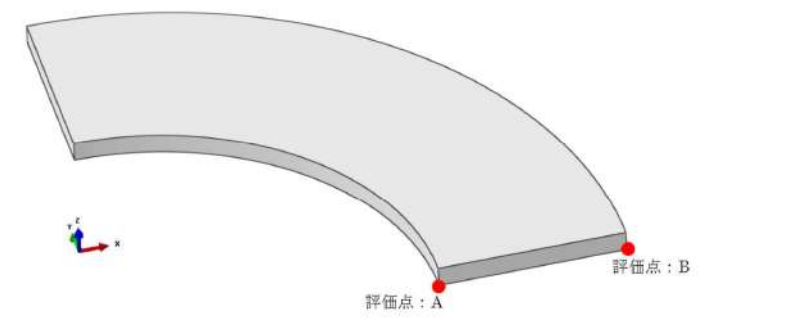
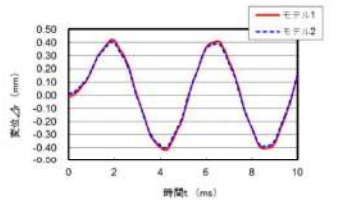
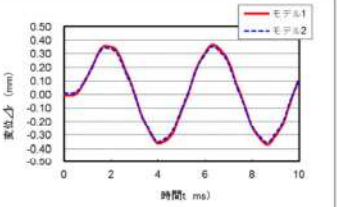
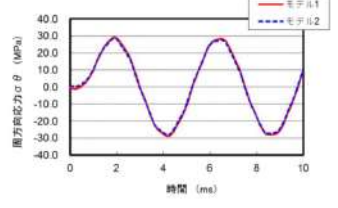
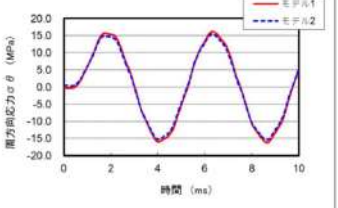
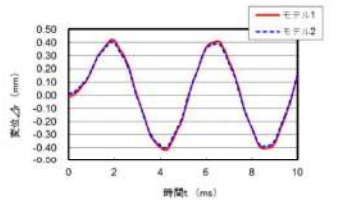
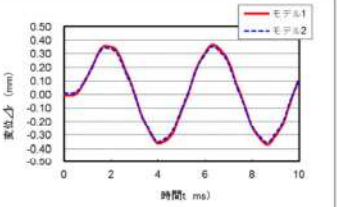
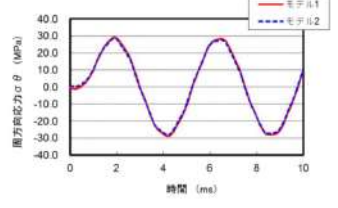
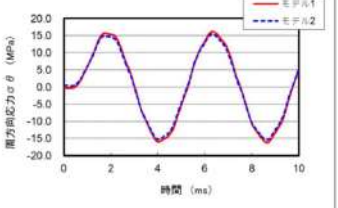
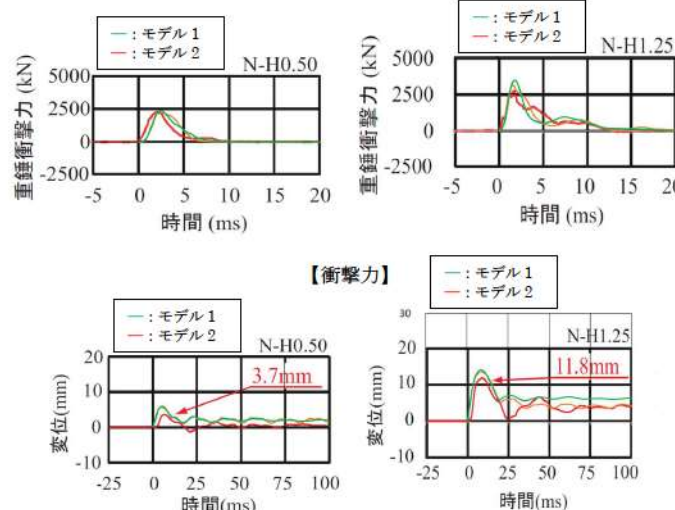
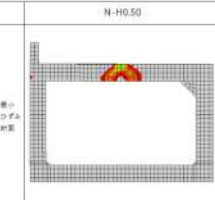
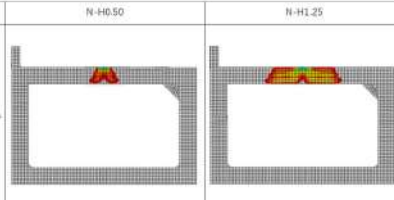
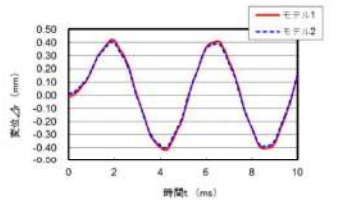
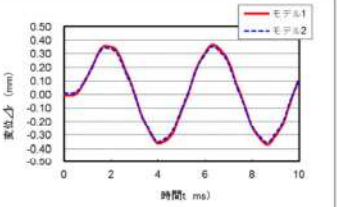
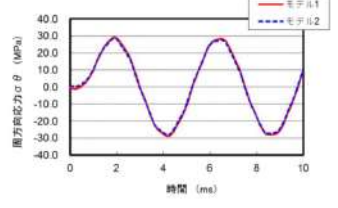
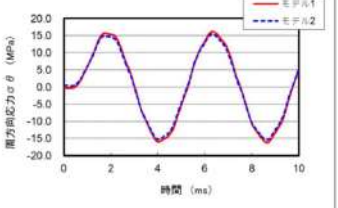


赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
 <table border="1" data-bbox="201 590 1030 1085"> <tr> <td></td> <td>評価点：A (内壁)</td> <td>評価点：B (外壁)</td> </tr> <tr> <td>径方向変位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>周方向応力</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>		評価点：A (内壁)	評価点：B (外壁)	径方向変位			周方向応力			 <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1064 829 1489 1045">  <p>【モデル1】</p> </div> <div data-bbox="1512 829 1937 1045">  <p>【モデル2】</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">【最小主ひずみ分布】</p>	<p>検証手法の相違</p>
	評価点：A (内壁)	評価点：B (外壁)									
径方向変位											
周方向応力											
<p>図 4-6 要素サイズの異なるモデルの動的解析結果の比較</p>	<p>図 4-8 要素サイズの異なるモデルの解析結果の比較</p>										

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

u003c/divu003e

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. 参考文献</p> <p>[1] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUMEI, 2007</p> <p>[2] 「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」, 平成22年3月, 日本原子力技術協会</p> <p>[3] 「原子力発電施設等に係る建造物の爆発衝撃荷重挙動解析」, 平成20年11月, 原子力安全基盤機構</p> <p>[4] 「新版 工業振動学」, チモシェンコ, pp.428 ~ pp.429, 1977年1月, コロナ社</p> <p>[5] 「基礎からの衝撃工学」, 石川, pp.86 ~ pp.87, 2008年3月, 森北出版</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>[1] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUMEI, 2007</p> <p>[2] 「竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法」, 2019年, 電力中央研究所</p> <p>[3] 「原子力発電施設等に係る建造物の爆発衝撃荷重挙動解析」, 平成20年11月, 原子力安全基盤機構</p> <p>[4] “Use and Validation of the Release III K&C Concrete Material Model in LS-DYNA”, Technical Report TR-11-36.5, 2011, Crawford, J. E., Wu, Y., Choi, H. J., Magallanes, J. M., Lan, S.</p> <p>[5] 「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 一許容応力度設計法一」, 1999, (社)日本建築学会</p> <p>[6] 「熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状, 寸法, 質量及びその許容差」, JIS G 3193:2019, 日本産業規格</p> <p>[7] 「鋼構造設計規準 一許容応力度設計法一」, 2005, (社)日本建築学会</p> <p>[8] 「敷砂緩衝材の有無によるRC製ロックシェッド模型(2/5)の重錘落下衝撃実験」, 2011年5月, 山口 悟, 西弘明, 今野 久志, 岸 徳光</p>	<p>炉型の相違により適用事例が異なる</p> <p>炉型の相違により使用材料が異なる</p> <p>検証手法の相違</p>

