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。</p> <p>この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事象発生後約19時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。</p> <p>ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から19時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウェル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となるCs-137放出量を対象に、事象発生後約19時間後にサプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。</p> <p>(2) 評価ケース</p> <p>a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19時間ベント）</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約19時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第1図に示す。</p> <p>b. ドライウェル側からのベントケース（34時間ベント）</p> <p>a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第2図に示す。</p> <p>MAAP解析の結果、ドライウェル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約34時間時点で格納容器圧力が限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達する結果となったことから、約34時間後にドライウェルベントを実施した。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>サプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を1として規格化した場合のドライウェル側からのベントケースの放出量の相対値を第1表に示す。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は、D/W側のベントを実施する場合でも、S/C側ベント基準（注水制限）以降も余分に保持することを想定していない</p>

第1表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及びCs-137 放出量

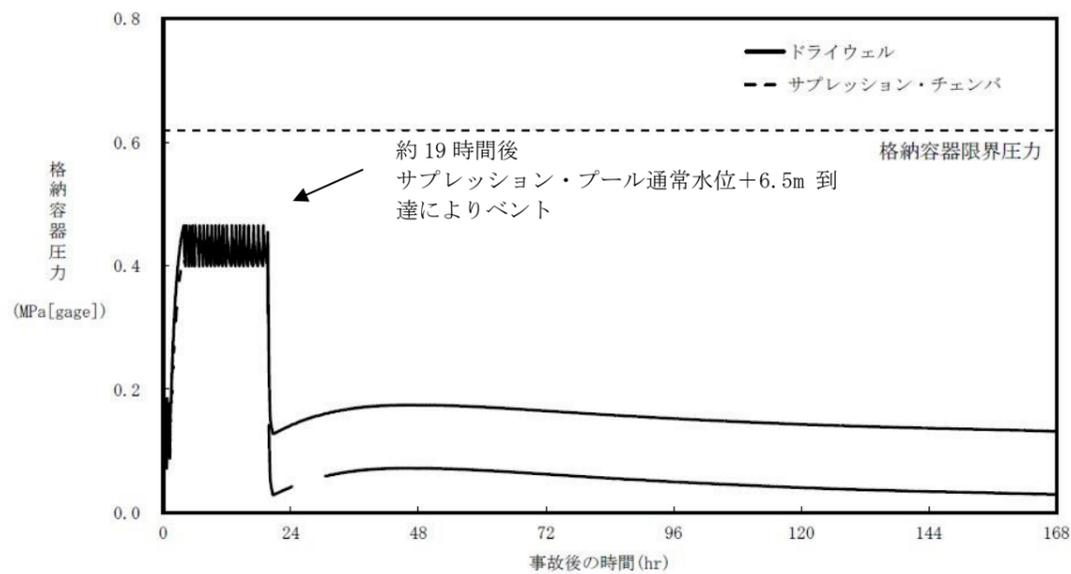
評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サブプレッション・チェンバ側からのベント	約19時間	1	1
ドライウェル側からのベント	約34時間	約0.80	約 $1.76 \times 10^4$

希ガスの放出量はサブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントケースは約0.8倍であり、希ガスの減衰効果は限定的となっている。これは、第3図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から12時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生19時間後から34時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

