

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

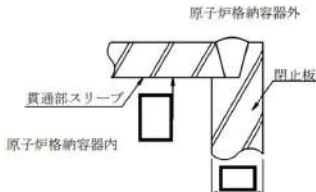
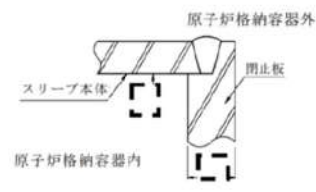
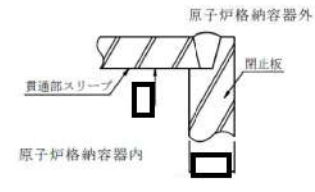
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価</p> <p>ガスケットに対する放射線の影響としては、当該の[]は[]及[]から構成されていることから、放射線による劣化の懸念は少なく、シール性への影響は無いものと考えられる。耐熱性についても当該ガスケットの耐熱温度が600℃（酸化性雰囲気では450℃）のため問題ない。</p> <p style="text-align: center;">[] 本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>8.3.2 耐放射性及び耐熱性評価</p> <p>ガスケットに対する放射線の影響としては、当該の[]は[]から構成されており、放射線による劣化の懸念は少なく、シール性への影響は無いものと考えられる。耐熱性については当該ガスケットの耐熱性が600℃（酸化性雰囲気では450℃）のため問題ない。</p>	<p>7.3.2 耐放射性及び耐熱性評価</p> <p>ガスケットに対する放射線の影響としては、当該の[]は黒鉛及びSUS304から構成されていることから、放射線による劣化の懸念は少なく、シール性への影響は無いものと考えられる。耐熱性についても当該ガスケットの耐熱性が600℃（酸化性雰囲気では450℃）のため問題ない。</p> <p style="text-align: center;">[] 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>	<p>相違理由</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																															
<p>8. 配管貫通部 閉止板</p> <p>8.1 評価方針</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、大飯発電所3号炉及び4号炉の配管貫通部予備スリーブの閉止板の厚さが、200℃、2Pdの環境下で、設計・建設規格に規定される必要厚さを上回ることを確認する。ここで、閉止板がある配管貫通部予備スリーブの最大径はφ406.4であり、同サイズ未満の閉止板は、φ406.4の閉止板と材料、取付方法及び厚さが同じであることから、φ406.4の閉止板を代表として評価する。</p> <p>8.2 評価</p> <p>8.2.1 記号の定義</p> <p>貫通部予備スリーブの閉止板の必要厚さの計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="100 837 705 1085"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P</td> <td>MPa[gage]</td> <td>原子炉格納容器内圧力</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>許容引張応力</td> </tr> <tr> <td>d</td> <td>mm</td> <td>閉止板の最小内のり</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>—</td> <td>閉止板の取付方法による係数</td> </tr> <tr> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>閉止板の厚さ</td> </tr> </tbody> </table> <p>8.2.2 計算方法</p> <p>貫通部予備スリーブの閉止板の計算上必要厚さは、設計・建設規格PVE3410に基づき、次の式により求める。</p> <div style="text-align: center;">  </div> $t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$ <p style="font-size: small;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	記号	単位	説明	P	MPa[gage]	原子炉格納容器内圧力	S	MPa	許容引張応力	d	mm	閉止板の最小内のり	K	—	閉止板の取付方法による係数	t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ	t	mm	閉止板の厚さ	<p>9. 配管貫通部 閉止板</p> <p>9.1 評価方針</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、伊方3号炉の配管貫通部予備スリーブの閉止板の厚さが、200℃、2Pdの環境下で、設計・建設規格に規定される必要厚さを上回ることを確認する。ここで、閉止板がある配管貫通部予備スリーブの最大径はφ548であり、同サイズ未満の閉止板は、φ548の閉止板と材料、取付方法及び厚さが同じであることから、φ548の閉止板を代表として評価する。</p> <p>9.2 評価</p> <p>9.2.1 記号の定義</p> <p>予備スリーブの閉止板の必要厚さの計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="739 837 1344 1085"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>原子炉格納容器内圧力</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>許容引張応力</td> </tr> <tr> <td>d</td> <td>mm</td> <td>閉止板の最小内のり</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>—</td> <td>閉止板の取付方法による係数</td> </tr> <tr> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>閉止板の厚さ</td> </tr> </tbody> </table> <p>9.2.2 計算方法</p> <p>予備スリーブの閉止板の計算上必要厚さは、設計・建設規格PVE-3410に基づき、次の式により求める。</p> <div style="text-align: center;">  </div> $t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$	記号	単位	説明	P	MPa	原子炉格納容器内圧力	S	MPa	許容引張応力	d	mm	閉止板の最小内のり	K	—	閉止板の取付方法による係数	t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ	t	mm	閉止板の厚さ	<p>8. 配管貫通部 閉止板</p> <p>8.1 評価方針</p> <p>閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。</p> <p>このため、泊発電所3号炉の配管貫通部予備スリーブの閉止板の厚さが、200℃、2Pdの環境下で、設計・建設規格に規定される必要厚さを上回ることを確認する。ここで、閉止板がある配管貫通部予備スリーブの最大径はφ548であり、同サイズ未満の閉止板は、φ548の閉止板と材料、取付方法及び厚さが同じであることから、φ548の閉止板を代表として評価する。</p> <p>8.2 評価</p> <p>8.2.1 記号の定義</p> <p>貫通部予備スリーブの閉止板の必要厚さの計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="1400 837 2004 1085"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>原子炉格納容器内圧力</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>許容引張応力</td> </tr> <tr> <td>d</td> <td>mm</td> <td>閉止板の最小内のり</td> </tr> <tr> <td>K</td> <td>—</td> <td>閉止板の取付方法による係数</td> </tr> <tr> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>閉止板の厚さ</td> </tr> </tbody> </table> <p>8.2.2 計算方法</p> <p>貫通部予備スリーブの閉止板の計算上必要厚さは、設計・建設規格PVE-3410に基づき、次の式により求める。</p> <div style="text-align: center;">  </div> $t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$ <p style="font-size: small;">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>	記号	単位	説明	P	MPa	原子炉格納容器内圧力	S	MPa	許容引張応力	d	mm	閉止板の最小内のり	K	—	閉止板の取付方法による係数	t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ	t	mm	閉止板の厚さ	<p>【大飯、伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯】設備の相違</p> <p>【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p>
記号	単位	説明																																																																
P	MPa[gage]	原子炉格納容器内圧力																																																																
S	MPa	許容引張応力																																																																
d	mm	閉止板の最小内のり																																																																
K	—	閉止板の取付方法による係数																																																																
t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ																																																																
t	mm	閉止板の厚さ																																																																
記号	単位	説明																																																																
P	MPa	原子炉格納容器内圧力																																																																
S	MPa	許容引張応力																																																																
d	mm	閉止板の最小内のり																																																																
K	—	閉止板の取付方法による係数																																																																
t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ																																																																
t	mm	閉止板の厚さ																																																																
記号	単位	説明																																																																
P	MPa	原子炉格納容器内圧力																																																																
S	MPa	許容引張応力																																																																
d	mm	閉止板の最小内のり																																																																
K	—	閉止板の取付方法による係数																																																																
t _{sr}	mm	閉止板の計算上必要な厚さ																																																																
t	mm	閉止板の厚さ																																																																