参考2-38

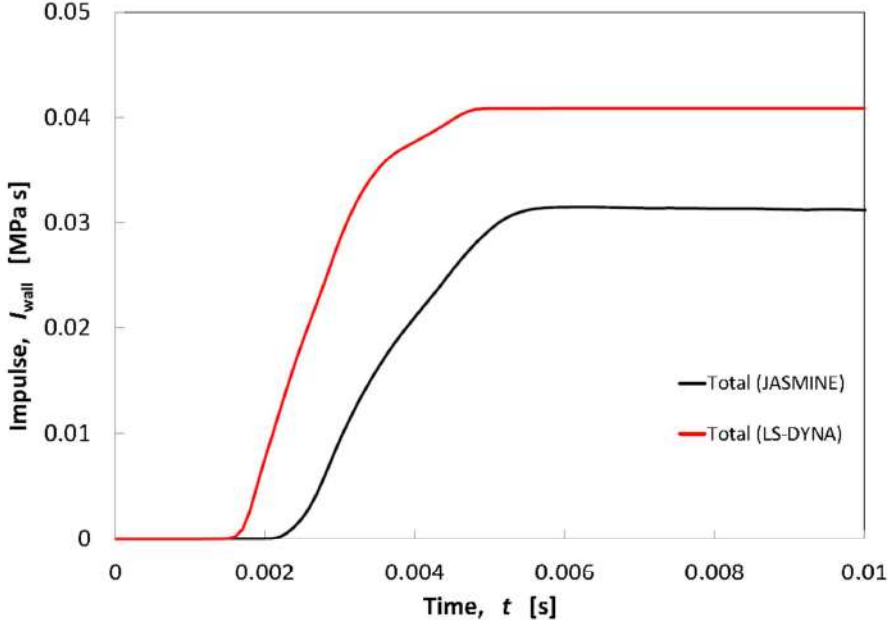
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付1 運動エネルギーから圧力として伝わる時の考え方について</p> <p>3.4 節に示したように、LS-DYNAコードの評価は、JASMINEコードの解析結果に基づき設定した水蒸気爆発時の流体の最大運動エネルギーに基づいて実施している。すなわち、LS-DYNAコードの評価での水蒸気爆発時の流体最大運動エネルギーがJASMINEコードの評価における全領域の流体運動エネルギーの最大値と同等となるように設定している。これは、水蒸気爆発発生時には溶融デブリからの熱エネルギーが、爆発による圧力波を介して流体側に運動エネルギーとして伝わりこれが構造材のペDESTAL壁に作用するためであり、この運動エネルギーの最大値を解析条件としてLS-DYNAコードの評価に引き渡すことにより、ペDESTALの構造健全性を適切に評価できると考えられるためである。</p> <p>上記の考え方の妥当性を確認するために、JASMINEコードの解析による水蒸気爆発時の壁面力積履歴とLS-DYNAコードの解析における壁面力積履歴を比較した。添付図1-1に示すとおり、LS-DYNAコードの解析における壁面力積履歴はJASMINEコードの解析よりも大きく、解析条件として保守的であることが確認できる。</p> <p>また、爆発源の形状については、3.4 節に示したように、JASMINEコードの解析による粗混合領域の分布形状に合わせて円柱状に設定している。LS-DYNAコードの解析では、円柱状に設定した爆発源の領域の中で、JASMINEコードの解析の結果、最も大きくなる圧力を爆発源全体の初期圧力として設定しており、構造応答評価が保守的となるように配慮している。</p> <p>一方で、爆発源の位置及び形状に関して、水相部の底部付近の小さな領域を爆発源として設定するよりは、3.4 節に示した円柱状の爆発源は、その上部が水面に近い場合、爆発源のエネルギーが水面より上方の気相部に伝搬しやすいと考えられる。添付図1-2には、ペDESTALの側壁に隣接する各軸方向位置における力積履歴について、JASMINEコードの結果とLS-DYNAコードの結果を比較した。この図に示されるように、水面以下の力積について、軸方向高さが高い位置の力積はLS-DYNAコードの方がやや大きいものの、下層部と比較してJASMINEコードとの差異が小さくなっていることが分かる。このように、爆発源の形状を円柱状として設定することにより、爆発源のエネルギーの一部が気相部に伝搬されやすくなり、軸方向高さが高い位置では、LS-DYNAコードの力積が小さくなりやすい可能性があるものの、全体としては、JASMINEコードの力積履歴と比較して保守的であり、爆発源を円柱状とした場合であっても、LS-DYNAコードの解析条件の保守性を確認できる。</p>	<p>【該当項目なし】</p>	<p>相違理由</p> <p>解析手法の相違によりLS-DYNAコードで運動エネルギーから圧力への変換は行っていない</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="369 869 817 893">添付図 1-1 水蒸気爆発による壁面力積履歴の比較</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 204 1016 810" style="border: 2px solid black; height: 380px; width: 386px;"></div> <div data-bbox="174 826 922 1348"> <p>添付図 1-2 ペDESTAL側壁の局所位置における力積のコード間の比較</p> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付2 反射波の考慮について</p> <p>LS-DYNAコードは非線形動的構造解析ソフトウェアであり、時刻歴応答計算では陰解法を採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法を採用しているため、特に爆発荷重・衝撃荷重のような非線形性の強い問題を扱うことが可能である。</p> <p>今回のFCI時のRPVペダスタルの構造応答は、構造体を模擬するLagrange要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）と流体を模擬するALE要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）を設定し、両者の相互作用による流体-構造連成解析によって計算している。</p> <p>Lagrange要素の幅は、ペダスタルの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として設定したものである。一方、ALE要素は、Lagrange要素との力のやり取りの関係からLagrange要素と同等の設定をすることが推奨されており、要素幅を <input type="text"/> mmと設定している。</p> <p>なお、一般的に陽解法では、荷重等の伝播速度と要素サイズから自動的に時間刻みを計算することで、解析の精度を確保している。</p> <p>したがって、今回の解析体系においても、要素サイズ、時間刻みは適切に設定されており、流体-構造間、及び構造体内部での圧力伝播や反射の影響については適切に模擬できているものと考えている。</p> <p>ここで、反射波の影響確認を目的として、単純なLagrange要素のモデルにパルス状の荷重を負荷した場合の構造物内部の応力履歴を調査した。解析体系と荷重条件を添付図2-1に示す。</p> <p>添付図2-1に示す条件で圧力波の伝播挙動を解析した結果として、代表点のLagrange要素の応力時刻歴を抽出した結果を添付図2-2に、時刻毎の応力分布を添付図2-3に示す。添付図2-2に示す通り、圧力波の進行と反射の影響により、要素が受ける応力の時刻歴は圧縮応力と引張応力が周期的に変動しており、境界面で圧力波の反射が考慮されていることを確認した。</p> <p>また、同様のモデルを用いて反射波の重畳の効果についても確認した。解析モデルと荷重条件を添付図2-4に示す。添付図2-4に示す条件で圧力伝播挙動を解析した結果として、圧力測定点のLagrange要素の圧力時刻歴を抽出した結果の比較を添付図2-5に示す。</p> <p>添付図2-5に示す通り、ケース1とケース2の入力を重ね合わせたケース3の解析結果は、ケース1とケース2の解析で得られた個々の圧力波形の重ね合わせとして表現されていることが確認された。これにより、LS-DYNAコードでは圧力伝播と反射、及び反射波の重畳が適切に模擬されていることを確認した。</p> <p>また、添付図2-6に3章に示すペダスタル構造解析において没水部のペダスタル外側壁面に負荷される圧力荷重の時刻歴を示す。</p> <p>今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力の荷重がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であり、爆発エネルギーの開放直後の圧力波による発生応力が支配的となると考えられる。実際の解析評価においても、添付図2-6に示したように、水蒸気爆発によって生じる圧力波の第一ピーク</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">本資料のうち、枠囲み部分は商業秘密に属しますので公開できません。</p>	<p>添付1 反射波の考慮について</p> <p>LS-DYNAコードは非線形動的構造解析ソフトウェアであり、時刻歴応答計算では陰解法を採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法を採用しているため、特に爆発荷重・衝撃荷重のような非線形性の強い問題を扱うことが可能である。</p> <p>今回のFCI時の原子炉下部キャビティ壁の構造応答は、構造体を模擬するLagrange要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）を設定し解析している。</p> <p>Lagrange要素の幅は、原子炉下部キャビティ壁の構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として設定したものである。</p> <p>なお、一般的に陽解法では、荷重等の伝播速度と要素サイズから自動的に時間刻みを計算することで、解析の精度を確保している。</p> <p>したがって、今回の解析体系においても、要素サイズ、時間刻みは適切に設定されており、構造体内部での圧力伝播や反射の影響については適切に模擬できているものと考えている。</p> <p>ここで、反射波の影響確認を目的として、単純なLagrange要素のモデルにパルス状の荷重を負荷した場合の構造物内部の応力履歴を調査した。解析体系と荷重条件を添付図1-1に示す。</p> <p>添付図1-1に示す条件で圧力波の伝播挙動を解析した結果として、代表点のLagrange要素の応力時刻歴を抽出した結果を添付図1-2に、時刻毎の応力分布を添付図1-3に示す。添付図1-2に示す通り、圧力波の進行と反射の影響により、要素が受ける応力の時刻歴は圧縮応力と引張応力が周期的に変動しており、境界面で圧力波の反射が考慮されていることを確認した。</p> <p>また、同様のモデルを用いて反射波の重畳の効果についても確認した。解析モデルと荷重条件を添付図1-4に示す。添付図1-4に示す条件で圧力伝播挙動を解析した結果として、圧力測定点のLagrange要素の圧力時刻歴を抽出した結果の比較を添付図1-5に示す。</p> <p>添付図1-5に示す通り、ケース1とケース2の入力を重ね合わせたケース3の解析結果は、ケース1とケース2の解析で得られた個々の圧力波形の重ね合わせとして表現されていることが確認された。これにより、LS-DYNAコードでは圧力伝播と反射、及び反射波の重畳が適切に模擬されていることを確認した。</p> <p>また、添付図1-6に3章に示す原子炉下部キャビティ構造解析において原子炉下部キャビティ外側壁面に負荷される圧力荷重の時刻歴を示す。</p> <p>今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力の荷重がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であり、爆発エネルギーの開放直後の圧力波による発生応力が支配的となると考えられる。実際の解析評価においても、添付図1-6に示したように、水蒸気爆発によって生じる圧力波の爆発初期</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クによる圧力が、以降の反射波による圧力ピークに比べて大きく、爆発初期の圧力波が構造応答評価に対して支配的となることを確認できる。</p> <div data-bbox="190 284 1041 813"> </div> <p>添付図 2-1 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="392 1053 963 1093" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>のピークによる圧力が、以降の反射波による圧力ピークに比べて大きく、爆発初期の圧力波が構造応答評価に対して支配的となることを確認できる。</p> <div data-bbox="1064 239 1937 1077"> </div> <p>添付図 1-1 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="1377 1181 1948 1212" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 231 1025 646"> </div> <div data-bbox="336 662 851 694"> <p>添付図 2-2 Lagrange 要素の代表点における応力場の履歴</p> </div> <div data-bbox="168 710 1025 1093"> </div> <div data-bbox="459 1109 728 1141"> <p>添付図 2-3 応力場分布の推移</p> </div> <div data-bbox="421 1252 996 1284"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1064 279 1960 630"> </div> <div data-bbox="1243 662 1758 694"> <p>添付図 1-2 Lagrange 要素の代表点における応力場の履歴</p> </div> <div data-bbox="1086 726 1960 1093"> </div> <div data-bbox="1377 1109 1646 1141"> <p>添付図 1-3 応力場分布の推移</p> </div> <div data-bbox="1377 1181 1948 1212"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (参考資料2)

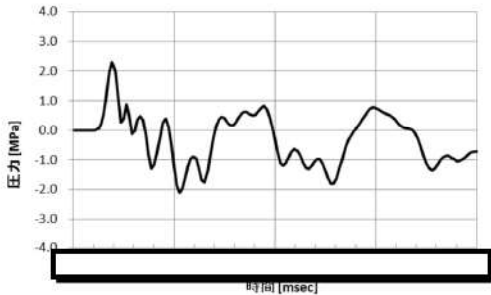
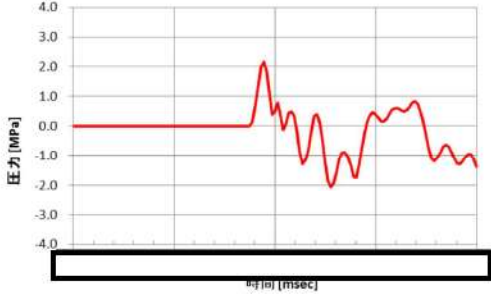
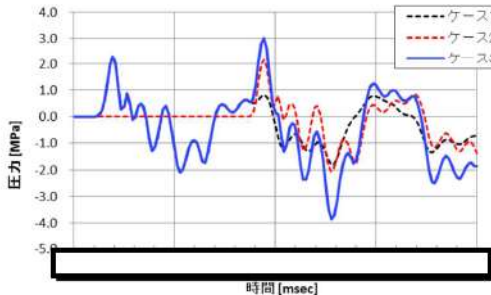
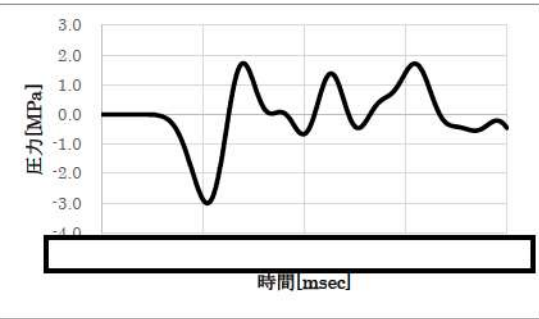
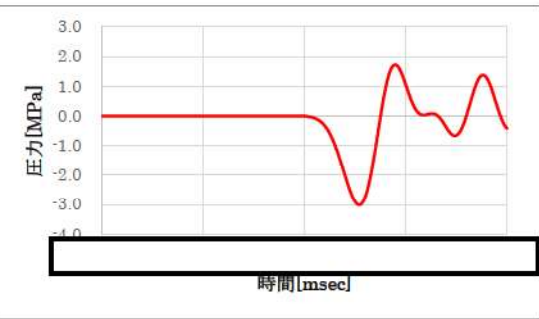
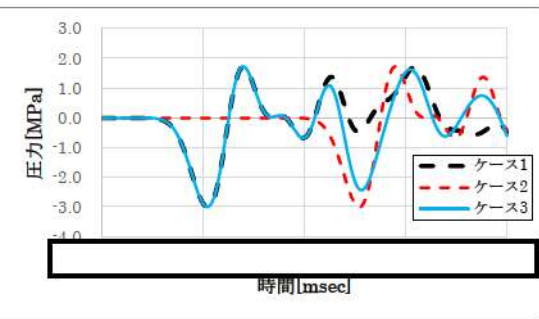
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 220 1025 1054" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="443 1082 750 1106">添付図 2-4 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="421 1252 994 1289" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1066 188 1962 1054" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1355 1082 1662 1106">添付図 1-4 解析モデルと荷重条件</p> <p data-bbox="1384 1220 1948 1244">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="241 220 365 244"><ケース1></p>  <p data-bbox="241 566 365 590"><ケース2></p>  <p data-bbox="241 917 365 941"><ケース3></p>  <p data-bbox="459 1284 739 1308">添付図 2-5 各ケースの圧力履歴</p> <div data-bbox="448 1372 1019 1412" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p data-bbox="481 1380 985 1404">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1064 172 1164 196"><ケース1></p>  <p data-bbox="1064 550 1164 574"><ケース2></p>  <p data-bbox="1064 933 1164 957"><ケース3></p>  <p data-bbox="1366 1316 1646 1340">添付図 1-5 各ケースの圧力履歴</p> <div data-bbox="1377 1348 1948 1388" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p data-bbox="1388 1356 1937 1380">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="168 236 1032 845" style="border: 2px solid black; height: 382px; width: 386px;"></div> <p data-bbox="331 869 869 893">添付図 2-6 圧力によってペDESTAL外側壁面に作用する荷重</p> <div data-bbox="226 930 965 978" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="264 943 927 967">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1064 312 1962 823" style="border: 2px solid black; height: 320px; width: 401px;"></div> <p data-bbox="1189 869 1832 893">添付図 1-6 圧力によって原子炉下部キャビティ外側壁面に作用する荷重</p> <p data-bbox="1384 906 1951 930">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付3 ペDESTAL構造応答評価における判定基準について</p> <p>1. ペDESTALの支持機能について</p> <p>炉外FCIの水蒸気爆発評価においては、爆発による衝撃荷重により、ペDESTALが圧力容器等を支持する機能を損なわないことが健全性の判断基準となる。</p> <p>保守的な想定として、内側鋼板、コンクリート及び縦リブ構造材を無視し、ペDESTALの外側鋼板のみを考慮した場合の降伏強度について以下に評価する。</p> <p>ペDESTALの外側鋼板の断面積は、</p> $A_0 = \pi/4 \times (D_0^2 - D_1^2) = \boxed{} \text{ mm}^2$ <p>外側鋼板の降伏応力は、</p> $S_y = 490 \text{ MPa}$ <p>よって、外側鋼板の降伏耐力は、</p> $F_y = \boxed{} \text{ mm}^2 \times 490 \text{ MPa} = \boxed{} \text{ kN}$ <p>となる。一方、ペDESTAL評価箇所に加わる主な荷重としては、</p> <p>① 圧力容器からの作用荷重（約 $\boxed{}$ ton） ② 原子炉遮へい壁からの作用荷重（約 $\boxed{}$ ton） ③ ペDESTALの基礎に直接作用する荷重（約 $\boxed{}$ ton）</p> <p>があり、鉛直方向の荷重は合計で約 $\boxed{}$ kN（$\boxed{}$ ton）である。したがって、外側鋼板のみでもペDESTALに加わる荷重に対して降伏することはない。</p> <p>以上に示すように、ペDESTALの支持機能は外側鋼板のみで成立するため、炉外FCI時の水蒸気爆発評価においては、衝撃荷重によるペDESTAL外側鋼板の健全性への影響を確認する。</p> <p>2. 許容ひずみについて</p> <p>鋼板の健全性は、爆発荷重によって生じるひずみが許容ひずみ範囲内であることをもって確認する。</p> <p>炉外FCI評価に用いるペDESTAL鋼板の許容ひずみは、材料データの既往知見（NUPEC試験^[1]）の最大荷重点でのひずみより10%としている。以下ではその設定の考え方について示す。</p> <p>ペDESTAL鋼板の材質はSPV490である。SPV490のJIS規格では破断ひずみを19%以上である。これに対して、既往知見の一つであるNUPEC試験データにSPV490の最大荷重点でのひずみ10%がある。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>添付2 原子炉下部キャビティ構造応答評価における判定基準について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティ壁の支持機能について</p> <p>炉外FCIの水蒸気爆発評価においては、爆発による衝撃荷重により、原子炉下部キャビティ壁が原子炉容器等を支持する機能を損なわないことが健全性の判断基準となる。</p> <p>2. 許容ひずみについて</p> <p>鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊が考えられ、鉄筋コンクリートの健全性は、爆発荷重によって生じるひずみを各破壊モードにおける許容値と比較評価し、構造が全体的に崩壊する挙動とならないことをもって確認する。</p> <p>曲げ引張破壊モードにおいては、JSME S NX3-2015^[1]で示される破断ひずみを真値に換算した値11.9%を鉄筋の相当塑性ひずみの許容ひずみとして採用する。</p>	<p>原子炉容器支持構造、及び評価手法の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ペDESTALの機能維持の観点からは、耐力が低下せず、外力の増加に対応できる範囲であれば荷重負担能力が維持できることから、FCI 時の荷重に対して発生するひずみが最大荷重時ひずみ未満であることが機能維持の判定基準であると考えられる。このため、SPV490 の最大荷重点でのひずみ 10%を許容ひずみとして採用する。</p> <p>3. 代表的な解析結果と判断基準に対する傾向の確認</p> <p>今回の評価結果では添付図 3-1 に示すように、外側鋼板の応力は最も厳しい局所位置においても約 130MPa であり、鋼板の大半の領域では応力の最大値は 30MPa 程度である。また、局所的に降伏応力を上回る応力が発生して塑性ひずみが生じたとしても問題となることはなく、外側鋼板の局所以外の大部分に生じる塑性ひずみ量が判断基準を十分に下回っていれば、ペDESTALの支持機能は維持される。</p> <p>以上のように、外側鋼板は炉外 FCI 時の水蒸気爆発荷重に対し、最も厳しい局所位置においても弾性変形の範囲内であり、その他の大部分の領域の発生応力は降伏応力に対しても十分に余裕があることから、ペDESTALの支持機能としての健全性には影響がないと判断できる。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「平成7年度 溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書」, 原子力安全基盤機構, 平成8年3月</p>	<p>せん断破壊モードにおいては、NEI07-13^[2]で示される許容せん断ひずみ 0.5%をコンクリートのせん断ひずみの許容ひずみとして採用する。</p> <p>曲げ圧縮破壊モードにおいては、コンクリートが圧縮強度に達するひずみ (Fc24:1114μ, Fc36:1349μ) をコンクリートの最小主ひずみの許容ひずみとして採用する。</p> <p>3. 代表的な解析結果と判断基準に対する傾向の確認</p> <p>今回の評価結果を添付表 3-1 に示す。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、許容ひずみ 11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、許容せん断ひずみ 0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大 1167μに達しており、許容ひずみ 1114μを超過しているものの、添付図 3-1 に示す通りトンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され原子炉格納容器の健全性が保たれると判断できる。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWR プレストレスコンクリート製格納容器編）」, 日本機械学会, JSME S NX3-2015, 2015年9月</p> <p>[2] “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”, Nuclear Energy Institute (NEI), NEI07-13 (Rev. 8P), 2011. 4</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<div data-bbox="369 212 878 667" style="border: 1px solid black; height: 285px; width: 227px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="264 722 936 1157"> <p>添付図 3-1 炉外 FCI 評価における外側鋼板の応力コンター図 (最大応力発生時) 及び代表位置における応力履歴</p> </div> <div data-bbox="450 1321 1023 1358" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1377 209 1639 231" style="text-align: center;">添付表 3-1 LS-DYNA 解析結果</div> <table border="1" data-bbox="1108 236 1912 520"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">コンクリート</td> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.3%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (下部 (Fc24))</td> <td>1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> <td>1次遮蔽壁全断面で1114 μ以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (上部 (Fc36))</td> <td>1273 μ</td> <td>1次遮蔽壁全断面で1349 μ以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1115 639 1899 930" style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1115 639 1505 930"> <p>(a) 最小値発生箇所</p> </div> <div data-bbox="1505 639 1899 930"> <p>(b) C-C 断面</p> </div> </div> <p>添付図 3-1 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートの最小主ひずみの最小値の分布</p>	部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で1114 μ 以上とならないこと	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 μ	1次遮蔽壁全断面で1349 μ 以上とならないこと	
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																	
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																	
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%																	
	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で1114 μ 以上とならないこと																	
	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 μ	1次遮蔽壁全断面で1349 μ 以上とならないこと																	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE10-9 r.5.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関する
エアロゾル粒子の捕集効果の設定について