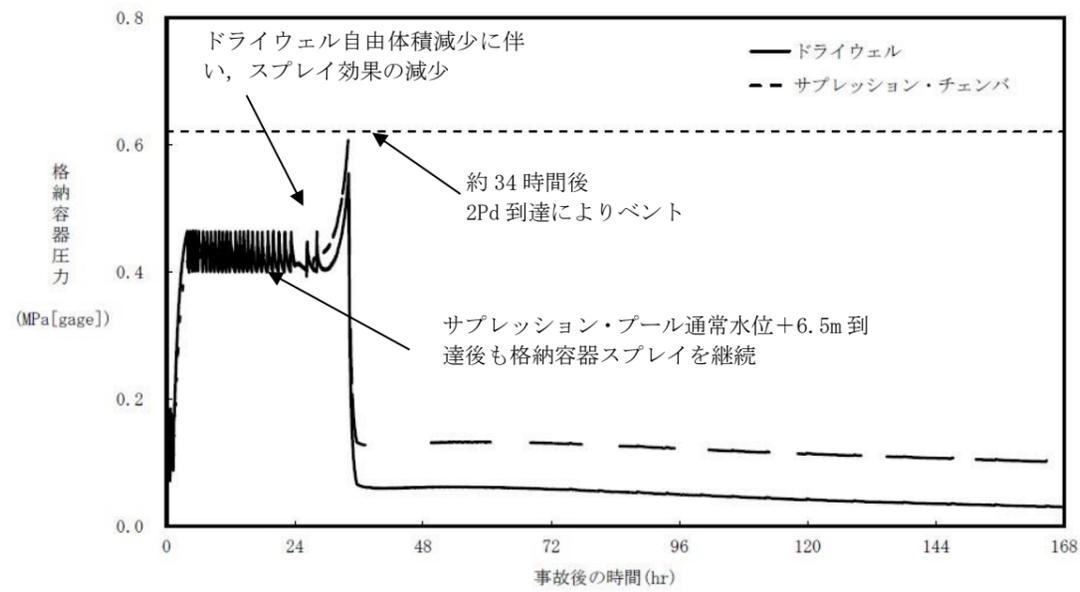
Cs-137の放出量に関しては、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントは約 $1.76 \times 10^4$ 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウェル側からのベントの場合、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してサブプレッション・プール水でのスクラビング効果が得られなくなるためである。

(4)まとめ

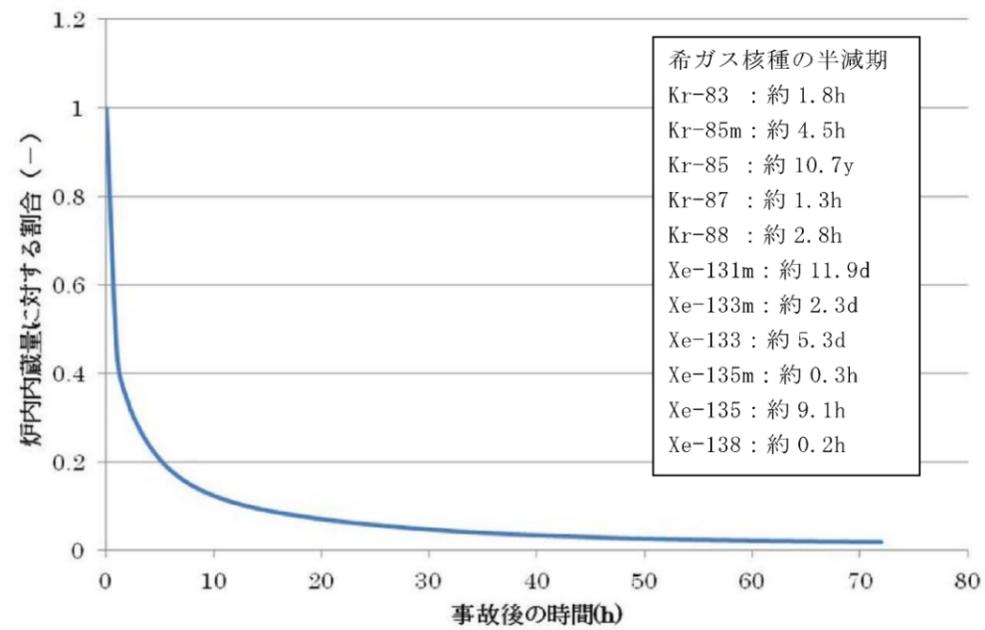
上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウェル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サブプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサブプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。