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉				伊方発電所3号炉				泊発電所3号炉				相違理由
<p>8.3 評価結果</p> <p>以下の表に示すとおり、貫通部予備スリーブの閉止板の厚さは、閉止板の計算上必要な厚さ以上である。これより、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。</p>				<p>9.3 評価結果</p> <p>以下の表に示すとおり、予備スリーブの閉止板の厚さは、閉止板の計算上必要な厚さ以上である。これより、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>				<p>8.3 評価結果</p> <p>以下の表に示すとおり、貫通部予備スリーブの閉止板の厚さは、閉止板の計算上必要な厚さ以上である。これより、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>				<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。 【大飯】 記載の適正化</p>
項目		評価箇所		項目		評価箇所		項目		評価箇所		
		φ406.4 貫通部予備スリーブの閉止板				φ548 予備スリーブの閉止板				φ548 貫通部予備スリーブの閉止板		
原子炉格納容器内圧力	P	MPa[gage]	0.78	原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566	原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566	
温度	—	℃	200	温度	—	℃	200	温度	—	℃	200	
許容引張応力	S	MPa	131	許容引張応力	S	MPa	131	許容引張応力	S	MPa	131	
材料	—	—		材料	—	—		材料	—	—	SGV480	
閉止板の最小内のり	d	mm		閉止板の最小内のり	d	mm		閉止板の最小内のり	d	mm		
閉止板の取付方法による係数	K	—	0.33	閉止板の取付方法による係数	K	—	0.33	閉止板の取付方法による係数	K	—	0.33	
閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	17.0	閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3	閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3	
閉止板の厚さ	t	mm		閉止板の厚さ	t	mm		閉止板の厚さ	t	mm		
評価対象貫通部番号 (大飯3、4号炉共通)	—	—	E617, E633	評価対象貫通部番号	—	—	214, 219, 222, 231, 235, 240, 307, 323	評価対象貫通部番号	—	—	228, 236, 246, 252	
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>								<p>本資料のうち、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>				

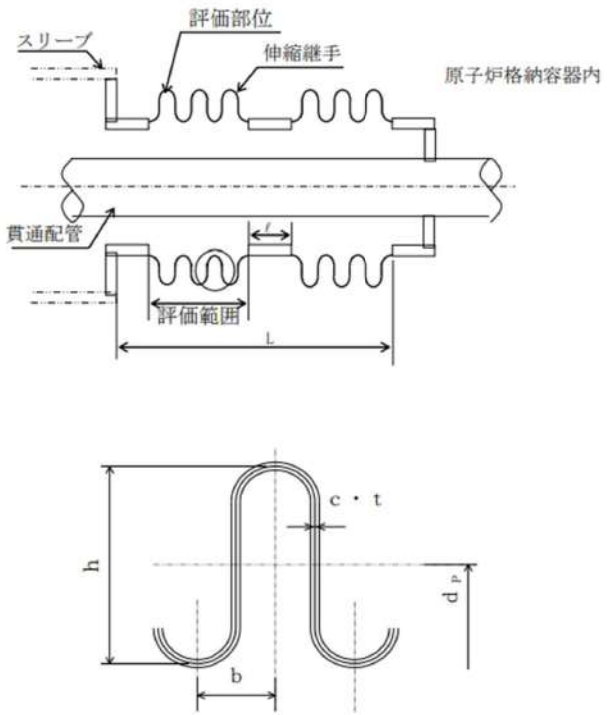
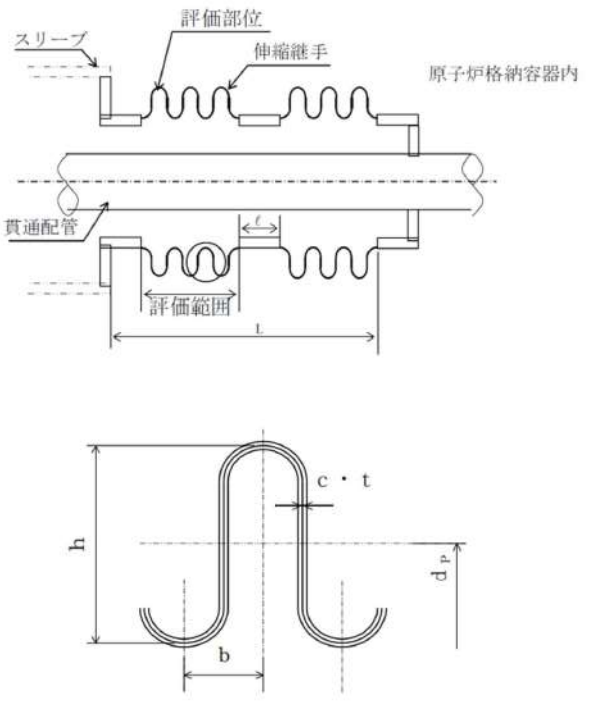
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
	<p>10. 配管貫通部 伸縮継手</p> <p>10.1 評価方針</p> <p>200℃、2Pd の環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用する。伸縮継手は、降伏点を越えた応力領域で使用するため、塑性ひずみが漸次進行し、低サイクル疲労を起こす恐れがある。そのため、伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。今回の評価条件下では脆性破壊は生じないと考えられるので評価対象外と考えることができる。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、一次+二次応力を考慮し、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認する。</p> <p>10.2 評価</p> <p>評価対象は、原子炉格納容器の変位により作用する変形が最大となる伸縮継手とする。</p> <p>10.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、変形量、設計繰返し回数、評価対象配管貫通部を表 10-1 に示す。本表に記載なき評価条件は表 10-3（評価結果）に示す。</p> <table border="1" data-bbox="732 986 1384 1212"> <caption>表 10-1 評価条件</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力 (MPa)</td> <td>0.566</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度 (℃)</td> <td>200</td> <td></td> </tr> <tr> <td>軸方向変位量 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>垂直方向変位量 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>設計繰返し回数 (回)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部番号</td> <td>301, 303, 305</td> <td>評価結果 (表 10-3) には、UF が最大となる 301 を示す。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	数値	備考	原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566		原子炉格納容器内温度 (℃)	200		軸方向変位量 (mm)			垂直方向変位量 (mm)			設計繰返し回数 (回)	1		評価対象配管貫通部番号	301, 303, 305	評価結果 (表 10-3) には、UF が最大となる 301 を示す。	<p>9. 配管貫通部 伸縮継手</p> <p>9.1 評価方針</p> <p>200℃、2Pd の環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用する。伸縮継手は、降伏点を越えた応力領域で使用するため、塑性ひずみが漸次進行、低サイクル疲労を起こすおそれがある。そのため、伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。今回の評価条件下では脆性破壊は生じないと考えられるので評価対象外と考えることができる。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、一次+二次応力を考慮し、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が1以下であることを確認する*。</p> <p>9.2 評価</p> <p>評価対象は、原子炉格納容器の変位により作用する変形が最大となる伸縮継手とする。</p> <p>9.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、変形量、設計繰返し回数、評価対象配管貫通部を表 9-1 に示す。本表に記載なき評価条件は表 9-3（評価結果）に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1384 986 2038 1212"> <caption>表 9-1 評価条件</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力 (MPa)</td> <td>0.566</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度 (℃)</td> <td>200</td> <td></td> </tr> <tr> <td>軸方向変位量 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>垂直方向変位量 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>設計繰返し回数 (回)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部</td> <td>401, 402, 403</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 疲労累積係数1を下回る変形であれば、疲労破壊を生じないレベルの応力であることから、伸びによる延性破壊も生じない。このため疲労の可能性の評価により伸縮継手の変形による損傷可能性の有無を評価した。</p>	項目	数値	備考	原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566		原子炉格納容器内温度 (℃)	200		軸方向変位量 (mm)			垂直方向変位量 (mm)			設計繰返し回数 (回)	1		評価対象配管貫通部	401, 402, 403		<p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載充実</p>
項目	数値	備考																																											
原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566																																												
原子炉格納容器内温度 (℃)	200																																												
軸方向変位量 (mm)																																													
垂直方向変位量 (mm)																																													
設計繰返し回数 (回)	1																																												
評価対象配管貫通部番号	301, 303, 305	評価結果 (表 10-3) には、UF が最大となる 301 を示す。																																											
項目	数値	備考																																											
原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566																																												
原子炉格納容器内温度 (℃)	200																																												
軸方向変位量 (mm)																																													
垂直方向変位量 (mm)																																													
設計繰返し回数 (回)	1																																												
評価対象配管貫通部	401, 402, 403																																												