令和5年10月
北海道電力株式会社

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">付録4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えいに関する エアロゾル粒子の捕集効果の設定について</p>	<p style="text-align: right;">付録4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えいに関する エアロゾル粒子の捕集効果の設定について</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 NUPEC 試験概要 3.2 NUPEC 試験結果 4. NUPEC 試験の実機への適用性 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察 4.2 シール材の差異に対する考察 4.3 圧力条件に対する考察 4.4 蒸気条件に対する考察 4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察 5. まとめ 	<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 NUPEC 試験概要 3.2 NUPEC 試験結果 4. NUPEC 試験の実機への適用性 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察 4.2 シール材の差異に対する考察 4.3 圧力条件に対する考察 4.4 蒸気条件に対する考察 4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察 5. まとめ 	<p>設備名称の相違 ・実機の電気配線貫通部を示す場合は、他条文と名称の整合性を図るために「電線貫通部」と記載（以降、相違理由は省略）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。</p> <p>ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電気配線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。</p> <p>漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。</p> <p>本資料は、重大事故等時の BWR の原子炉格納容器（Mark-I、Mark-II 及びそれぞれの改良型並びに RCCV）からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を表す捕集係数（以下「DF」という。）に関し、「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成15年3月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。</p> <p>ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。</p> <p>漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。</p> <p>本資料は、重大事故等時の PWR の原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を表す除染係数（以下「DF」という。）に関し、「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成15年3月）」（以下「NUPEC 総括報告書」という。）で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。</p>	<p>設備の相違 記載表現の相違 ・泊では「除染係数」で統一</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路</p> <p>BWRの原子炉格納容器はMark-I、Mark-II及びそれぞれの改良型並びにABWRで採用している鉄筋コンクリート一体型のRCCVといった種類があり、その構造は前者が鋼鉄製の容器、後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが、そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており、放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。</p> <p>そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には、これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所についてMark-I改良型で示す。 (その他型式は別添参照)</p> <p>2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり、Mark-I改良型の原子炉格納容器の概要図を図2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表2-1に示す。</p>	<p>2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路</p> <p>PWRの原子炉格納容器は鋼製円筒型格納容器（鋼製CV）及びプレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）といった種類があり、その構造は前者が鋼鉄製の容器、後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが、そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており、放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。</p> <p>そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には、これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所について泊発電所3号炉で採用している鋼製CVで示す。</p> <p>2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり、鋼製CVの概要図を図2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表2-1に示す。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違 ・泊は採用している鋼製CVについてのみ記載</p> <p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体（ドライウェル、サブプレッションチェンバ、ベント管（ベント管ペローズ含む）） b. ドライウェル主フランジ c. 機器搬出入用ハッチ d. 所員用エアロック e. 逃がし安全弁搬出入口 f. 配管貫通部 g. 電気配線貫通部 h. 原子炉格納容器隔離弁 <p>図 2-1 BWR (Mark-I 改良型) の原子炉格納容器の概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	<p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体（一般部及び局部） b. 機器搬入口 c. エアロック d. 配管貫通部 e. 電線貫通部 f. 原子炉格納容器隔離弁 <p>図 2-1 PWR (鋼製 CV) の原子炉格納容器の概要図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表2-1 BWR (Mark-I改良型)の原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因 (女川原子力発電所2号炉の場合)				表2-1 PWRの原子炉格納容器(鋼製CV)バウンダリの構成部における機能喪失要因 (泊発電所3号炉の場合)				設備の相違
構成部		機能喪失要因		構成部		機能喪失要因		
		構造部	シール部			構造部	シール部	
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	-	a. 原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	-	
	ベント管ベローズ	疲労破壊	-		b. 機器搬入口	蓋	座屈	-
b. ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下	フランジ		延性破壊	-	
	締付ボルト	延性破壊	-	ボルト		延性破壊	-	
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	-	シール部		-	変形, 高温劣化	
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下	c. エアロック	隔壁	延性破壊	-	
	鏡板	座屈	-		シール部	-	変形, 高温劣化	
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下	d. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	-	
	円筒胴	延性破壊	-		スリーブ	延性破壊	-	
	シール部(扉以外)	-	シール能力低下		端板	延性破壊	-	
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	-		閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい	
	鏡板	延性破壊	-	閉止板	延性破壊	-		
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下	伸縮継手	疲労破壊	-		
f. 配管貫通部	ヒンジボルト	延性破壊	-	短管	圧壊	-		
	貫通配管	延性破壊	-	e. 電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	-	
	スリーブ	延性破壊, 座屈	-		モジュール	-	エポキシ樹脂付着力低下, Oリング変形	
	端板	延性破壊	-	f. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	-	
	ボルト締付平板	延性破壊	-		シール部	-	変形	
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下					
	締付ボルト	延性破壊	-					
閉止板	延性破壊	-						
伸縮継手	疲労破壊	-						
g. 電気配線貫通部	短管	延性破壊	-					
	スリーブ	延性破壊	-					
	アダプタ	延性破壊	-					
	ヘッド	延性破壊	-					
h. 原子炉格納容器隔離弁	モジュール	-	シール能力低下					
	耐圧部材	延性破壊	-					
	シール部	-	シール能力低下					

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(女川原子力発電所2号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-9に示す。)

① フランジ構造のシール部 (b. ドライウェル主フランジ, c. 機器搬出入用ハッチ, d. 所員用エアロック, e. 逃がし安全弁搬出入口, f. 配管貫通部)

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(泊発電所3号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-6に示す。)

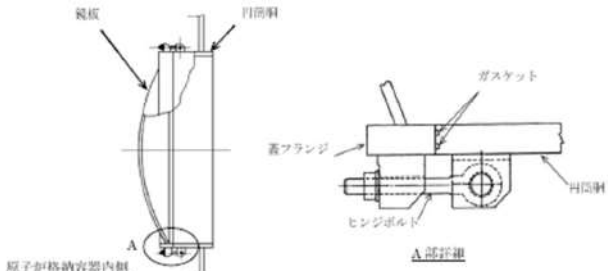
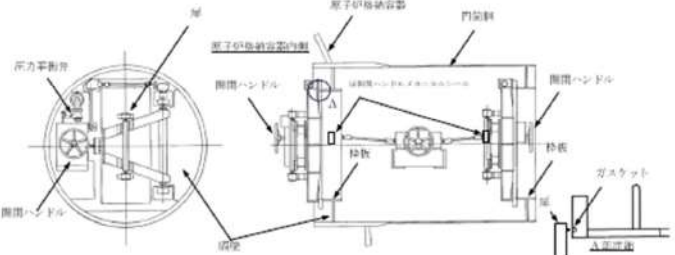
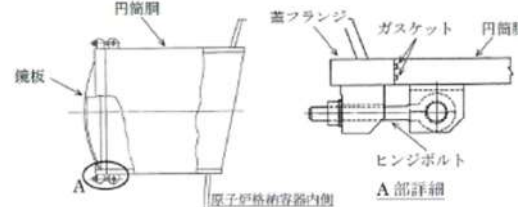
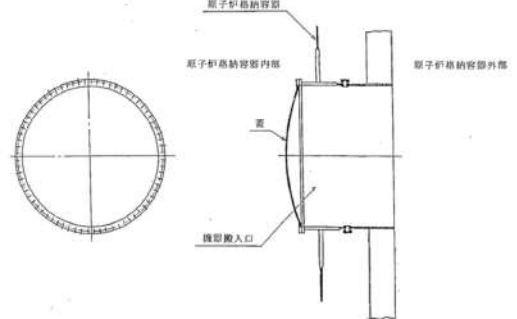
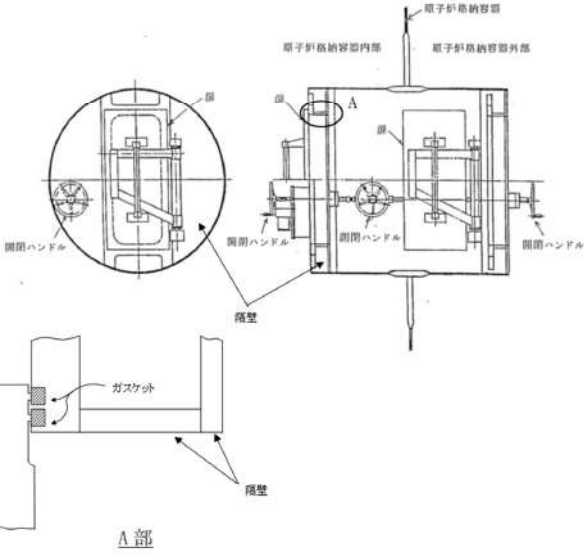
① フランジ構造のシール部 (b. 機器搬入口, c. エアロック, d. 配管貫通部)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② 電気配線貫通部のシール部 (g. 電気配線貫通部)</p> <p>③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (h. 原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>重大事故等環境下での原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定という本資料の目的に照らすと、前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉建屋の空間への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は、フランジ構造や電気配線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり、原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。</p> <p>さらに、原子炉格納容器隔離弁のシール部は、以下の a.～d. のような配管構成等であり、原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験^{※1}の実績も踏まえると、フランジ構造や電気配線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。</p> <p>a. 液相に接続する配管（封水の効果を期待できる）</p> <p>b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管</p> <p>c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管（原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている）</p> <p>d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管（計装等）（原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等と配管の取り合い部は、シール材を使用しており、また少数かつ小口径である）</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）</p> <div data-bbox="203 911 958 1246"> </div> <p>図 2-2 ドライウェル主フランジシール部概要図 （女川原子力発電所2号炉の場合）</p>	<p>② 電線貫通部のシール部 (e. 電線貫通部)</p> <p>③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (f. 原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>重大事故等環境下での原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定という本資料の目的に照らすと、前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉格納容器外への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は、フランジ構造や電線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり、原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。</p> <p>さらに、原子炉格納容器隔離弁のシール部は、以下の a.～d. のような配管構成等であり、原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験^{※1}の実績も踏まえると、フランジ構造や電線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。</p> <p>a. 液相に接続する配管（封水の効果を期待できる）</p> <p>b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管</p> <p>c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管（原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている）</p> <p>d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管（計装等）（原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等と配管の取り合い部は、シール材を使用しており、また少数かつ小口径である）</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>・PWRはBWRと異なり、原子炉格納容器からの漏えい先がアニュラス部及びアニュラス部外（環境へ直接漏えい）の2経路があるため、「原子炉格納容器外」と記載</p> <p>設備の相違</p>