第1図 サブプレッション・チェンバ側からのベント (19時間ベント) の格納容器圧力推移



第2図 ドライウエル側からのベント (34時間ベント) の格納容器圧力推移



第3図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化 (核種合計)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 38</p> <p style="text-align: center;"><u>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</u></p> <p>MCCI発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO<sub>2</sub>が発生する。また、この水蒸気やCO<sub>2</sub>が、熔融炉心中のZrと反応し、H<sub>2</sub>及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり熔融炉心内を上昇する間に、熔融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、熔融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する<sup>※1</sup>。</p> <p>これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO<sub>2</sub>の他に微量の [ ] が含まれているが、水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に熔融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も発生しない。</p> <p>※1 D. A. Powers, J. E. Brockmann, A. W. Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>島根2号炉は、エアロゾルの想定に十分な保守性があること、コリウムシールドの侵食時のガス及びエアロゾル発生はほとんどないことから、該当資料なし</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

(1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の非常時運転手順書では、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は 279kPa [gage] (0.9Pd) - 217kPa [gage] (0.7Pd)、炉心損傷後は 465kPa [gage] (1.5Pd) - 400kPa [gage] (1.3Pd) の範囲において、可能な限り高い圧力で維持するよう格納容器スプレイ流量を 130m<sup>3</sup>/h - 102m<sup>3</sup>/h (補足 1) の範囲で調整することとしている。これは、間欠スプレイを実施する場合に対して、運転員の負担の軽減及びスプレイ弁故障のリスク軽減し、さらに、格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定している。

一方で、有効性評価においては、上記圧力制御範囲において、スプレイ流量 130m<sup>3</sup>/h を一定として、スプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。これは、被ばく評価に与える影響を厳しく評価する観点から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である 130m<sup>3</sup>/h を設定している。

(2) 影響評価

可能な限り連続スプレイを実施することとしている非常時運転手順書と有効性評価解析には、第 1 表に整理する相違点があり、非常時運転手順書に基づいて連続スプレイとした場合に、有効性評価解析に与える影響を確認する。

第 1 表 有効性評価との相違点と影響評価について

相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレイ停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

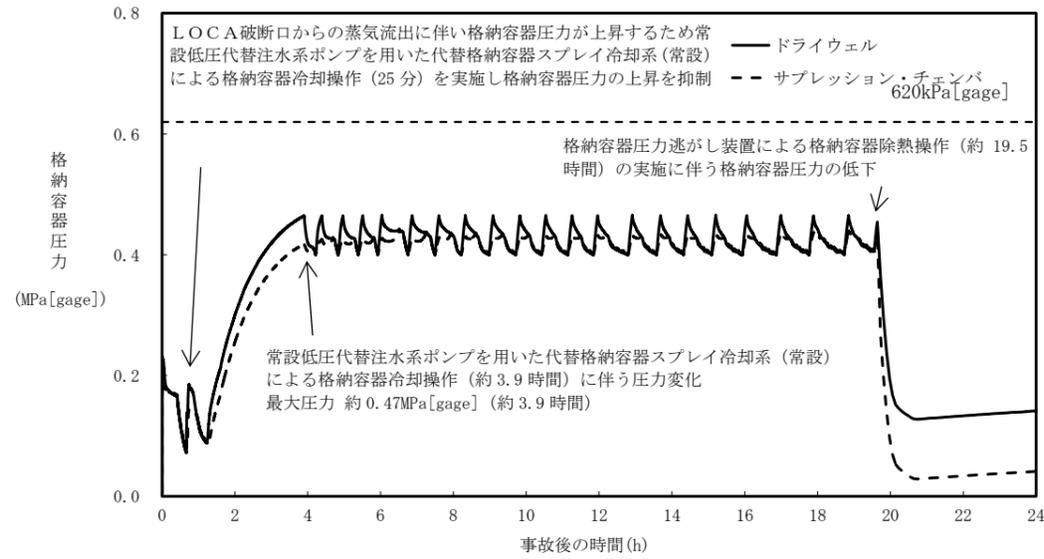
格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイを連続スプレイとした場合、有効性評価において実施している 130m<sup>3</sup>/h から流量を低下させることとなるため、格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する。また、有効性評価ではサブプレッション・プール水位上昇を抑制するために間欠での代替格納容器スプレイを実施しているが、連続スプレイとした場合には、サブプレッション・プール水位上昇が早くなるおそれがあるため、ベント開始時間に与える影響を確認する。