□ 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。

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>10.2.2 評価部位</p> <p>伸縮継手の評価部位は、発生応力が最大となる下記に示す伸縮継手の頂部とする。</p> 	<p>9.2.2 評価部位</p> <p>伸縮継手の評価部位は、発生応力が最大となる下記に示す伸縮継手の頂部とする。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																						
	<p>10.2.3 強度計算に使用する記号の定義 伸縮継手の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="732 248 1386 987"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>b</td><td>mm</td><td>継手部の波のピッチの2分の1</td></tr> <tr><td>c</td><td>—</td><td>継手部の層数</td></tr> <tr><td>d_p</td><td>mm</td><td>継手部の有効径（平均径）</td></tr> <tr><td>E</td><td>MPa</td><td>原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数</td></tr> <tr><td>e</td><td>mm</td><td>継手部の1山当たりの総変位量</td></tr> <tr><td>e_x</td><td>mm</td><td>全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</td></tr> <tr><td>e_y</td><td>mm</td><td>全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</td></tr> <tr><td>h</td><td>mm</td><td>継手部の波の高さ</td></tr> <tr><td>L</td><td>mm</td><td>継手部の有効長さ</td></tr> <tr><td>ℓ</td><td>mm</td><td>中間の管の長さ</td></tr> <tr><td>N</td><td>—</td><td>許容繰返し回数</td></tr> <tr><td>N_R</td><td>—</td><td>設計繰返し回数</td></tr> <tr><td>n</td><td>—</td><td>継手部の波数の2倍の値</td></tr> <tr><td>P</td><td>MPa</td><td>原子炉格納容器内圧力</td></tr> <tr><td>t</td><td>mm</td><td>継手部の板の厚さ</td></tr> <tr><td>U</td><td>—</td><td>疲労係数</td></tr> <tr><td>UF</td><td>—</td><td>疲労累積係数</td></tr> <tr><td>W_N</td><td>—</td><td>1個の継手部の山数</td></tr> <tr><td>X</td><td>mm</td><td>全軸方向変位量</td></tr> <tr><td>Y</td><td>mm</td><td>全軸直角方向変位量</td></tr> <tr><td>δ</td><td>mm</td><td>全伸縮量</td></tr> <tr><td>σ</td><td>MPa</td><td>合計応力</td></tr> <tr><td>σ_D</td><td>MPa</td><td>全伸縮量による応力</td></tr> <tr><td>σ_P</td><td>MPa</td><td>最高使用圧力による応力</td></tr> </tbody> </table>	記号	単位	定義	b	mm	継手部の波のピッチの2分の1	c	—	継手部の層数	d _p	mm	継手部の有効径（平均径）	E	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数	e	mm	継手部の1山当たりの総変位量	e _x	mm	全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量	e _y	mm	全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量	h	mm	継手部の波の高さ	L	mm	継手部の有効長さ	ℓ	mm	中間の管の長さ	N	—	許容繰返し回数	N _R	—	設計繰返し回数	n	—	継手部の波数の2倍の値	P	MPa	原子炉格納容器内圧力	t	mm	継手部の板の厚さ	U	—	疲労係数	UF	—	疲労累積係数	W _N	—	1個の継手部の山数	X	mm	全軸方向変位量	Y	mm	全軸直角方向変位量	δ	mm	全伸縮量	σ	MPa	合計応力	σ _D	MPa	全伸縮量による応力	σ _P	MPa	最高使用圧力による応力	<p>9.2.3 強度計算に使用する記号の定義 伸縮継手の応力計算等に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="1386 248 2040 987"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>b</td><td>mm</td><td>継手部の波のピッチの2分の1</td></tr> <tr><td>c</td><td>—</td><td>継手部の層数</td></tr> <tr><td>d_p</td><td>mm</td><td>継手部の有効径（平均径）</td></tr> <tr><td>E</td><td>MPa</td><td>原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数</td></tr> <tr><td>e</td><td>mm</td><td>継手部の1山当たりの総変位量</td></tr> <tr><td>e_x</td><td>mm</td><td>全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</td></tr> <tr><td>e_y</td><td>mm</td><td>全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</td></tr> <tr><td>h</td><td>mm</td><td>継手部の波の高さ</td></tr> <tr><td>L</td><td>mm</td><td>継手部の有効長さ</td></tr> <tr><td>ℓ</td><td>mm</td><td>中間の管の長さ</td></tr> <tr><td>N</td><td>—</td><td>許容繰返し回数</td></tr> <tr><td>N_R</td><td>—</td><td>設計繰返し回数</td></tr> <tr><td>n</td><td>—</td><td>継手部の波数の2倍の値</td></tr> <tr><td>P</td><td>MPa</td><td>原子炉格納容器内圧力</td></tr> <tr><td>t</td><td>mm</td><td>継手部の板の厚さ</td></tr> <tr><td>U</td><td>—</td><td>疲労係数</td></tr> <tr><td>UF</td><td>—</td><td>疲労累積係数</td></tr> <tr><td>W_N</td><td>—</td><td>1個の継手部の山数</td></tr> <tr><td>X</td><td>mm</td><td>全軸方向変位量</td></tr> <tr><td>Y</td><td>mm</td><td>全軸直角方向変位量</td></tr> <tr><td>δ</td><td>mm</td><td>全伸縮量</td></tr> <tr><td>σ</td><td>MPa</td><td>合計応力</td></tr> <tr><td>σ_D</td><td>MPa</td><td>全伸縮量による応力</td></tr> <tr><td>σ_P</td><td>MPa</td><td>最高使用圧力による応力</td></tr> </tbody> </table>	記号	単位	定義	b	mm	継手部の波のピッチの2分の1	c	—	継手部の層数	d _p	mm	継手部の有効径（平均径）	E	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数	e	mm	継手部の1山当たりの総変位量	e _x	mm	全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量	e _y	mm	全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量	h	mm	継手部の波の高さ	L	mm	継手部の有効長さ	ℓ	mm	中間の管の長さ	N	—	許容繰返し回数	N _R	—	設計繰返し回数	n	—	継手部の波数の2倍の値	P	MPa	原子炉格納容器内圧力	t	mm	継手部の板の厚さ	U	—	疲労係数	UF	—	疲労累積係数	W _N	—	1個の継手部の山数	X	mm	全軸方向変位量	Y	mm	全軸直角方向変位量	δ	mm	全伸縮量	σ	MPa	合計応力	σ _D	MPa	全伸縮量による応力	σ _P	MPa	最高使用圧力による応力	
記号	単位	定義																																																																																																																																																							
b	mm	継手部の波のピッチの2分の1																																																																																																																																																							
c	—	継手部の層数																																																																																																																																																							
d _p	mm	継手部の有効径（平均径）																																																																																																																																																							
E	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数																																																																																																																																																							
e	mm	継手部の1山当たりの総変位量																																																																																																																																																							
e _x	mm	全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量																																																																																																																																																							
e _y	mm	全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量																																																																																																																																																							
h	mm	継手部の波の高さ																																																																																																																																																							
L	mm	継手部の有効長さ																																																																																																																																																							
ℓ	mm	中間の管の長さ																																																																																																																																																							
N	—	許容繰返し回数																																																																																																																																																							