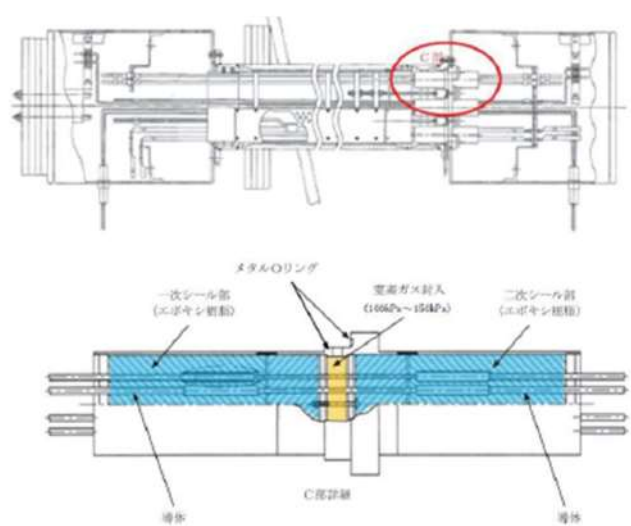
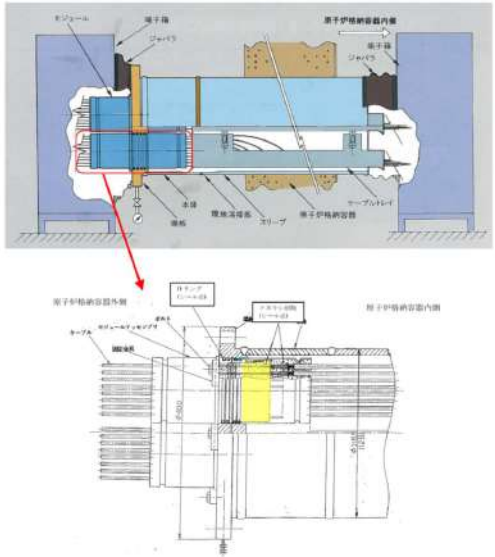
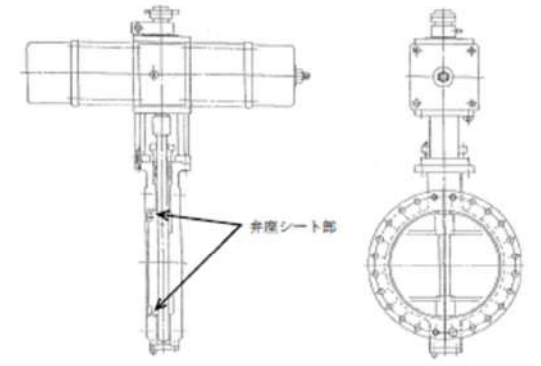
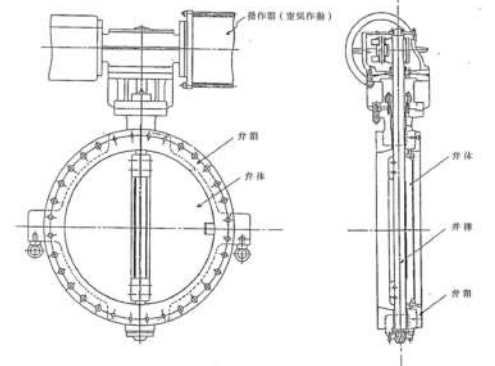
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2-3 機器搬出入用ハッチシール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>  <p>図2-4 所員用エアロックシール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>  <p>図2-5 逃がし安全弁搬出入口シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-2 機器搬入口概略図 (泊発電所3号炉の場合)</p>  <p>図2-3 エアロック概略図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p style="text-align: center;">図2-6 配管貫通部シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p> <p style="text-align: center;">図2-7 電気配線貫通部（高電圧）シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">図2-4 電線貫通部（モジュール型/高電圧）シール部概要図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2-8 電気配線貫通部（低電圧）シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-5 電線貫通部（モジュラー型/低電圧）シール部概要図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>
 <p>図2-9 原子炉格納容器隔離弁シール部概要図（例） (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-6 空調用バタフライ弁（例） (泊発電所3号炉の場合)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見</p> <p>漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては、米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」^{*1}において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」^{*2}をはじめ、毛細管やスロットなどでの小規模実験、コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。</p> <p>また、軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」^{*3}においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表3-1にまとめる。</p> <p>これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果、蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また、近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究^{*4}が進められており、エアロゾルの捕集には、原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学の特性や亀裂の幾何学的特性、エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については、実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から、旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」において、原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験^{*5}」（以下「NUPEC試験」という。）が行われ、原子炉格納容器のフランジや電気配線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を検討する本資料においては、実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行ったNUPEC試験について確認することとした。</p>	<p>3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見</p> <p>漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては、米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」^{*1}において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」^{*2}をはじめ、毛細管やスロットなどでの小規模実験、コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。</p> <p>また、軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」^{*3}においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表3-1にまとめる。</p> <p>これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果、蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また、近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究^{*4}が進められており、エアロゾルの捕集には、原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学の特性や亀裂の幾何学的特性、エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については、実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から、旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」において、原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験^{*5}」（以下「NUPEC試験」という。）が行われ、原子炉格納容器のフランジや電線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を検討する本資料においては、実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行ったNUPEC試験について確認することとした。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

表 3-1 原子炉格納容器からの漏えい経路でのエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレッド捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級PWR格納容器1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	122°C、0.24 MPa [gage] Co-1等エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状、材料及びFPの化学的・物理的形態に依存するとの見解が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。 ・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの見解が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、 長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 数mg/m ³ ～200g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との見解が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な管路を通るエアロゾルの輸送試験から簡易モデルを提案	幅0.79～1.25cmの複雑 流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル 10 ₂ エアロゾル等 エアロゾル濃度 数百g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによるものであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4.で設定する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を模擬させた漏えい経路を設定	100～200°C、ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] Co-1等エアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・粒径を定量化させた実験結果から試験部では慣性沈着や粘着が作用するとの見解が得られた。 ・コンクリートクラックでの沈着モデルに着目しておりDFは評価していないため適用できない。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁（幅1.28cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 20g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との見解が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
COLIMA試験 ^{※6} (欧州) (2008年)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁下のエアロゾル捕集を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm、縦向き30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C、ドライ条件 コリウム由来エアロゾル （1.0g、10等） 通気時間5～10分	・入口からの距離に応じ堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

表 3-1 原子炉格納容器からの漏えい経路でのエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

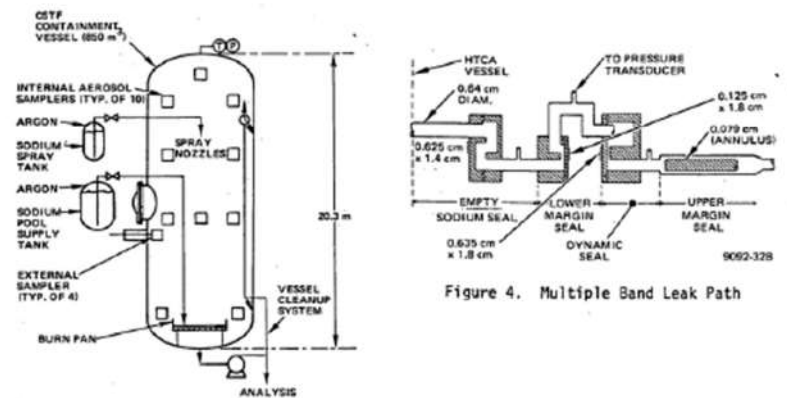
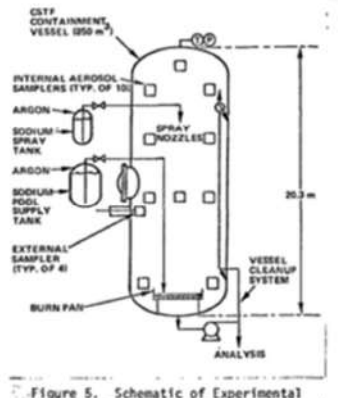
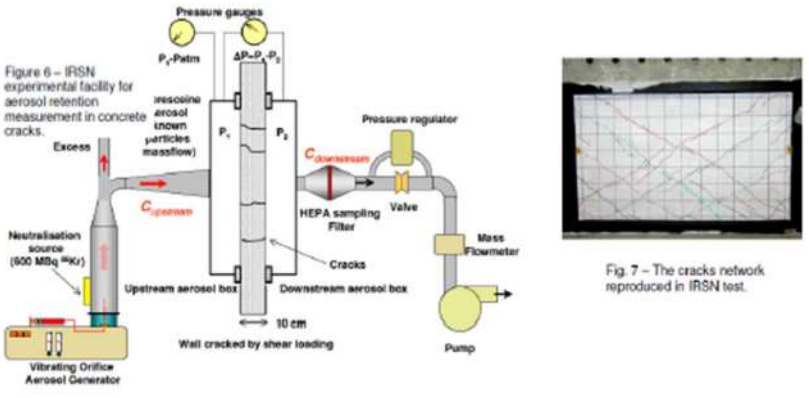
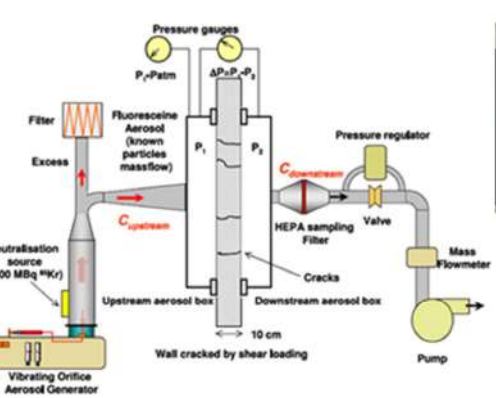
試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレッド捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級PWR格納容器1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	約250°F(121°C)、 約50psia(0.345 MPa)、 Co-1等エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状、材料及びFPの化学的・物理的形態に依存すると見解が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質、エアロゾル除去効果と今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、 長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 ～数百 20g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との見解が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な管路を通るエアロゾルの輸送試験から簡易モデルを提案	幅0.79～1.25cmの複雑 流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル 10 ₂ エアロゾル等 エアロゾル濃度 数百 g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの値）は漏えい経路の形状の違いによるものであり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4.で設定する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を模擬させた漏えい経路を設定	100～200°C、ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] Co-1等エアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・粒径を定量化させた実験結果から試験部では慣性沈着や粘着が作用するとの見解が得られた。 ・コンクリートクラックでの沈着モデルに着目しておりDFは評価していないため適用できない。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁（幅1.28cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 ～数百 20g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との見解が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
COLIMA試験 ^{※6} (欧州) (2008年)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁下のエアロゾル捕集を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm、縦向き30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C、ドライ条件 コリウム由来エアロゾル （1.0g、10等） 通気時間約5～10分	・入口からの距離に応じ堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの見解が得られた。 ・捕集率95% (DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