(a) 評価条件

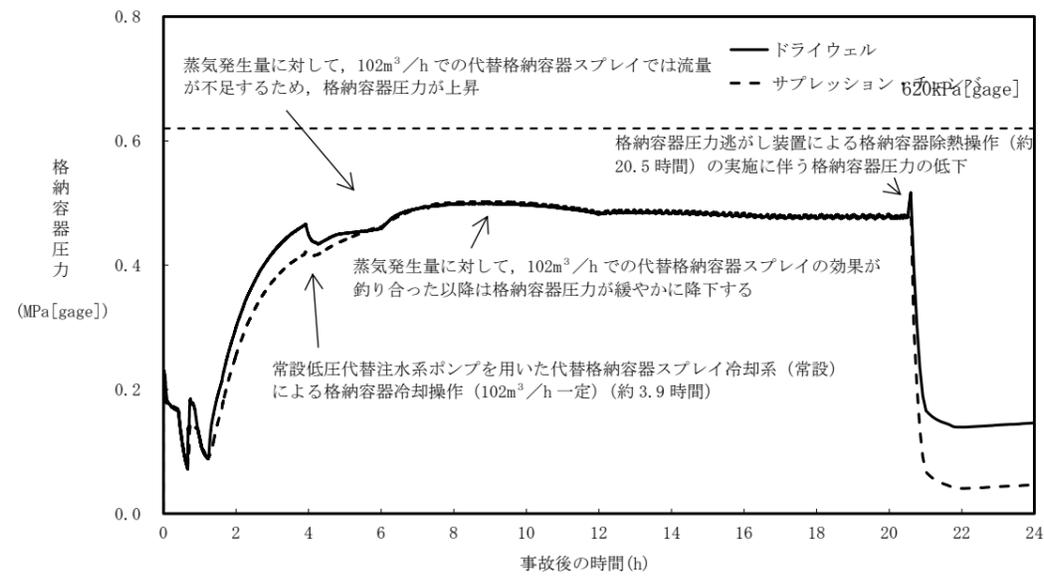
・運用の相違

格納容器スプレイについては、実手順と同様の条件で解析を実施していることから、該当資料なし

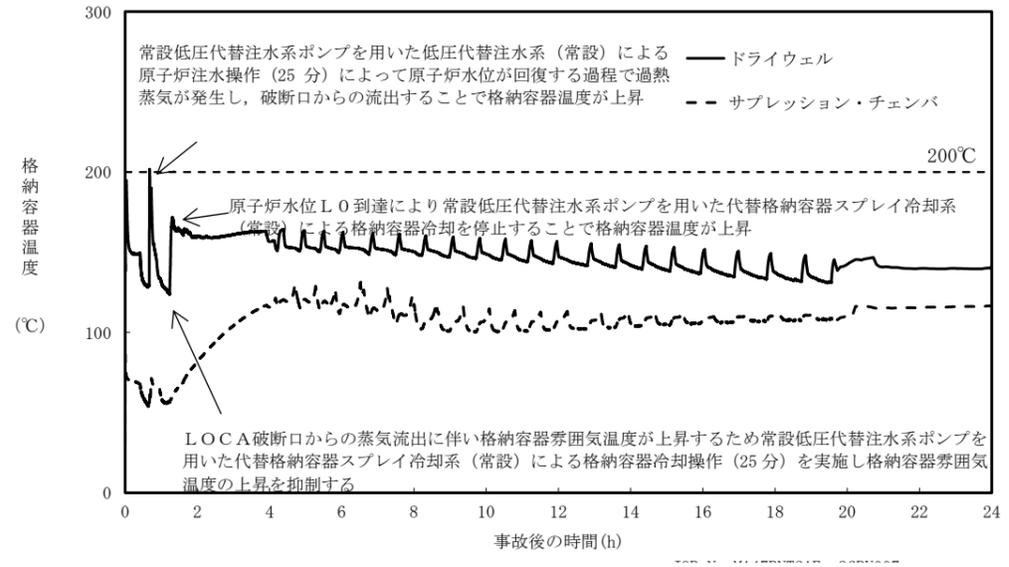
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替格納容器スプレイ流量範囲の下限である102m<sup>3</sup>/hで一定とした条件での感度解析「102m<sup>3</sup>/h一定ケース」を実施した。また、その他の条件は有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」（以下「ベースケース」という。）と同じとした。</p> <p>ベースケースと102m<sup>3</sup>/h一定ケースを対比し、連続スプレイとした場合の影響について確認する。</p> <p>(b) 評価結果</p> <p>ベースケースにおける格納容器圧力の推移を第1図に、格納容器温度の推移を第3図に示す。