N _R	—	設計繰返し回数																																																																																																																																																							
n	—	継手部の波数の2倍の値																																																																																																																																																							
P	MPa	原子炉格納容器内圧力																																																																																																																																																							
t	mm	継手部の板の厚さ																																																																																																																																																							
U	—	疲労係数																																																																																																																																																							
UF	—	疲労累積係数																																																																																																																																																							
W _N	—	1個の継手部の山数																																																																																																																																																							
X	mm	全軸方向変位量																																																																																																																																																							
Y	mm	全軸直角方向変位量																																																																																																																																																							
δ	mm	全伸縮量																																																																																																																																																							
σ	MPa	合計応力																																																																																																																																																							
σ _D	MPa	全伸縮量による応力																																																																																																																																																							
σ _P	MPa	最高使用圧力による応力																																																																																																																																																							
記号	単位	定義																																																																																																																																																							
b	mm	継手部の波のピッチの2分の1																																																																																																																																																							
c	—	継手部の層数																																																																																																																																																							
d _p	mm	継手部の有効径（平均径）																																																																																																																																																							
E	MPa	原子炉格納容器内温度における設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表1に規定する材料の縦弾性係数																																																																																																																																																							
e	mm	継手部の1山当たりの総変位量																																																																																																																																																							
e _x	mm	全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量																																																																																																																																																							
e _y	mm	全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量																																																																																																																																																							
h	mm	継手部の波の高さ																																																																																																																																																							
L	mm	継手部の有効長さ																																																																																																																																																							
ℓ	mm	中間の管の長さ																																																																																																																																																							
N	—	許容繰返し回数																																																																																																																																																							
N _R	—	設計繰返し回数																																																																																																																																																							
n	—	継手部の波数の2倍の値																																																																																																																																																							
P	MPa	原子炉格納容器内圧力																																																																																																																																																							
t	mm	継手部の板の厚さ																																																																																																																																																							
U	—	疲労係数																																																																																																																																																							
UF	—	疲労累積係数																																																																																																																																																							
W _N	—	1個の継手部の山数																																																																																																																																																							
X	mm	全軸方向変位量																																																																																																																																																							
Y	mm	全軸直角方向変位量																																																																																																																																																							
δ	mm	全伸縮量																																																																																																																																																							
σ	MPa	合計応力																																																																																																																																																							
σ _D	MPa	全伸縮量による応力																																																																																																																																																							
σ _P	MPa	最高使用圧力による応力																																																																																																																																																							