相違理由

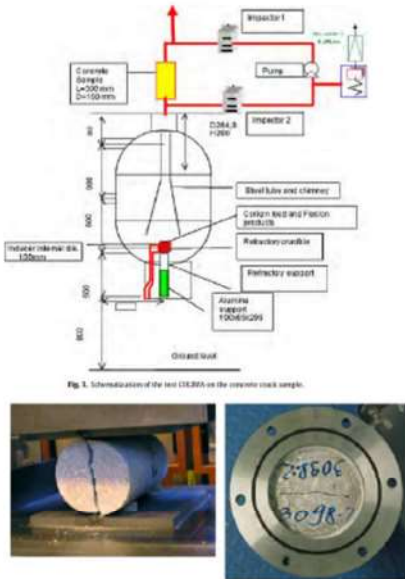
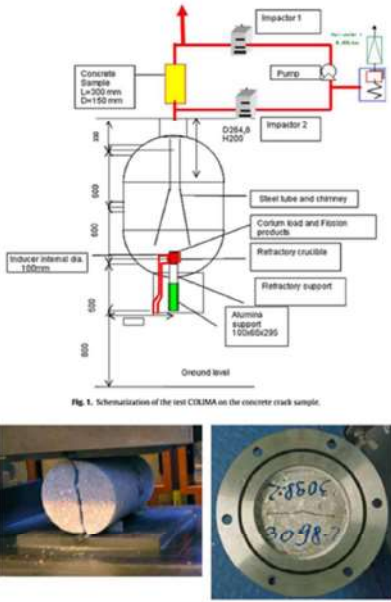
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CONTAINMENT VESSEL 7.6-m DIAM, 20.3-m OVERALL HEIGHT, 850 m³</p> <p>FP SAMPLER (15 LOCATIONS)</p> <p>THERMAL INSULATION</p> <p>MAIN ROOM</p> <p>DECK</p> <p>MIDDLE ROOM</p> <p>LOWER ROOM</p> <p>FP SIMULANT GENERATOR</p> <p>STEAM</p> <p>SUMPS</p> <p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>VESSEL WALL</p> <p>NEEDLE VALVE</p> <p>ROTAMETER</p> <p>WATER-COOLED CONDENSER</p> <p>CHARCOAL TRAP</p> <p>RECEIVER</p> <p>MAYPACK SAMPLER</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FPs.</p>	<p>CONTAINMENT VESSEL 7.6-m DIAM, 20.3-m OVERALL HEIGHT, 850 m³</p> <p>FP SAMPLER (15 LOCATIONS)</p> <p>THERMAL INSULATION</p> <p>MAIN ROOM</p> <p>DECK</p> <p>MIDDLE ROOM</p> <p>LOWER ROOM</p> <p>FP SIMULANT GENERATOR</p> <p>STEAM</p> <p>SUMPS</p> <p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>VESSEL WALL</p> <p>NEEDLE VALVE</p> <p>ROTAMETER</p> <p>WATER-COOLED CONDENSER</p> <p>CHARCOAL TRAP</p> <p>RECEIVER</p> <p>MAYPACK SAMPLER</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FPs.</p>	
<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置^{※6}</p>	<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置</p>	
<p>SAMPLE PORTS</p> <p>LIGHT</p> <p>GAS INLET</p> <p>LIGHT SENSOR</p> <p>VESSEL 61 CM I.D. X 148 CM</p> <p>SAMPLE PORT</p> <p>SAMPLE PORT</p> <p>SODIUM POT HEATER</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>1 GAUGE, PRESS.OFF.</p> <p>2 TRANSDUCER, PRESS.</p> <p>3 FILTER</p> <p>4 FLOW METER</p> <p>5 WET TEST METER</p> <p>6 CAPILLARY</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</p> <p>COVER SLIPS</p> <p>CAPILLARY</p> <p>CHAMBER 5 CM I.D. X 15 CM</p> <p>OUTLET PORT</p> <p>TRAY</p> <p>FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER</p>	<p>SAMPLE PORTS</p> <p>LIGHT</p> <p>GAS INLET</p> <p>LIGHT SENSOR</p> <p>VESSEL 61 CM I.D. X 148 CM</p> <p>SAMPLE PORT</p> <p>SAMPLE PORT</p> <p>SODIUM POT HEATER</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>1 GAUGE, PRESS.OFF.</p> <p>2 TRANSDUCER, PRESS.</p> <p>3 FILTER</p> <p>4 FLOW METER</p> <p>5 WET TEST METER</p> <p>6 CAPILLARY</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</p> <p>COVER SLIPS</p> <p>CAPILLARY</p> <p>CHAMBER 5 CM I.D. X 15 CM</p> <p>OUTLET PORT</p> <p>TRAY</p> <p>FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER</p>	
<p>図3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置^{※8}</p>	<p>図3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置^{※8}</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	 <p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	<p>相違理由</p>
 <p>Figure 6 - IRSN experimental facility for aerosol retention measurement in concrete cracks.</p> <p>Figure 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	 <p>Figure 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>相違理由</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Fig. 2. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.</p> <p>Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the hole of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).</p> <p>図3-5 COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル^{※10}</p>	 <p>Fig. 1. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.</p> <p>Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the hole of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).</p> <p>図3-5 COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル^{※10}</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>※参考文献</p> <p>1 Dana A.Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models”, SAND2009-1701,2009</p> <p>2 H.A.Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents”, HEDL-SA-1665,Hanford Engineering Development Laboratory,1978.</p> <p>3 Bal Raj Sehgal(Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology”, 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network)in the Framework Programmes of Research of the European Commission,2012.</p> <p>4 F.Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks”, International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.</p> <p>5 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構 平成15年3月）</p> <p>6 R.K.Hilliard, A.K.Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests”, Nuclear Technology, vol.53, n.2, (1981)163-175.</p> <p>7 M.E.Witherspoon, A.K.Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment”, BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.</p> <p>8 C.T.Nelson, R.P.Johnson, “Aerosol Leakage Tests”, Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.</p> <p>9 T.Gelain, J.Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls”, Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.</p> <p>10 F.Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents”, Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.</p>	<p>※参考文献</p> <p>1 Dana A.Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models”, SAND2009-1701,2009</p> <p>2 H.A.Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents”, HEDL-SA-1665,Hanford Engineering Development Laboratory,1978.</p> <p>3 Bal Raj Sehgal(Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology”, 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network)in the Framework Programmes of Research of the European Commission,2012.</p> <p>4 F.Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks”, International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.</p> <p>5 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構 平成15年3月）</p> <p>6 R.K.Hilliard, A.K.Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests”, Nuclear Technology, vol.53, n.2, (1981)163-175.</p> <p>7 M.E.Witherspoon, A.K.Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment”, BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.</p> <p>8 C.T.Nelson, R.P.Johnson, “Aerosol Leakage Tests”, Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.</p> <p>9 T.Gelain, J.Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls”, Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.</p> <p>10 F.Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents”, Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

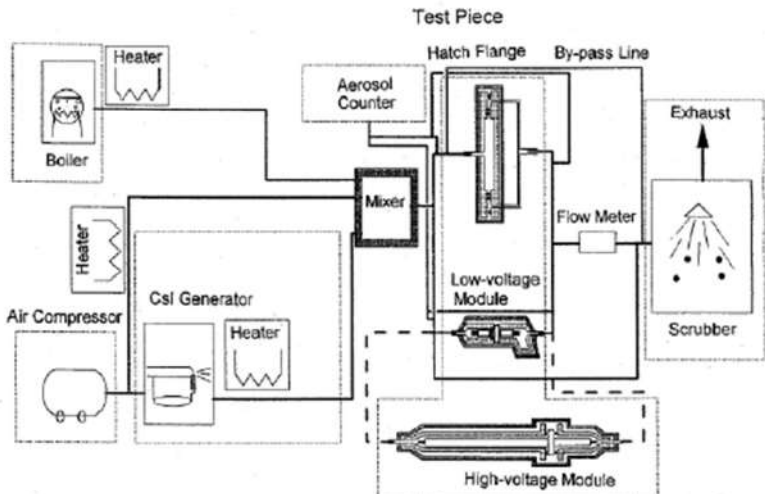
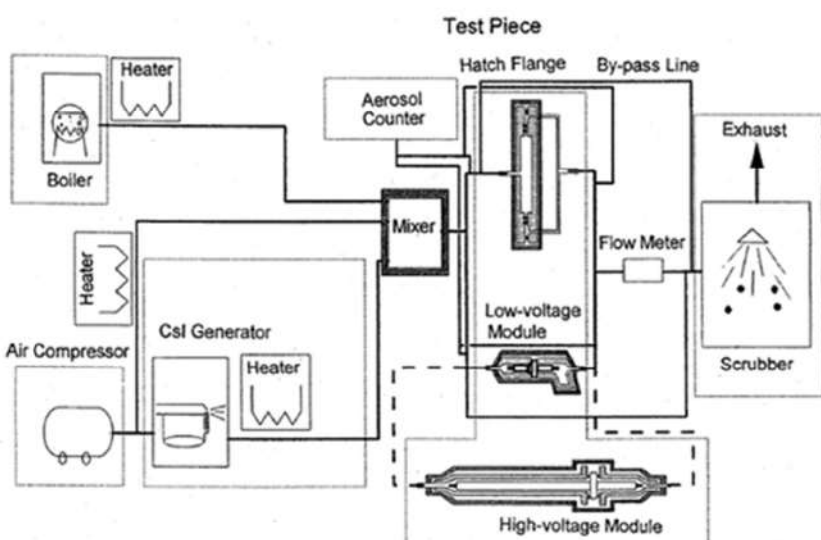
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" data-bbox="277 560 904 948"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" data-bbox="1200 580 1843 970"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>表 3-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25°C毎に1時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大400°Cまでとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min ^{*1}	<p>表 3-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25°C毎に1時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大400°Cまでとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした。</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min ^{*1}									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min ^{*1}																									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5°C/min ^{*1}																									
<p>表 3-4 NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル濃度</td> <td>10～300 mg/m³ (CsI)</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル粒子の粒径</td> <td>1～2 μm (CsI)</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>温度：100～200°C^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件）^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を200°C以上（最大約270～350°Cまで）の環境で約20時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している</p> <p>※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム	エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)	環境条件	温度：100～200°C ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*2}	<p>表 3-4 NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル濃度</td> <td>10～300 mg/m³ (CsI)</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル粒子の粒径</td> <td>1～2 μm (CsI)</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>温度：100～200°C^{*1} 圧力：0.11～0.80MPa （ドライ条件）^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を200°C以上（最大約270～350°Cまで）の環境で約20時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している</p> <p>※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム	エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)	環境条件	温度：100～200°C ^{*1} 圧力：0.11～0.80MPa （ドライ条件） ^{*2}	
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)																									
エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)																									
環境条件	温度：100～200°C ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*2}																									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)																									
エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)																									
環境条件	温度：100～200°C ^{*1} 圧力：0.11～0.80MPa （ドライ条件） ^{*2}																									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3-6 試験装置概略図 (NUPEC 試験)</p>	 <p>図 3-6 試験装置概略図 (NUPEC 試験)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																
<p>3.2 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="181 392 981 986"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (℃)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266~324℃であり、フランジ・ガスケットで 276~349℃であった。 高電圧モジュールの場合は、400℃までの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	<p>3.2 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="1104 392 1881 999"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (℃)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266~324℃であり、フランジ・ガスケットで 276~349℃であった。 高電圧モジュールの場合は、400℃までの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)					表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)					
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	
低電圧モジュール					低電圧モジュール					
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	
0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	
高電圧モジュール					高電圧モジュール					
500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい	500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい	
500mm ²	有	水蒸気	0.8	400°Cまで漏えい無し	500mm ²	有	水蒸気	0.8	400°Cまで漏えい無し	
フランジ・ガスケット					フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	

※1 熱電対

※1 熱電対

3.2.3 エアロゾル捕集特性試験

NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、図 3-8、表 3-7 に示す。

低電圧モジュールの DF は 40~22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11~25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。

すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほどは大きくならなかったと考えられる。

NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。

3.2.3 エアロゾル捕集特性試験

NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、図 3-8、表 3-7 に示す。

低電圧モジュールの DF は 40~22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11~25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。

すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほどは大きくならなかったと考えられる。

NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p style="text-align: center;">DF値</p>	<p style="text-align: center;">試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p style="text-align: center;">DF値</p>	
<p>図3-7 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化 （電気配線貫通部の一例）（NUPEC試験）</p>	<p>図3-7 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化 （電気配線貫通部の一例）（NUPEC試験）</p>	
<p style="text-align: center;">試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p style="text-align: center;">DF値</p>	<p style="text-align: center;">試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p style="text-align: center;">DF値</p>	
<p>図3-8 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化 （フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC試験）</p>	<p>図3-8 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化 （フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC試験）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
表 3-7 試験により得られた DF (NUPEC 試験)						表 3-7 試験により得られた DF (NUPEC 試験)						
試験体	放射線 エージ ング ^{※2}	加熱 ガス ^{※2}	圧力 ^{※2} (MPa)	破損 温度 ^{※2} (℃)	DF	試験体	放射線 エージ ング ^{※2}	加熱 ガス ^{※2}	圧力 ^{※2} (MPa)	破損 温度 ^{※2} (℃)	DF	相違理由
					全粒径範囲 (0.5~5 μm)						全粒径範囲 (0.5~5 μm)	
低電圧モジュール						低電圧モジュール						
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	1300	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	1300	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	620	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	620	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	22000	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	22000	
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	2500	0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	2500	
0.9mm ² (T/C) ^{※1}	有	水蒸気	0.8	324	280	0.9mm ² (T/C) ^{※1}	有	水蒸気	0.8	324	280	
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160	
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270	
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	340	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	340	
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	40	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	40	
フランジ・ガスケット						フランジ・ガスケット						
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20	
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	25	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	25	