また、102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移を第2図に、格納容器温度の推移を第4図に示す。</p> <p>102m<sup>3</sup>/h一定ケースでは、約4時間後から約9時間後まで、蒸気発生量に対してスプレイ流量が不足し、格納容器圧力が上昇する結果となった。ただし、実運用では、スプレイ流量を調整することで圧力を465kPa [gage] (1.5Pd) 以下に抑制することが可能である。また、102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおけるベント開始時間は約20.5時間であり、ベースケースの約19.5時間よりも遅くなる結果となった。</p> <p>以上のことから、連続スプレイを実施することによる格納容器圧力及び格納容器温度に与える影響はなく、ベント開始時間が早まることによる被ばく評価への影響もない。</p>		



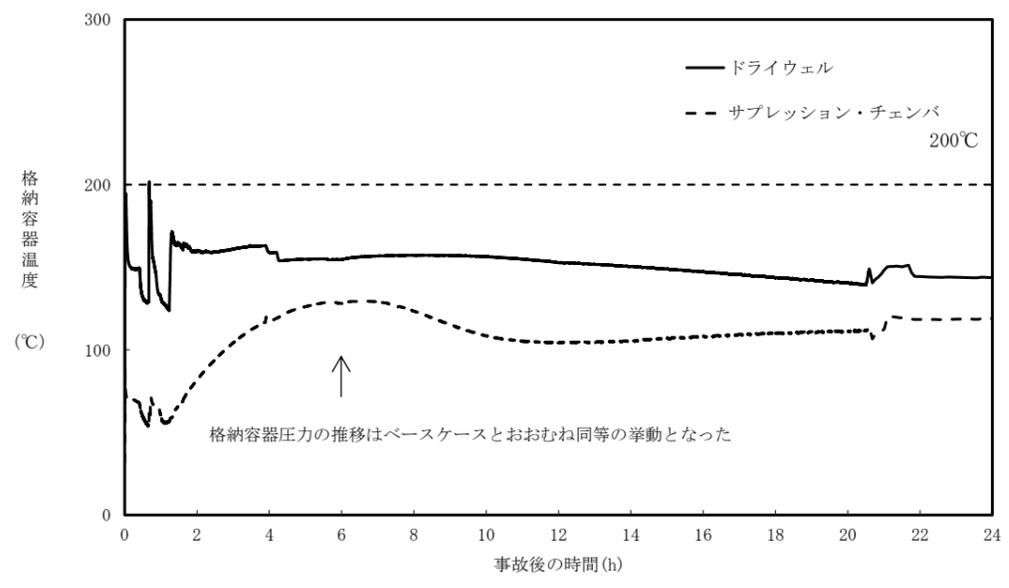
第1図 ベースケースにおける格納容器圧力の推移(24時間)