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）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>10.2.4 評価方法</p> <p>伸縮継手は、次に示す方法により、許容繰返し回数を求め、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比（疲労累積係数）が1以下であることを確認する。</p> <p>伸縮継手の全伸縮量の計算は、Kellogg社「Design of Piping Systems」(以下「Kellogg」という。)の計算式を用いて実施する。</p> <p>なお、計算にて使用する各部の寸法については、公称値を用いる。</p> <p>10.2.5 計算方法</p> <p>(1) 伸縮継手の全伸縮量 [Kellogg の計算式]</p> <p>a. 全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</p> $e_x = \frac{X}{2W_N}$ <p>b. 全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</p> $e_y = \frac{3d_p \cdot Y}{2W_N \left\{ L + \ell \left(\frac{\ell}{L} + 1 \right) \right\}}$ <p>c. 継手部の1山当たりの総変位量</p> $e = e_x + e_y$ <p>d. 伸縮継手の全伸縮量</p> $\delta = e \cdot W_N$ <p>(2) 伸縮継手の応力と許容繰返し回数 [設計・建設規格 PVE-3800]</p> <p>a. 伸縮継手の応力</p> <p>(a) 全伸縮量による応力</p> $\sigma_D = \frac{1.5E \cdot t \cdot \delta}{n\sqrt{b \cdot h^3}}$ <p>(b) 原子炉格納容器内圧力による応力</p> $\sigma_P = \frac{P \cdot h^2}{2t^2 \cdot c}$ <p>(c) 合計応力</p> $\sigma = \sigma_D + \sigma_P$	<p>9.2.4 評価方法</p> <p>伸縮継手は、次に示す方法により、許容繰返し回数を求め、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比（疲労累積係数）が1以下であることを確認する。</p> <p>伸縮継手の全伸縮量の計算は、Kellogg社「Design of Piping Systems」(以下「Kellogg」という。)の計算式を用いて実施する。</p> <p>なお、計算にて使用する各部の寸法については、公称値を用いる。</p> <p>9.2.5 計算方法</p> <p>(1) 伸縮継手の全伸縮量 [Kellogg の計算式]</p> <p>a. 全軸方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</p> $e_x = \frac{X}{2W_N}$ <p>b. 全軸直角方向変位量による継手部の1山当たりの変位量</p> $e_y = \frac{3d_p \cdot Y}{2W_N \left\{ L + \ell \left(\frac{\ell}{L} + 1 \right) \right\}}$ <p>c. 継手部の1山当たりの総変位量</p> $e = e_x + e_y$ <p>d. 伸縮継手の全伸縮量</p> $\delta = e \cdot W_N$ <p>(2) 伸縮継手の応力と許容繰返し回数 [設計・建設規格 PVE-3800]</p> <p>a. 伸縮継手の応力</p> <p>(a) 全伸縮量による応力</p> $\sigma_D = \frac{1.5E \cdot t \cdot \delta}{n\sqrt{b \cdot h^3}}$ <p>(b) 原子炉格納容器内圧力による応力</p> $\sigma_P = \frac{P \cdot h^2}{2t^2 \cdot c}$ <p>(c) 合計応力</p> $\sigma = \sigma_D + \sigma_P$	

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）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
	<p>b. 許容繰返し回数</p> $N = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$ <p>(3) 設計繰返し回数 配管貫通部の各状態における伸縮継手の設計繰返し回数を、表 10-2 に示す。</p> <p>表 10-2 各状態における伸縮継手の設計繰返し回数</p> <table border="1" data-bbox="768 523 1350 643"> <thead> <tr> <th>状 態</th> <th>設計繰返し回数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起動/停止による CV 膨張</td> <td rowspan="3" style="border: 1px dashed black;">1</td> </tr> <tr> <td>通常運転時</td> </tr> <tr> <td>200℃、2Pd 時</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 疲労係数</p> $U_i = \frac{\text{設計繰返し回数 } N_{Ri}}{\text{許容繰返し回数 } N_i}$ <p>(5) 疲労累積係数 各種繰返し条件における疲労係数の和を求める。 $UF = \sum U_i$</p> <p>10.2.6 疲労評価 10.2.5 項により求めた疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。</p> <p>10.3 評価結果 表 10-3 に示すとおり、伸縮継手の 200℃、2Pd 時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との和は 1 以下であるので、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>	状 態	設計繰返し回数	起動/停止による CV 膨張	1	通常運転時	200℃、2Pd 時	<p>b. 許容繰返し回数</p> $N = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$ <p>(3) 設計繰返し回数 配管貫通部の各状態における伸縮継手の設計繰返し回数を、表 9-2 に示す。</p> <p>表 9-2 各状態における伸縮継手の設計繰返し回数</p> <table border="1" data-bbox="1406 523 2022 643"> <thead> <tr> <th>状 態</th> <th>設計繰返し回数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起動/停止による CV 膨張</td> <td rowspan="3" style="border: 2px solid black;">1</td> </tr> <tr> <td>通常運転時</td> </tr> <tr> <td>200℃、2Pd 時</td> </tr> </tbody> </table> <p>(4) 疲労係数</p> $U_i = \frac{\text{設計繰返し回数 } N_{Ri}}{\text{許容繰返し回数 } N_i}$ <p>(5) 疲労累積係数 各種繰返し条件における疲労係数の和を求める。 $UF = \sum U_i$</p> <p>9.2.6 疲労評価 9.2.5 項により求めた疲労累積係数が 1 以下であることを確認する。</p> <p>9.3 評価結果 表 9-3 に示すとおり、伸縮継手の 200℃、2Pd 時の疲労累積係数と通常運転時の疲労累積係数との和は 1 以下であるので、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">□ 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>	状 態	設計繰返し回数	起動/停止による CV 膨張	1	通常運転時	200℃、2Pd 時	
状 態	設計繰返し回数														
起動/停止による CV 膨張	1														
通常運転時															
200℃、2Pd 時															
状 態	設計繰返し回数														
起動/停止による CV 膨張	1														
通常運転時															
200℃、2Pd 時															

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)

大飯発電所3 / 4号炉

伊方発電所3号炉

表 10-3 伸縮継手の強度計算結果

貫通部番号 301、303、305

(1) 諸元

原子炉格納容器内圧力 (MPa)	P	0.566	200	継手有効径 (mm)	d _e	継手の高さ (mm)	h	1個の継手部の山数	W _s	継手部のピッチの2分の1 (mm)	b	継手部の板の厚さ (mm)	t	継手部の波数の2倍の値	n	継手部の層数	c	材料	SUS304	弾性係数 (MPa)	E	183,000	伸縮継手の長さ (mm)	L

(2) 設計条件

変位量 (mm)	全軸直角方向	設計繰返し回数	
	X	Y	N _R
200°C、2Pd時	110.0	34.0	1

(3) 応力及び疲労

応力 (MPa) 合計応力	σ	1,695	許容繰返し回数	N	疲労係数	U ₁	通常運転時疲労係数 (注)	U ₂	疲労累積係数	U _F	0.0787
200°C、2Pd時					0.00142	0.00826	0.06902				

評価：伸縮継手の疲労累積係数は1以下である。
 (注) 既工事計画認可申請書分割第3次申請の添付資料9-6「伸縮式配管貫通部の強度計算書」による。

泊発電所3号炉

表 9-3 伸縮継手の強度計算結果

貫通部番号 401、402、403

(1) 諸元

原子炉格納容器内圧力 (MPa)	P	0.566	200	継手有効径 (mm)	d _e	継手の高さ (mm)	h	1個の継手部の山数	W _s	継手部のピッチの2分の1 (mm)	b	継手部の板の厚さ (mm)	t	継手部の波数の2倍の値	n	継手部の層数	c	材料	SUS304	弾性係数 (MPa)	E	183000	伸縮継手の長さ (mm)	L