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

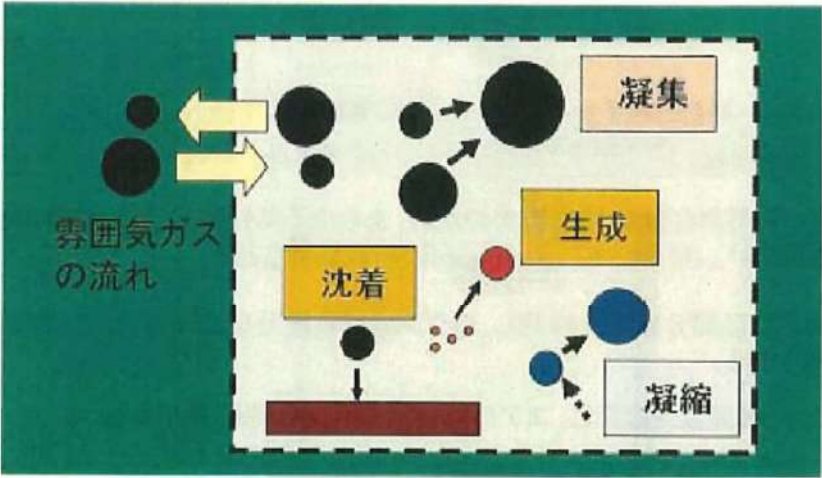
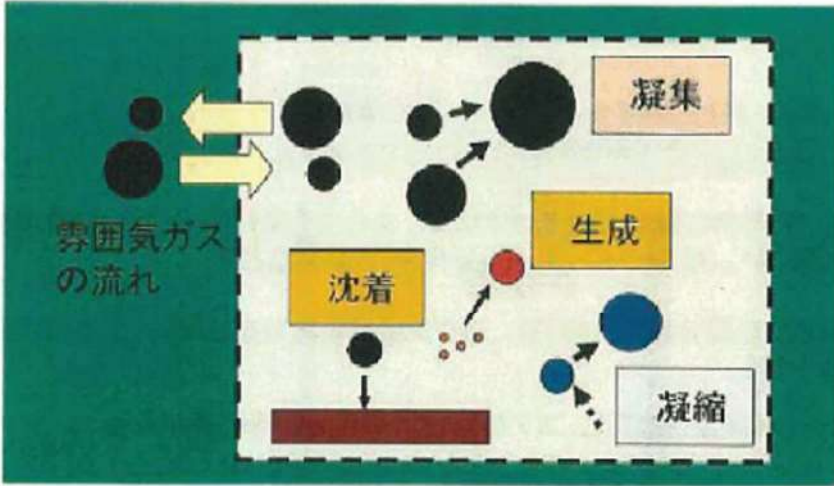
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. NUPEC 試験の実機への適用性</p> <p>NUPEC 試験での試験条件と、BWR の原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。</p> <p>条件比較の結果を表 4-1 にまとめ、条件ごと（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒子の粒径、シール材の材質、環境条件（温度条件、圧力条件、蒸気条件））に適用性について考察した。</p>	<p>4. NUPEC 試験の実機への適用性</p> <p>NUPEC 試験での試験条件と、PWR の原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。</p> <p>条件比較の結果を表 4-1 にまとめ、条件ごと（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒子の粒径、シール材の材質、環境条件（温度条件、圧力条件、蒸気条件））に適用性について考察した。</p>	<p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>	<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>																																																	
<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="161 660 987 1145"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="1072 654 1904 1166"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>	<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ORNL DWG 86-7376</p> <p>LA2 PRETEST</p> <p>● AEROSIM-M (UK) ■ CONTAIN (ORNL) ○ CONTAIN (UK) △ HAA-4 (US) □ MCT-2 (US) ◇ NAUA-5 (FN) ▽ NAUA-4 (US) + REMOVAL (JN)</p>	<p>ORNL DWG 86-7376</p> <p>LA2 PRETEST</p> <p>● AEROSIM-M (UK) ■ CONTAIN (ORNL) ○ CONTAIN (UK) △ HAA-4 (US) □ MCT-2 (US) ◇ NAUA-5 (FN) ▽ NAUA-4 (US) + REMOVAL (JN)</p>	
<p>Fig. 11. LA2 pretest calculations – aerodynamic mass median diameter vs time.</p>	<p>Fig. 11. LA2 pretest calculations – aerodynamic mass median diameter vs time.</p>	
<p>図4-2 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ</p>	<p>図4-2 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ</p>	
<p>試験体入口側</p> <p>試験体出口側</p>	<p>試験体入口側</p> <p>試験体出口側</p>	
<p>図4-3 NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布</p>	<p>図4-3 NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布</p>	

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	<p>参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_t - \rho_g)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_t - \rho_g)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	
<p>参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験</p>	<p>参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
の概要		の概要		
<p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.</p>		<p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.</p>		
試験名又は報告書名等	試験の概要	試験名又は報告書名等	試験の概要	
AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験	AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験	
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、重大事故等時の条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、重大事故等時の条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	







赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>実機では、従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。</p> <p>これら原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している。^{※1}</p> <p>なお、NUPEC 試験及び原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において確認した実機フランジ模擬試験は、実機のフランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っている。NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり、高温条件下においてシール機能を維持できる。その場合、漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>PWR 実機では、いずれのプラントについても NUPEC 試験と同様のシール材が用いられており、材質に差異はない。</p> <p>また、NUPEC 試験では 200℃を超える環境下で発生したリークに対し DF を測定しているが、実機の原子炉格納容器各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下（200℃、2Pd）において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している^{※1}。</p> <p>なお、NUPEC 試験のフランジは、フランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っているが、PWR 実機フランジにおいては、CV 内圧が上昇するとフランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると考えられる。NUPEC 試験及び実機におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験よりも漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>設備の相違</p> <p>・200℃2Pd でのシリコンゴムの耐環境性は確認済みであり、かつ原子炉格納容器内圧上昇時にフランジ部が狭まる。以上より、PWR では EPDM ではなくシリコンゴムを使用</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWR の場合、フランジシール部は圧着形状であるため、BWR と同様に長期にわたり高温条件下</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

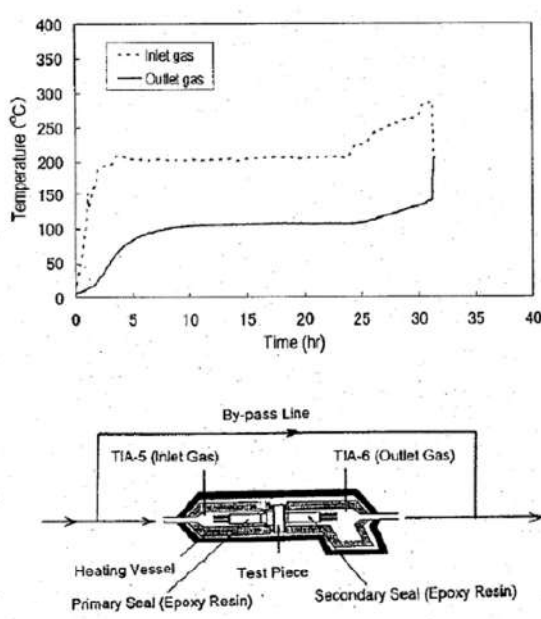
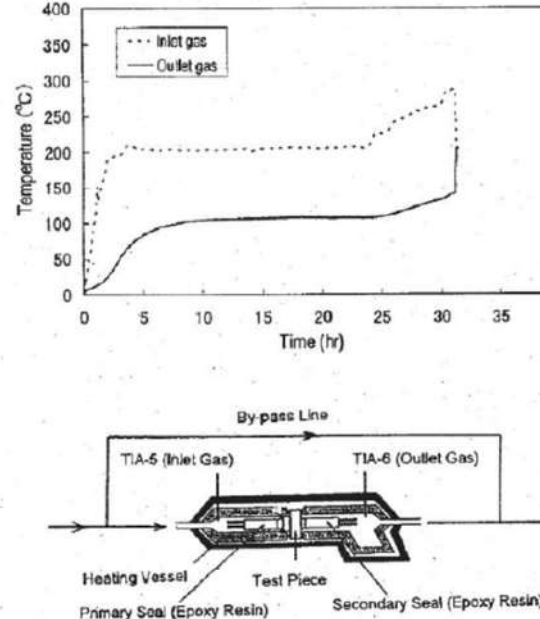
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部分 (白い粉はCsIエアロゾル)</p> </div> <p>図4-4 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態 (200℃を超過して約0.5℃/minの昇温速度で加熱、漏えい発生後、 温度を低下させ、エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部分 (白い粉はCsIエアロゾル)</p> </div> <p>図4-4 NUPEC試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態 (200℃を超過して約0.5℃/minの昇温速度で加熱、漏えい発生後、温度を低下させ、エアロゾル捕集 特性試験を実施した後の状態)</p>	<p>においてシール機 能を維持できる</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）


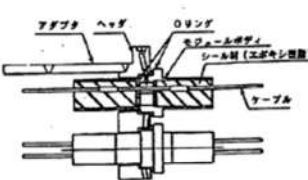
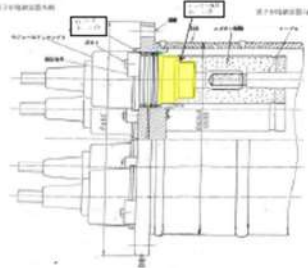
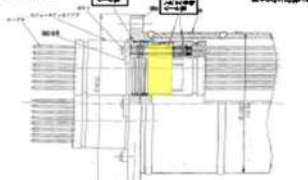

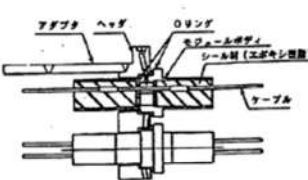
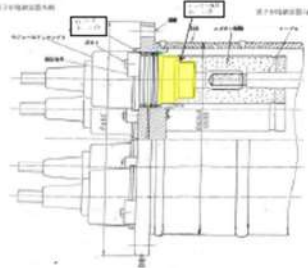
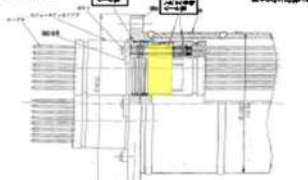

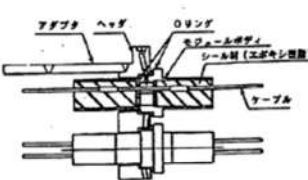
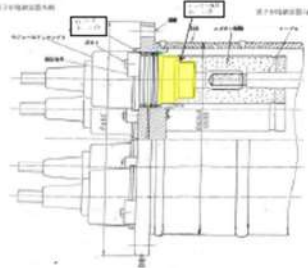
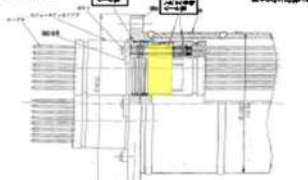
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 4-3 NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状				
	NUPEC 試験 ^{※1}	実機フランジ模擬試験 ^{※2}		
フランジ断面形状	<p>内側 外側 内側 ガasket 甲丸タイプ 外側 ガasket グループ&タンクタイプ</p>	<p>内側 外側 ガasket 甲丸タイプ 調整シム 内側 外側 グループ&タンクタイプ</p>		
フランジ面の開きの模擬	フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガasketと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。	フランジ面間に調整シムを設置することで開きを模擬。ガasketの押し込み量は、リークが発生しない程度に設定。		設備の相違
<p>※1 原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成6年3月）」</p> <p>※2 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>				
4.2.2 電気配線貫通部				
<p>NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。</p>				
表 4-3 NUPEC 試験及び実機フランジにおけるフランジ断面形状				
	NUPEC 試験 ^{※1}	実機フランジ		
フランジ断面形状	<p>内側 外側 内側 ガasket 甲丸タイプ 外側 ガasket グループ&タンクタイプ</p>	<p>フランジ断面形状 内側 外側 ガasket 甲丸タイプ 調整シム 内側 外側 グループ&タンクタイプ</p>		
フランジ面の開きの模擬	フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガasketと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。	実機では CV 内圧が上昇すると、フランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると思われる。		
<p>※1 原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成6年3月）」</p>				
4.2.2 電気配線貫通部				
<p>NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。</p>				