第2図 102m³/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移(24時間)



第3図 ベースケースにおける格納容器温度の推移(24時間)



第4図 102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおける格納容器温度の推移(24時間)

b. 影響評価②

格納容器スプレイに期待しているエアロゾル除去効果について、スプレイ流量が低下した場合には、液滴数が減少することで除去効率が下がり、ベースケースよりも格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

ベースケースにおいて、ベント直前の19.5時間後時点でのベースケース及び102m<sup>3</sup>/h一定ケースの格納容器気相部のエアロゾルの濃度を対比する。

(b) 評価結果

19.5時間後におけるベースケースと102m<sup>3</sup>/h一定ケースにおける格納容器気相部のエアロゾルを第2表に示す。

第2表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m <sup>3</sup> )		ベースケースとの比較
	ベースケース	102m <sup>3</sup> /h一定ケース	
1 Cs I類	1.62E-07	1.26E-07	7.78E-01
2 Cs OH類	4.39E-07	3.16E-07	7.20E-01
3 Sb類	1.13E-07	7.22E-08	6.39E-01
4 Te O <sub>2</sub> 類	8.38E-08	4.43E-08	5.29E-01
5 Sr O類	6.63E-05	4.35E-05	6.56E-01
6 Ba O類	8.53E-05	5.55E-05	6.51E-01
7 Mo O <sub>2</sub> 類	1.09E-04	7.00E-05	6.42E-01
8 Ce O <sub>2</sub> 類	5.74E-05	3.77E-05	6.57E-01
9 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	6.64E-05	4.36E-05	6.57E-01
合計	3.85E-04	2.51E-04	6.51E-01

(c) 評価結果

評価の結果、102m<sup>3</sup>/h一定ケースではベースケースと比較して、格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少する結果となった。これは、間欠スプレイを実施する場合には、スプレイ停止期間中に格納容器内の温度が上昇し、沈着したエアロゾルが再浮遊することで濃度が上昇することに対して、連続スプレイを実施する場合は格納容器温度が相対的に低く抑えられたためと考えられる。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ベースケースの方がより保守的な結果であり、被ばく評価に与える影響はない。

c. 影響評価③

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素については、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において、可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため、格納容器圧力を 465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定とした感度解析「1.5Pd 制御ケース」を実施した。465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定の格納容器圧力となるよう、465kPa [gage] (1.5Pd) から 462kPa [gage] (1.49Pd) の圧力範囲で間欠スプレイを実施する条件とした。また、その他の条件はベースケースと同じとした。

ベースケースと 1.5Pd 制御ケースを対比し、連続スプレイとした場合の希ガス、エアロゾル及び有機よう素の漏えいによる放出割合の影響について確認する。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第3表に示す。

第3表 原子炉建屋への放出割合の比較

核種グループ	放射能量 (0.5MeV 換算値)		ベースケースとの比較
	ベースケース	1.5Pd 制御ケース	
1 希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2' 有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2 Cs I類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3 Cs OH類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4 Sb類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5 Te O <sub>2</sub> 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6 Sr O類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7 Ba O類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8 Mo O <sub>2</sub> 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9 Ce O <sub>2</sub> 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
合計	6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