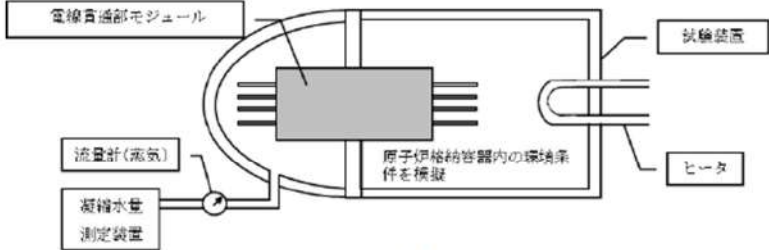
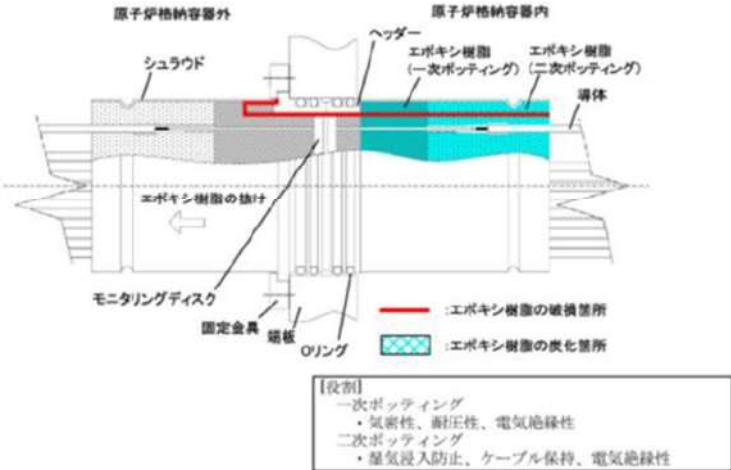
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図4-5 電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC試験，200℃を超える環境下）</p>	<p>図4-5 電気配管貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC試験，200℃を超える環境下）</p>	
<p>実機の電気配線貫通部のシール材については、NUPEC試験で使用したシール材と同様であり差異はなく、実機での原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において閉じ込め機能を確保できることを確認^{#1}している。</p> <p>シール部が健全な場合には、漏えい経路は狭くなりより大きなDFを期待できることから、NUPEC試験の試験結果は適用可能と考える。</p>	<p>PWR実機の電線貫通部のシール材については、高電圧用モジュールタイプのシール部はエポキシ樹脂、低電圧用モジュールタイプについてもエポキシ樹脂が使用されている。また、OリングにはEPゴムが使用されている。これに対し、NUPEC試験では高電圧用のモジュールタイプにエチレンプロピレンゴム、低電圧用のモジュールタイプにエポキシ樹脂が用いられている。</p> <p>NUPEC試験での電気配線貫通部を対象とした試験の結果、得られたDFはフランジ・ガスケットを対象としたDFよりも大きな値が得られている。これは電線貫通部におけるリークパスがフランジ・ガスケット部におけるリークパスよりも長いため、DFが高くなったものと考えられている。NUPEC試験ではBWR実機に用いられる電気配線貫通部（低電圧モジュール）を用いて試験が実施されており、PWR実機の電線貫通部と比較し表4-4に示すとおり形状の違いはあるものの、電線が通る貫通部本体にエポキシ樹脂を充填してシールしている構造は、高電圧モジュールタイプ、低電圧モジュールタイプともに同等である。このため、PWR実機においてもリークパスの長さによってDFが変化する傾向は変わらないと考えられ、電線貫通部のDFがフランジ・ガスケット部のDFよりも大きくなる傾向は同じと考えられる。よって、DF=10以上を考慮することが可能であり、評価条件として保守的にDF=10とすることは適用性があるものと考えられる。</p>	<p>設備の相違 ・BWRはNUPECと同じ材料を使用しているのに対し、泊はNUPEC試験と異なる材料を使用しているが、実機試験にて漏えいが生じない事を確認している</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
<p>※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>なお、PWR 実機の電線貫通部についても原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価※1において、事故条件を模擬した試験の結果、200℃、2Pd の条件下でシール性能を維持できることを確認している。参考としてモジュールタイプの電気貫通部による試験を図4-6、図4-7に示す。200℃、2Pd を大幅に超える環境である1.12MPa、292℃に至るまで漏えいは生じていない。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p> <p>表4-4 NUPEC 試験及びPWR 実機配線貫通部における形状</p> <table border="1" data-bbox="1099 491 1921 1275"> <thead> <tr> <th data-bbox="1099 491 1218 584"></th> <th data-bbox="1218 491 1570 584">NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)</th> <th data-bbox="1570 491 1921 584">PWR 実機電線貫通部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1099 584 1218 1275">貫通部 形状</td> <td data-bbox="1218 584 1570 1275"> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> <td data-bbox="1570 584 1921 1275"> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> </tr> </tbody> </table>		NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)	PWR 実機電線貫通部	貫通部 形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p>
	NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)	PWR 実機電線貫通部						
貫通部 形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 						

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 4-6 試験装置概要</p>  <p>図 4-7 PWR 電線貫通部モジュール破損箇所 (1.12MPa, 292℃で破損を確認)</p>	<p>設備の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.3 圧力条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考える。</p> <p>4.4 蒸気条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子のDFが大きくなると考えられる。</p> <p>4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察</p> <p>4.5.1 リーク形態について</p> <p>シール部における気体のリーク形態は、分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと、連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは、気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり、分子流によるリークは、気体分子の平均自由行程(窒素分子の場合 0.01 μm~0.1 μm 程度のオーダー)と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては、実機で考慮すべき粒径数 μm 程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器における漏えいとしては、このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず、連続流体の流れを考慮すればよいとされており^{*1}、NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態に測定されたデータにより DF が確認された。</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)</p> <p>4.5.2 リーク面積について</p> <p>NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材(電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット)と、健全な部材との差としては、部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると、漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で 10mm²前後^{*2}となる。また、原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し、全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると、健全な部材一つ当たりのリーク面積はNUPEC 試験で使用された破損後の部材のリーク面積(等価面積で数 mm²)に比べ1桁程度小さいと考えられる。</p> <p>※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添 3 に示す。ここでは AEC の評価式^{*3}を</p>	<p>4.3 圧力条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考える。</p> <p>4.4 蒸気条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子のDFが大きくなると考えられる。</p> <p>4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察</p> <p>4.5.1 リーク形態について</p> <p>シール部における気体のリーク形態は、分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと、連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは、気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり、分子流によるリークは、気体分子の平均自由行程(窒素分子の場合 0.01 μm~0.1 μm 程度のオーダー)と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては、実機で考慮すべき粒径数 μm 程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器における漏えいとしては、このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず、連続流体の流れを考慮すればよいとされており^{*1}、NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態に測定されたデータにより DF が確認された。</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)</p> <p>4.5.2 リーク面積について</p> <p>NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材(電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット)と、健全な部材との差としては、部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると、漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で 5mm²以下^{*2}となる。また、原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し、全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると、健全な部材一つ当たりのリーク面積はNUPEC 試験で使用された破損後の部材のリーク面積(等価面積で数 mm²)に比べ1桁程度小さいと考えられる。</p> <p>※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では、最高使用圧力の 0.9 倍に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添 1 に示す。ここでは圧縮性流</p>	<p>相違理由</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価式の相違 (大飯と同様)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>用いて算出した漏えい率に相当する気体の漏えい量から、圧縮性流体の式を用いてリーク面積を求めており、これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお、格納容器圧力が最高使用圧力を越えた場合（1Pd～2Pd）、10mm²前後に相当する。</p> <p>※3 “Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”, USAECTechnical Safety Guide, 1966.</p> <p>原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月）」では、等価面積とDFとの相関について検討が行われている。等価面積は、試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり、電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお、表4-4に示すとおり、NUPEC試験で使用された低電圧モジュール（破損時）では、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し、ケーブルやSUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット（破損時）では明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>等価面積とDFとの相関を考える場合、エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため、厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと、リークパス形状の単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが、同報告書では、リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで、近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお、同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示すK（流路係数）やC（流量係数）を含む形としたのは、試験体のリークパス形状が複雑であり、それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており、実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。</p>	<p>体の式を用いてリーク面積を求めており、これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお、格納容器圧力が最高使用圧力を越えた場合（1Pd～2Pd）、5mm²以下に相当する。</p> <p>原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月）」では、等価面積とDFとの相関について検討が行われている。等価面積は、試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり、電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお、表4-5に示すとおり、NUPEC試験で使用された低電圧モジュール（破損時）では、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し、ケーブルやSUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット（破損時）では明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>等価面積とDFとの相関を考える場合、エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため、厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと、リークパス形状の単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが、同報告書では、リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで、近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお、同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示すK（流路係数）やC（流量係数）を含む形としたのは、試験体のリークパス形状が複雑であり、それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており、実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> m：質量流量(kg/s) Ae：等価面積(m²) K：流路係数(-) C：流量係数(-) P_0：1次側圧力(Pa) P_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) T_0：1次側温度(K) R：空気の気体定数(287J/(kg・K)) </p> <p> 図4-6に、1.28μm～1.38μmの粒径範囲(実機の粒径に近く、試験結果からDFを十分に評価できる粒径範囲として選定)における、等価面積とDFとの関係(雰囲気温度100℃での試験結果)を示す。図4-6では、低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりの等価面積で整理している。なお、前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積(等価面積で10mm²前後)の全てがフランジ・ガスケットに起因するものと仮定すると、ガスケット1m当たりの等価面積は0.1mm²のオーダーとなる。(同報告書では、ABWRの場合、フランジ・ガスケット周長の合計は70m程度であると整理) </p> <p> 図4-6に破線で示しているとおり、等価面積とDFにはある程度の相関があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず、等価面積で整理すると相関が見られることから、仮に雰囲気温度を200℃(格納容器限界温度)とした場合でも、各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの、等価面積とDFとの相関関係は図4-6からほとんど変わらないと予想される。 </p> <p> また、同報告書では、上記の粒径範囲以外でのDFについても言及しており、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が、放出量に支配的な事象初期(格納容器スプレイ実施前)で数μm程度と想定されることを踏まえると、実機においては、等価面積に対するDFは図4-6に示されるものと同等以上になると考えられる。 </p> <p> 健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが、NUPEC試験で使用されたフランジ・ガスケット(破損時)のリークパスが比較的単純な構造であること、健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分DFが大きくなると予想されることから、破損時のフランジ・ガスケットのDFを、健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。 </p>	$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> m：質量流量(kg/s) Ae：等価面積(m²) K：流路係数(-) C：流量係数(-) P_0：1次側圧力(Pa) P_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) T_0：1次側温度(K) R：空気の気体定数(287J/(kg・K)) </p> <p> 図4-8に、1.28μm～1.38μmの粒径範囲(実機の粒径に近く、試験結果からDFを十分に評価できる粒径範囲として選定)における、等価面積とDFとの関係(雰囲気温度100℃での試験結果)を示す。図4-8では、低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりの等価面積で整理している。なお、前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積(等価面積で5mm²以下)の全てがフランジ・ガスケットに起因するものと仮定すると、ガスケット1m当たりの等価面積は0.1mm²のオーダーとなる。(PWRの場合、フランジ・ガスケット周長の合計は30m程度であると整理) </p> <p> 図4-8に破線で示しているとおり、等価面積とDFにはある程度の相関があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず、等価面積で整理すると相関が見られることから、仮に雰囲気温度を200℃(格納容器限界温度)とした場合でも、各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの、等価面積とDFとの相関関係は図4-8からほとんど変わらないと予想される。 </p> <p> また、同報告書では、上記の粒径範囲以外でのDFについても言及しており、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が、放出量に支配的な事象初期(格納容器スプレイ実施前)で数μm程度と想定されることを踏まえると、実機においては、等価面積に対するDFは図4-8に示されるものと同等以上になると考えられる。 </p> <p> 健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが、NUPEC試験で使用されたフランジ・ガスケット(破損時)のリークパスが比較的単純な構造であること、健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分DFが大きくなると予想されることから、破損時のフランジ・ガスケットのDFを、健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。 </p>	<p> 評価結果の相違 設備の相違 </p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表 4-4 試験体のリーク面積の温度依存性 表3.1-13 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果 ^{注1)} 単位：mm ²					表 4-5 試験体のリーク面積の温度依存性 表3.1-13 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果 ^{注1)} 単位：mm ²					
	室温	373K	473K	個数比率(%) ^{注6)}		室温	373K	473K	個数比率(%) ^{注6)}	
低電圧モジュール					低電圧モジュール					
0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^{注2)}	5.9 (2.9-12) ^{注2)}	1.6(0.82-2.4) ^{注3)}	30	0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^{注2)}	5.9 (2.9-12) ^{注2)}	1.6(0.82-2.4) ^{注3)}	30	
0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^{注3)}	11 (7.6-15) ^{注3)}	-	10	0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^{注3)}	11 (7.6-15) ^{注3)}	-	10	
2mm ²	-	2.6	1.7	45	2mm ²	-	2.6	1.7	45	
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5	100mm ²	3.5	2.9	1.7	5	
同軸	19	11	-	10	同軸	19	11	-	10	
平均（単純平均）	11	6.7	1.7		平均（単純平均）	11	6.7	1.7		
平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7		平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7		
フランジ・ガスケット					フランジ・ガスケット					
甲丸	14 (12-17) ^{注4)}	16 (11-22) ^{注4)}	15 (9-18) ^{注5)}	-	甲丸	14 (12-17) ^{注4)}	16 (11-22) ^{注4)}	15 (9-18) ^{注5)}	-	
グループ・タンク	10	10	10	-	グループ・タンク	10	10	10	-	
平均（単純平均）	12 ^{注7)}	13 ^{注7)}	13 ^{注7)}		平均（単純平均）	12 ^{注7)}	13 ^{注7)}	13 ^{注7)}		
注1)低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりのリーク面積 注2)-注5) はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、（ ）内はその範囲 注6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率 注7) フランジ・ガスケットの場合は、甲丸とグループ・タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用					注1)低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりのリーク面積 注2)-注5) はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、（ ）内はその範囲 注6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率 注7) フランジ・ガスケットの場合は、甲丸とグループ・タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-6 1.28 μm～1.38 μmの粒径範囲における破損口等価面積とDFとの関係</p>	<p>図4-8 1.28 μm～1.38 μmの粒径範囲における破損口等価面積とDFとの関係</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。Mark-I、Mark-II及びそれぞれの改良型並びにABWRにおける原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> —粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。 —DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。 —等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。 <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> —シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。 —NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。 —設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。 —エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。 	<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。PWR原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> —粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。 —DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。 —等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。 <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> —シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。 —NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。 —設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。 —エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。 	<p>設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