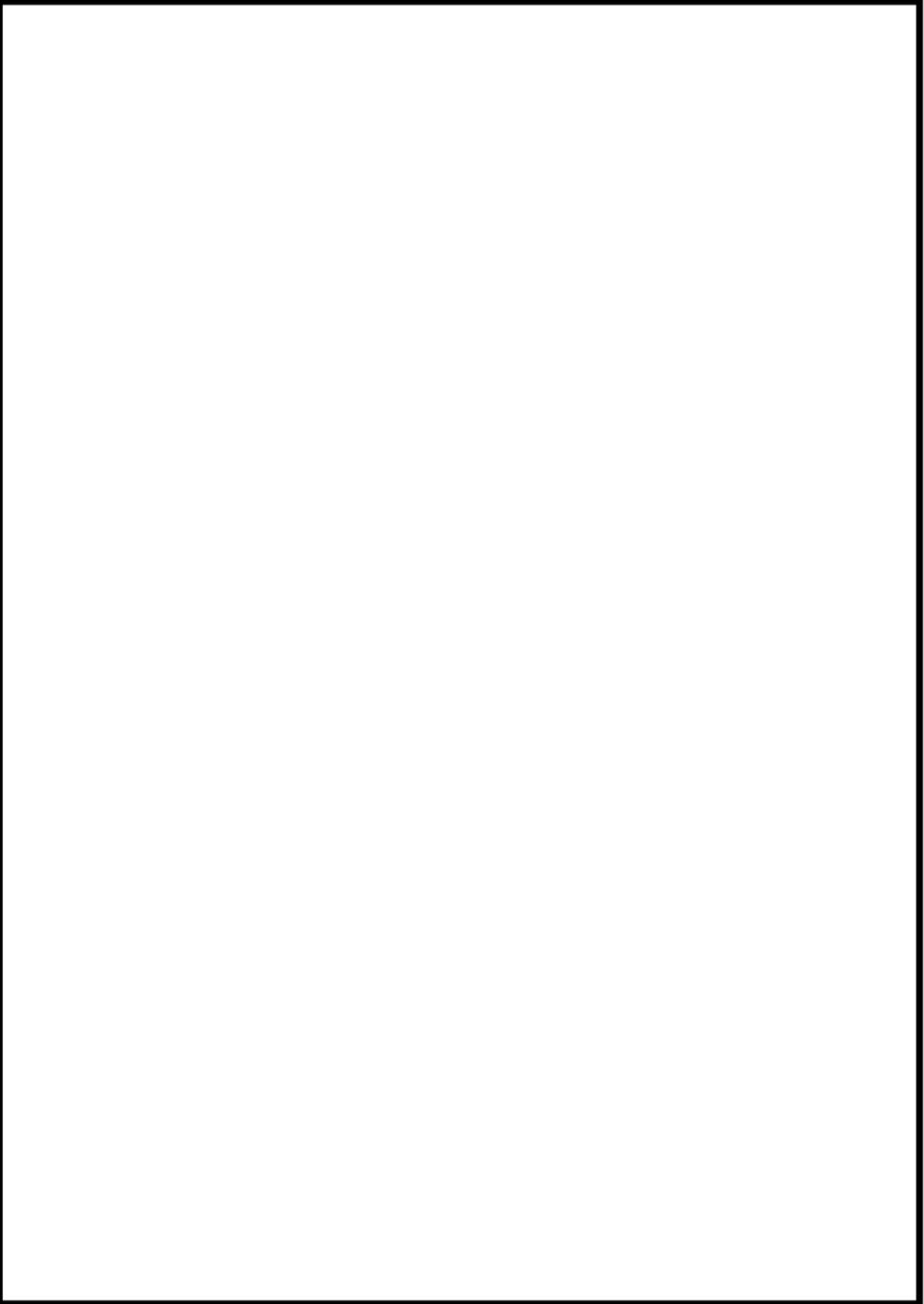
第3表に示すとおり、エアロゾルは2%程度増加する結果となったが、希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは、ベースケースにおいて、間欠スプレイを実