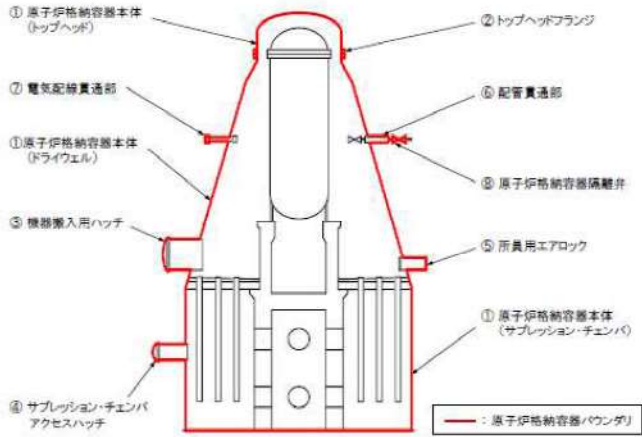
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のことから、重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて、貫通部におけるエアロゾル粒子のDFは数100程度を期待できる。よって、重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の値として、これに1桁程度の余裕をみてDF=10とすることは妥当であると考え。</p> <p>別添1 東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 (Mark-II)</p> <p>別添2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 (RCCV)</p> <p>別添3 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p>	<p>以上のことから、重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて、貫通部におけるエアロゾル粒子のDFは数100程度を期待できる。よって、重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の値として、これに1桁程度の余裕をみてDF=10とすることは妥当であると考え。</p> <p>別添1 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p>	<p>記載内容の相違 ・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文で記載した</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉 別添1	泊発電所3号炉	相違理由
<p>東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（Mark-II）</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、Mark-II型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表1に示す。</p>  <p>① 原子炉格納容器本体 ② トップヘッドフランジ ③ 電気配線貫通部 ④ 原子炉格納容器本体（ドライウェル） ⑤ 機器搬入用ハッチ ⑥ サプレッション・チェンバアクセスハッチ ⑦ 原子炉格納容器本体（トップヘッド） ⑧ トップヘッドフランジ ⑨ 配管貫通部 ⑩ 原子炉格納容器隔離弁 ⑪ 所員用エアロック ⑫ 原子炉格納容器本体（サブプレッション・チェンバ）</p> <p>—：原子炉格納容器バウンダリ</p> <p>① 原子炉格納容器本体 ② トップヘッドフランジ ③ 機器搬入用ハッチ ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ ⑤ 所員用エアロック ⑥ 配管貫通部 ・接続配管 ・スリーブ ・平板類※、セーフエンド、伸縮継手 ※ 平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板、フルードヘッド ⑦ 電気配線貫通部 ・アダプタ、ヘッダ、モジュール ⑧ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>図1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>	<p>【該当する資料なし】</p>	<p>記載内容の相違 ・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文に記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表1 評価対象における機能喪失要因				
評価対象		機能喪失要因		
		構造部	シール部	
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド、ドライウエル、 サブプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
	円筒胴	延性破壊	—	
③機器搬入用ハッチ	鏡板	延性破壊	—	
	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
④サブプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—	
	鏡板	延性破壊	—	
	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
⑤所員用エアロック	円筒胴、隔壁	延性破壊	—	
	扉板	—	開口、シール材劣化	
⑥配管貫通部	シール部(扉以外)	—	シール材劣化	
	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—	
	平板類	延性破壊	開口、シール材劣化	
	セーフエンド	延性破壊	—	
⑦電気配線貫通部	伸縮継手	疲労破壊	—	
	アダプタ	延性破壊	—	
	ヘッド	延性破壊	—	
⑧原子炉格納容器隔離弁	モジュール	—	シール材劣化	
	耐圧部(弁箱)	延性破壊	—	
	シール部	—	シール材劣化	
<p>上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図2のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。</p> <p>a. フランジ構造のシール部 (②トップヘッドフランジ, ③機器搬入用ハッチ, ④サブプレッション・チェンバアクセスハッチ, ⑤所員用エアロック, ⑥配管貫通部)</p> <p>b. 電気配線貫通部のシール部 (⑦電気配線貫通部)</p> <p>c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (⑧原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>これらの各シール部の構造はMark-I改良型と同様である。したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、Mark-I改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。</p>				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)</p>		

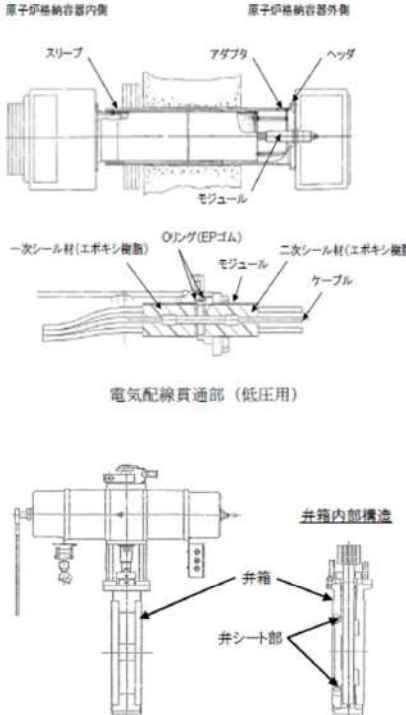
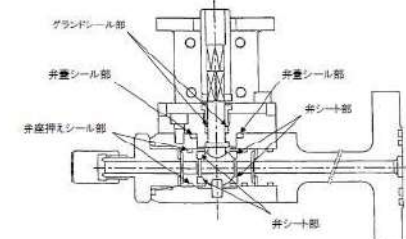
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内側 原子炉格納容器外側</p>  <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)</p>  <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)</p>		

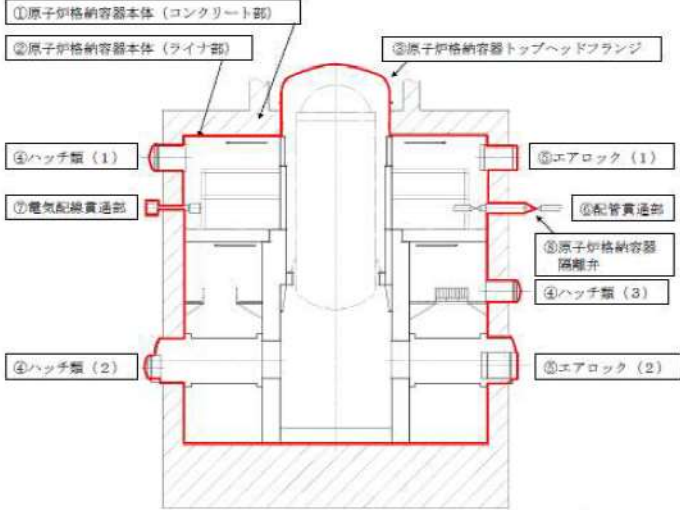
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添2</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（RCCV）</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、RCCV型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器のうち、鋼材で構成されている部位については、溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、フランジ部やシール部については、シール材を鋼材や鋼板に密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位を表1に示す。各構成部のシール部の構造は図2及び図3のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから以下の三つに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. フランジ構造のシール部（③原子炉格納容器トップヘッドフランジ、④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）、⑤エアロック、⑥配管貫通部） b. 電気配線貫通部のシール部（⑦電気配線貫通部（高電圧：高電圧動力、低電圧：低電圧動力及び計測制御）） c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部（⑧原子炉格納容器隔離弁） <p>これらの各シール部の構造はMark-I改良型と同様である。したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、Mark-I改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。</p>	<p style="text-align: center;">【該当する資料なし】</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文に記載

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <p>①原子炉格納容器本体（コンクリート部） ②原子炉格納容器本体（ライナ部） ③原子炉格納容器トップヘッドフランジ ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等） ⑤エアロック ⑥配管貫通部（貫通配管、スリーブ、端板、閉止フランジ、閉止板） ⑦電気配線貫通部 ⑧原子炉格納容器隔離弁</p> <p>ハッチ類（1） 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（2） 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（3） サプレッション・チェンバ出入口 エアロック（1） 上部ドライウェル所員用エアロック エアロック（2） 下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図1 原子炉格納容器の概要図</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉	相違理由
表1 原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位					
機器名称	構造	漏えい 想定*	理由		
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	鉄筋コンクリート 構造物	—	原子炉格納容器バウンダリではない		
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	鋼製ライナ	×	溶接で接合された鋼板であるため		
③ 原子炉格納容器トップヘ ッドフランジ	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	フランジ部： ガスケット	○			
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： ガスケット	○			
⑤ エアロック	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： ガスケット	○			
⑥ 配管貫通部	貫通配管：鋼管	×	鋼管であるため		
	スリーブ：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	端板：鋼板	×	鋼板であるため		
	閉止板：鋼板	×	鋼板であるため		
	フランジ部： ガスケット	○			
⑦ 電気配線貫通部 (高電圧：高電圧動力) (低電圧：低電圧動力及び 計測制御)	本体：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： エポキシ樹脂	○			
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	本体：鋼製	×	鋼材であるため		
	弁シート： メタル・ゴム等	○			
※漏えい想定：×・・・可能性は極めて低い、○・・・可能性あり					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 フランジ構造のシール部</p> <p>図3 電気配線貫通部のシール部</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添3</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。</p> <p>1. 原子炉格納容器の漏えい率</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率は、格納容器温度・圧力に応じるものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率及びAECの評価式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。</p> <p>○AECの評価式^{※1}</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_d) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$ <p>L：事故時の格納容器漏えい率(%/日) L₀：設計漏えい率(%/日) P_t：事故時の格納容器内圧力(kPa[abs]) P_d：設計圧力(kPa[abs]) P_a：格納容器外の圧力(kPa[abs]) R_t：事故時の気体定数(J/(kg・K)) R_d：空気の気体定数(J/(kg・K)) T_t：事故時の格納容器内温度(K) T_d：設計格納容器内温度(漏えい試験時の温度)(K)</p> <p>※1 “Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”, USAEC Technical Safety Guide, 1966.</p>	<p style="text-align: right;">別添1</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。</p> <p>1. 原子炉格納容器の漏えい率</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率は、格納容器圧力、及び物性値（格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合は密度、0.9倍を上回る場合は密度、粘性係数、比熱比に対し温度の影響を考慮）に応じるものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率及び格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。</p> <p>(1) 格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合</p> <p>最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計基準事故事象で使用）より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$ <p>L：漏えい率 L_d：設計漏えい率 ΔP：原子炉格納容器内外差圧 ρ：原子炉格納容器内密度 d：添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t：添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合</p> <p>圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>評価式の相違 (大飯と同様)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 原子炉格納容器の総リーク面積</p> <p>原子炉格納容器の総リーク面積は、リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し、以下の式から算出することができる。この式は、リーク流が臨界流となる場合に参照される式として、MAAPコードの中にも組み込まれている。</p> <p>MAAP 解析の結果得られる原子炉格納容器の漏えい率が、前述の漏えい率を再現するような総リーク面積（等価面積）を求めると、格納容器圧力が最高使用圧力以下で数 mm²、最高使用圧力を超過した場合で 10mm² 前後という結果が得られる。</p> <p>なお、原子炉格納容器の漏えい率は、質量流量 (m)、原子炉格納容器の空間容積及び流体密度から評価することができる。</p>	$\frac{L_r}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_r} \cdot \frac{2k_r}{k_r-1} \cdot \frac{P_r}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,r}}{P_r} \right)^{\frac{1}{k_r}} - \frac{P_{leak,r}}{P_r} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_r}{k_r-1} \cdot \frac{P_r}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_r} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,r}}{P_r} \right)^{\frac{2}{k_r}} - \left(\frac{P_{leak,r}}{P_r} \right)^{\frac{k_r+1}{k_r}} \right)^{\frac{1}{2}}}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)^{\frac{1}{2}}} \\ \left(\frac{\Delta P_r}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_r} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> 圧縮性流体（層流） 圧縮性流体（乱流） 差圧流 </p> <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> $\frac{P_{leak,r}}{P_r} = \max \left(\left(\frac{2}{k_r+1} \right)^{\frac{k_r}{k_r-1}}, \frac{P_{atm}}{P_r} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ <p>2. 原子炉格納容器の総リーク面積</p> <p>PWR 原子炉格納容器の総リーク面積は、リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し、原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月）」と同様の式で算出する。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は、計算において臨界圧力比ηを考慮している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$m = A \cdot C \cdot \left[\frac{2P_0 \cdot \gamma \cdot r^{\frac{2}{\gamma}} \left(1 - r^{\frac{\gamma-1}{\gamma}}\right)}{v \cdot (\gamma - 1)} \right]^{1/2}$ $r = \max(\eta_{crit}, P_b/P_0)$ $\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1 + \gamma} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$ <p> <i>m</i>：質量流量(kg/s) <i>A</i>：漏えい経路の開口面積(m²) <i>C</i>：流量係数(≦1)(-) <i>P</i>₀：1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) <i>v</i>：比容積(-) </p> <p>理想気体の状態方程式($P_0 = R \cdot T_0/v$)を用いて上式を整理すると、次のとおり、NUPEC 報告書の等価面積の定義式と同様の式となる。この式はNUPEC 報告書と異なり流路係数(<i>K</i>)を使用しない式となっており、流路係数(<i>K</i>)は等価面積(<i>A</i>)に含まれる形となっていると解釈される。</p> <p>また、等価面積(<i>C</i>・<i>A</i>)の算出に当たり、流量係数(<i>C</i>)として1以下の値を用いているため、$C \cdot A \leq A$となる。</p> $C \cdot A = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2\gamma}{\gamma-1} \left[\left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right]}}$ $\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1 + \gamma} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$ <p> <i>A</i>：漏えい経路の開口面積(m²) <i>C</i>：流量係数(-) <i>m</i>：質量流量(kg/s) <i>T</i>₀：1次側温度(K) <i>P</i>₀：1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) <i>R</i>：気体定数(J/(kg・K)) ($P_b/P_0 < \eta_{crit}$の場合、P_b/P_0の代わりにη_{crit}を使用) </p>	$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> <i>m</i>：質量流量(kg/s) <i>Ae</i>：等価面積(m²) <i>K</i>：流路係数(-) <i>C</i>：流量係数(-) <i>P</i>₀：1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) <i>T</i>₀：1次側温度(K) <i>R</i>：空気の気体定数(287J/(kg・K)) </p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ格納容器内外の値を使用する。また、格納容器内のパラメータは、設計漏えいにおける圧力、温度及び質量流量とし、格納容器外の圧力は大気圧として評価する。</p> <p>なお、格納容器貫通部及び開口部のシール部は2Pd、200℃での機能維持を確認しており、事故時においても事故前の高い気密性は維持される。</p>	