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>施することで急激にドライウェル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し、漏えい面積のより大きいドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し、1.5Pd制御ケースの場合、ドライウェルとサブプレッション・チェンバ間の急激な差圧が生じず、ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相対的に低くなったためである。</p> <p>また、ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいする希ガス、有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は、第4表に示すとおり、希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めている。1.5Pd制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であることに加え、寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることから、間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価となる。</p> <p>第4表 核種グループごとの被ばく寄与率 (ベースケース)</p> <table border="1" data-bbox="201 741 1279 1020"> <thead> <tr> <th></th> <th>外部被ばく寄与率</th> <th>内部被ばく寄与率</th> <th>グランドシャイン</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス</td> <td>約56%</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>約26%</td> <td>約55%</td> <td rowspan="3">約96%</td> </tr> <tr> <td>無機よう素</td> <td>約17%</td> <td>約35%</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>約1%</td> <td>約2%</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル</td> <td>約1%</td> <td>約9%</td> <td>約4%</td> </tr> </tbody> </table> <p>さらに、a.にて示したように、102m<sup>3</sup>/h一定ケースでは、ベースケースと比較し、ベント開始時間が遅くなることで被ばく評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため、より被ばく線量は低くなる。</p> <p>なお、無機よう素については、有効性評価における格納容器圧力の制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため、影響はない。</p> <p>以上のことから、被ばく評価において、ベースケースの方がより保守的な結果となるため、被ばく評価に対する影響はない。</p>		外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン	希ガス	約56%	—	—	有機よう素	約26%	約55%	約96%	無機よう素	約17%	約35%	粒子状よう素	約1%	約2%	エアロゾル	約1%	約9%	約4%		
	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン																					
希ガス	約56%	—	—																					
有機よう素	約26%	約55%	約96%																					
無機よう素	約17%	約35%																						
粒子状よう素	約1%	約2%																						
エアロゾル	約1%	約9%	約4%																					

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>補足1 スpray流量制御の下限値の設定について</p> <p>格納容器スプレイによるエアロゾル除去効果については,MAAPコードにおいて取扱っており,スプレイ液滴径と相関があるため,スプレイ流量を低下させた場合,液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがある。そのため,連続スプレイ流量制御の下限値は,MAAP解析にて有効性を確認している粒径である2mmが確保される流量を設定する。流量制御の下限値の設定に当たっては,実験<sup>※1</sup>による知見に基づき,代替格納容器スプレイ流量の下限値を設定する。</p> <p>1. 実験の知見及び考察</p> <p>実験の結果を第1図に示す。実験における記録ではスプレイ液滴径にばらつきがあるが,第1図に示すノズル当たりの流量が□L/min以上の場合,最大の液滴径は2mm以下となる。そのため,ノズル当たりの流量が□L/min以上確保される流量を代替格納容器スプレイ流量制御の下限値として設定する。</p> <div data-bbox="409 751 991 1304" style="border: 1px solid black; height: 263px; width: 196px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 Spray液滴径の実験結果 (ノズル当たりの流量 □L/min)</p> <p>2. 流量制御の下限値の設定</p> <p>東海第二発電所におけるスプレイヘッダのノズル数は□個であることから,下式に示すとおり,スプレイ流量 102m<sup>3</sup>/h以上を確保することで,スプレイノズル当たりの流量は□L/min以上確保される。</p> <p>○系統流量 = □(L/min/ノズル) × □(ノズル)  = □(L/min)  = 102 (m<sup>3</sup>/h)</p> <p>※1 共同研究報告書,放射能放出低減装置に関する開発研究 (PHASE2) (平成5年3月)</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 53</p> <p style="text-align: center;"><u>フィルタ装置入口配管の位置について</u></p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。</p> <p>(1) 機器設計上の考え方</p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。</p> <p>(2) 悪影響の有無について</p> <p>入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。</p> <p>なお、強度や耐震性への影響は構造(入口配管の位置)を適切に反映して評価することから、問題はない。</p> <p>a. フィルタ性能への影響</p> <p>フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。</p> <p>したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。</p> <p>なお、JAVA 試験設備においては、<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 30px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。</p> <p>b. バウンダリへの影響</p> <p>系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。</p> <p>c. 放射線防護への影響</p> <p>フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。</p>		<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、スクラバ容器入口配管は通常水位より高い位置で接続されるため、該当資料なし</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>フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。</p> <p>以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはない。</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 data-bbox="1172 667 1210 1354">第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較</p>		