(2) 設計条件

変位量 (mm)	全軸直角方向	設計繰返し回数	
	X	Y	N _R
200°C、2Pd時	110.0	50.0	1

(3) 応力及び疲労

応力 (MPa) 合計応力	σ	1927.7	許容繰返し回数	N	疲労係数	U ₁	通常運転時疲労係数 (注)	U ₂	疲労累積係数	U _F	0.08856
200°C、2Pd時					0.00223	0.01205	0.07428				

評価：伸縮継手の疲労累積係数は1以下である。
 (注) 既工事計画認可申請書分割第4次申請の添付資料5-9-6「伸縮式配管貫通部の強度計算書」による。

相違理由

□ 表面みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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)

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>既工事計画認可申請書分割第3次申請 添付資料9-6「伸縮式配管貫通部の強度計算書」</p> <p>添付-1</p> <p>第8表 伸縮継手計算結果及び評価 (15/20) (NORMAL,S1,LOCA) >> << CASE-1 (NORMAL,S1,LOCA) >></p> <p>PERFORATION NO. 201 ** BELLOWS ** --- DOUBLE TYPE ---</p> <p>(1) DESCRIPTION C/V PRESSURE (KG/CM²) EFFICIENT DIAMETER (MM) P 2.89</p> <p>WAVE NUMBER VN 1</p> <p>LAYER NUMBER LN 1</p> <p>MATERIAL SUS304</p> <p>YOUNGS MODULUS (KG/CM²) E 18100.0</p> <p>TWO BELLOWS LENGTH CENTER WHOLE (MM) AL 18100.0</p> <p>(2) DESIGN CONDITION DISPLACEMENT (MM) AXIAL PERP. AXIAL DK DY NT</p> <p>NORMAL-A 31.0 12.0</p> <p>NORMAL-B 22.0 5.0</p> <p>SEISMIC 36.0 30.0</p> <p>LOCA 76.0 44.0</p> <p>*SEISMIC</p> <p>(3) STRESS AND FATIGUE DISPLACEMENT PER WAVE (MM) TOTAL (MM) AXIAL PERP. AXIAL TOTAL M₁ M₂ M₃ M₄ M₅ M₆ M₇ M₈ M₉ M₁₀ M₁₁ M₁₂ M₁₃ M₁₄ M₁₅ M₁₆ M₁₇ M₁₈ M₁₉ M₂₀ M₂₁ M₂₂ M₂₃ M₂₄ M₂₅ M₂₆ M₂₇ M₂₈ M₂₉ M₃₀ M₃₁ M₃₂ M₃₃ M₃₄ M₃₅ M₃₆ M₃₇ M₃₈ M₃₉ M₄₀ M₄₁ M₄₂ M₄₃ M₄₄ M₄₅ M₄₆ M₄₇ M₄₈ M₄₉ M₅₀ M₅₁ M₅₂ M₅₃ M₅₄ M₅₅ M₅₆ M₅₇ M₅₈ M₅₉ M₆₀ M₆₁ M₆₂ M₆₃ M₆₄ M₆₅ M₆₆ M₆₇ M₆₈ M₆₉ M₇₀ M₇₁ M₇₂ M₇₃ M₇₄ M₇₅ M₇₆ M₇₇ M₇₈ M₇₉ M₈₀ M₈₁ M₈₂ M₈₃ M₈₄ M₈₅ M₈₆ M₈₇ M₈₈ M₈₉ M₉₀ M₉₁ M₉₂ M₉₃ M₉₄ M₉₅ M₉₆ M₉₇ M₉₈ M₉₉ M₁₀₀ M₁₀₁ M₁₀₂ M₁₀₃ M₁₀₄ M₁₀₅ M₁₀₆ M₁₀₇ M₁₀₈ M₁₀₉ M₁₁₀ M₁₁₁ M₁₁₂ M₁₁₃ M₁₁₄ M₁₁₅ M₁₁₆ M₁₁₇ M₁₁₈ M₁₁₉ M₁₂₀ M₁₂₁ M₁₂₂ M₁₂₃ M₁₂₄ M₁₂₅ M₁₂₆ M₁₂₇ M₁₂₈ M₁₂₉ M₁₃₀ M₁₃₁ M₁₃₂ M₁₃₃ M₁₃₄ M₁₃₅ M₁₃₆ M₁₃₇ M₁₃₈ M₁₃₉ M₁₄₀ M₁₄₁ M₁₄₂ M₁₄₃ M₁₄₄ M₁₄₅ M₁₄₆ M₁₄₇ M₁₄₈ M₁₄₉ M₁₅₀ M₁₅₁ M₁₅₂ M₁₅₃ M₁₅₄ M₁₅₅ M₁₅₆ M₁₅₇ M₁₅₈ M₁₅₉ M₁₆₀ M₁₆₁ M₁₆₂ M₁₆₃ M₁₆₄ M₁₆₅ M₁₆₆ M₁₆₇ M₁₆₈ M₁₆₉ M₁₇₀ M₁₇₁ M₁₇₂ M₁₇₃ M₁₇₄ M₁₇₅ M₁₇₆ M₁₇₇ M₁₇₈ M₁₇₉ M₁₈₀ M₁₈₁ M₁₈₂ M₁₈₃ M₁₈₄ M₁₈₅ M₁₈₆ M₁₈₇ M₁₈₈ M₁₈₉ M₁₉₀ M₁₉₁ M₁₉₂ M₁₉₃ M₁₉₄ M₁₉₅ M₁₉₆ M₁₉₇ M₁₉₈ M₁₉₉ M₂₀₀ M₂₀₁ M₂₀₂ M₂₀₃ M₂₀₄ M₂₀₅ M₂₀₆ M₂₀₇ M₂₀₈ M₂₀₉ M₂₁₀ M₂₁₁ M₂₁₂ M₂₁₃ M₂₁₄ M₂₁₅ M₂₁₆ M₂₁₇ M₂₁₈ M₂₁₉ M₂₂₀ M₂₂₁ M₂₂₂ M₂₂₃ M₂₂₄ M₂₂₅ M₂₂₆ M₂₂₇ M₂₂₈ M₂₂₉ M₂₃₀ M₂₃₁ M₂₃₂ M₂₃₃ M₂₃₄ M₂₃₅ M₂₃₆ M₂₃₇ M₂₃₈ M₂₃₉ M₂₄₀ M₂₄₁ M₂₄₂ M₂₄₃ M₂₄₄ M₂₄₅ M₂₄₆ M₂₄₇ M₂₄₈ M₂₄₉ M₂₅₀ M₂₅₁ M₂₅₂ M₂₅₃ M₂₅₄ M₂₅₅ M₂₅₆ M₂₅₇ M₂₅₈ M₂₅₉ M₂₆₀ M₂₆₁ M₂₆₂ M₂₆₃ M₂₆₄ M₂₆₅ M₂₆₆ M₂₆₇ M₂₆₈ M₂₆₉ M₂₇₀ M₂₇₁ M₂₇₂ M₂₇₃ M₂₇₄ M₂₇₅ M₂₇₆ M₂₇₇ M₂₇₈ M₂₇₉ M₂₈₀ M₂₈₁ M₂₈₂ M₂₈₃ M₂₈₄ M₂₈₅ M₂₈₆ M₂₈₇ M₂₈₈ M₂₈₉ M₂₉₀ M₂₉₁ M₂₉₂ M₂₉₃ M₂₉₄ M₂₉₅ M₂₉₆ M₂₉₇ M₂₉₈ M₂₉₉ M₃₀₀ M₃₀₁ M₃₀₂ M₃₀₃ M₃₀₄ M₃₀₅ M₃₀₆ M₃₀₇ M₃₀₈ M₃₀₉ M₃₁₀ M₃₁₁ M₃₁₂ M₃₁₃ M₃₁₄ M₃₁₅ M₃₁₆ M₃₁₇ M₃₁₈ M₃₁₉ M₃₂₀ M₃₂₁ M₃₂₂ M₃₂₃ M₃₂₄ M₃₂₅ M₃₂₆ M₃₂₇ M₃₂₈ M₃₂₉ M₃₃₀ M₃₃₁ M₃₃₂ M₃₃₃ M₃₃₄ M₃₃₅ M₃₃₆ M₃₃₇ M₃₃₈ M₃₃₉ M₃₄₀ M₃₄₁ M₃₄₂ M₃₄₃ M₃₄₄ M₃₄₅ M₃₄₆ M₃₄₇ M₃₄₈ M₃₄₉ M₃₅₀ M₃₅₁ M₃₅₂ M₃₅₃ M₃₅₄ M₃₅₅ M₃₅₆ M₃₅₇ M₃₅₈ M₃₅₉ M₃₆₀ M₃₆₁ M₃₆₂ M₃₆₃ M₃₆₄ M₃₆₅ M₃₆₆ M₃₆₇ M₃₆₈ M₃₆₉ M₃₇₀ M₃₇₁ M₃₇₂ M₃₇₃ M₃₇₄ M₃₇₅ M₃₇₆ M₃₇₇ M₃₇₈ M₃₇₉ M₃₈₀ M₃₈₁ M₃₈₂ M₃₈₃ M₃₈₄ M₃₈₅ M₃₈₆ M₃₈₇ M₃₈₈ M₃₈₉ M₃₉₀ M₃₉₁ M₃₉₂ M₃₉₃ M₃₉₄ M₃₉₅ M₃₉₆ M₃₉₇ M₃₉₈ M₃₉₉ M₄₀₀ M₄₀₁ M₄₀₂ M₄₀₃ M₄₀₄ M₄₀₅ M₄₀₆ M₄₀₇ M₄₀₈ M₄₀₉ M₄₁₀ M₄₁₁ M₄₁₂ M₄₁₃ M₄₁₄ M₄₁₅ M₄₁₆ M₄₁₇ M₄₁₈ M₄₁₉ M₄₂₀ M₄₂₁ M₄₂₂ M₄₂₃ M₄₂₄ M₄₂₅ M₄₂₆ M₄₂₇ M₄₂₈ M₄₂₉ M₄₃₀ M₄₃₁ M₄₃₂ M₄₃₃ M₄₃₄ M₄₃₅ M₄₃₆ M₄₃₇ M₄₃₈ M₄₃₉ M₄₄₀ M₄₄₁ M₄₄₂ M₄₄₃ M₄₄₄ M₄₄₅ M₄₄₆ M₄₄₇ M₄₄₈ M₄₄₉ M₄₅₀ M₄₅₁ M₄₅₂ M₄₅₃ M₄₅₄ M₄₅₅ M₄₅₆ M₄₅₇ M₄₅₈ M₄₅₉ M₄₆₀ M₄₆₁ M₄₆₂ M₄₆₃ M₄₆₄ M₄₆₅ M₄₆₆ M₄₆₇ M₄₆₈ M₄₆₉ M₄₇₀ M₄₇₁ M₄₇₂ M₄₇₃ M₄₇₄ M₄₇₅ M₄₇₆ M₄₇₇ M₄₇₈ M₄₇₉ M₄₈₀ M₄₈₁ M₄₈₂ M₄₈₃ M₄₈₄ M₄₈₅ M₄₈₆ M₄₈₇ M₄₈₈ M₄₈₉ M₄₉₀ M₄₉₁ M₄₉₂ M₄₉₃ M₄₉₄ M₄₉₅ M₄₉₆ M₄₉₇ M₄₉₈ M₄₉₉ M₅₀₀ M₅₀₁ M₅₀₂ M₅₀₃ M₅₀₄ M₅₀₅ M₅₀₆ M₅₀₇ M₅₀₈ M₅₀₉ M₅₁₀ M₅₁₁ M₅₁₂ M₅₁₃ M₅₁₄ M₅₁₅ M₅₁₆ M₅₁₇ M₅₁₈ M₅₁₉ M₅₂₀ M₅₂₁ M₅₂₂ M₅₂₃ M₅₂₄ M₅₂₅ M₅₂₆ M₅₂₇ M₅₂₈ M₅₂₉ M₅₃₀ M₅₃₁ M₅₃₂ M₅₃₃ M₅₃₄ M₅₃₅ M₅₃₆ M₅₃₇ M₅₃₈ M₅₃₉ M₅₄₀ M₅₄₁ M₅₄₂ M₅₄₃ M₅₄₄ M₅₄₅ M₅₄₆ M₅₄₇ M₅₄₈ M₅₄₉ M₅₅₀ M₅₅₁ M₅₅₂ M₅₅₃ M₅₅₄ M₅₅₅ M₅₅₆ M₅₅₇ M₅₅₈ M₅₅₉ M₅₆₀ M₅₆₁ M₅₆₂ M₅₆₃ M₅₆₄ M₅₆₅ M₅₆₆ M₅₆₇ M₅₆₈ M₅₆₉ M₅₇₀ M₅₇₁ M₅₇₂ M₅₇₃ M₅₇₄ M₅₇₅ M₅₇₆ M₅₇₇ M₅₇₈ M₅₇₉ M₅₈₀ M₅₈₁ M₅₈₂ M₅₈₃ M₅₈₄ M₅₈₅ M₅₈₆ M₅₈₇ M₅₈₈ M₅₈₉ M₅₉₀ M₅₉₁ M₅₉₂ M₅₉₃ M₅₉₄ M₅₉₅ M₅₉₆ M₅₉₇ M₅₉₈ M₅₉₉ M₆₀₀ M₆₀₁ M₆₀₂ M₆₀₃ M₆₀₄ M₆₀₅ M₆₀₆ M₆₀₇ M₆₀₈ M₆₀₉ M₆₁₀ M₆₁₁ M₆₁₂ M₆₁₃ M₆₁₄ M₆₁₅ M₆₁₆ M₆₁₇ M₆₁₈ M₆₁₉ M₆₂₀ M₆₂₁ M₆₂₂ M₆₂₃ M₆₂₄ M₆₂₅ M₆₂₆ M₆₂₇ M₆₂₈ M₆₂₉ M₆₃₀ M₆₃₁ M₆₃₂ M₆₃₃ M₆₃₄ M₆₃₅ M₆₃₆ M₆₃₇ M₆₃₈ M₆₃₉ M₆₄₀ M₆₄₁ M₆₄₂ M₆₄₃ M₆₄₄ M₆₄₅ M₆₄₆ M₆₄₇ M₆₄₈ M₆₄₉ M₆₅₀ M₆₅₁ M₆₅₂ M₆₅₃ M₆₅₄ M₆₅₅ M₆₅₆ M₆₅₇ M₆₅₈ M₆₅₉ M₆₆₀ M₆₆₁ M₆₆₂ M₆₆₃ M₆₆₄ M₆₆₅ M₆₆₆ M₆₆₇ M₆₆₈ M₆₆₉ M₆₇₀ M₆₇₁ M₆₇₂ M₆₇₃ M₆₇₄ M₆₇₅ M₆₇₆ M₆₇₇ M₆₇₈ M₆₇₉ M₆₈₀ M₆₈₁ M₆₈₂ M₆₈₃ M₆₈₄ M₆₈₅ M₆₈₆ M₆₈₇ M₆₈₈ M₆₈₉ M₆₉₀ M₆₉₁ M₆₉₂ M₆₉₃ M₆₉₄ M₆₉₅ M₆₉₆ M₆₉₇ M₆₉₈ M₆₉₉ M₇₀₀ M₇₀₁ M₇₀₂ M₇₀₃ M₇₀₄ M₇₀₅ M₇₀₆ M₇₀₇ M₇₀₈ M₇₀₉ M₇₁₀ M₇₁₁ M₇₁₂ M₇₁₃ M₇₁₄ M₇₁₅ M₇₁₆ M₇₁₇ M₇₁₈ M₇₁₉ M₇₂₀ M₇₂₁ M₇₂₂ M₇₂₃ M₇₂₄ M₇₂₅ M₇₂₆ M₇₂₇ M₇₂₈ M₇₂₉ M₇₃₀ M₇₃₁ M₇₃₂ M₇₃₃ M₇₃₄ M₇₃₅ M₇₃₆ M₇₃₇ M₇₃₈ M₇₃₉ M₇₄₀ M₇₄₁ M₇₄₂ M₇₄₃ M₇₄₄ M₇₄₅ M₇₄₆ M₇₄₇ M₇₄₈ M₇₄₉ M₇₅₀ M₇₅₁ M₇₅₂ M₇₅₃ M₇₅₄ M₇₅₅ M₇₅₆ M₇₅₇ M₇₅₈ M₇₅₉ M₇₆₀ M₇₆₁ M₇₆₂ M₇₆₃ M₇₆₄ M₇₆₅ M₇₆₆ M₇₆₇ M₇₆₈ M₇₆₉ M₇₇₀ M₇₇₁ M₇₇₂ M₇₇₃ M₇₇₄ M₇₇₅ M₇₇₆ M₇₇₇ M₇₇₈ M₇₇₉ M₇₈₀ M₇₈₁ M₇₈₂ M₇₈₃ M₇₈₄ M₇₈₅ M₇₈₆ M₇₈₇ M₇₈₈ M₇₈₉ M₇₉₀ M₇₉₁ M₇₉₂ M₇₉₃ M₇₉₄ M₇₉₅ M₇₉₆ M₇₉₇ M₇₉₈ M₇₉₉ M₈₀₀ M₈₀₁ M₈₀₂ M₈₀₃ M₈₀₄ M₈₀₅ M₈₀₆ M₈₀₇ M₈₀₈ M₈₀₉ M₈₁₀ M₈₁₁ M₈₁₂ M₈₁₃ M₈₁₄ M₈₁₅ M₈₁₆ M₈₁₇ M₈₁₈ M₈₁₉ M₈₂₀ M₈₂₁ M₈₂₂ M₈₂₃ M₈₂₄ M₈₂₅ M₈₂₆ M₈₂₇ M₈₂₈ M₈₂₉ M₈₃₀ M₈₃₁ M₈₃₂ M₈₃₃ M₈₃₄ M₈₃₅ M₈₃₆ M₈₃₇ M₈₃₈ M₈₃₉ M₈₄₀ M₈₄₁ M₈₄₂ M₈₄₃ M₈₄₄ M₈₄₅ M₈₄₆ M₈₄₇ M₈₄₈ M₈₄₉ M₈₅₀ M₈₅₁ M₈₅₂ M₈₅₃ M₈₅₄ M₈₅₅ M₈₅₆ M₈₅₇ M₈₅₈ M₈₅₉ M₈₆₀ M₈₆₁ M₈₆₂ M₈₆₃ M₈₆₄ M₈₆₅ M₈₆₆ M₈₆₇ M₈₆₈ M₈₆₉ M₈₇₀ M₈₇₁ M₈₇₂ M₈₇₃ M₈₇₄ M₈₇₅ M₈₇₆ M₈₇₇ M₈₇₈ M₈₇₉ M₈₈₀ M₈₈₁ M₈₈₂ M₈₈₃ M₈₈₄ M₈₈₅ M₈₈₆ M₈₈₇ M₈₈₈ M₈₈₉ M₈₉₀ M₈₉₁ M₈₉₂ M₈₉₃ M₈₉₄ M₈₉₅ M₈₉₆ M₈₉₇ M₈₉₈ M₈₉₉ M₉₀₀ M₉₀₁ M₉₀₂ M₉₀₃ M₉₀₄ M₉₀₅ M₉₀₆ M₉₀₇ M₉₀₈ M₉₀₉ M₉₁₀ M₉₁₁ M₉₁₂ M₉₁₃ M₉₁₄ M₉₁₅ M₉₁₆ M₉₁₇ M₉₁₈ M₉₁₉ M₉₂₀ M₉₂₁ M₉₂₂ M₉₂₃ M₉₂₄ M₉₂₅ M₉₂₆ M₉₂₇ M₉₂₈ M₉₂₉ M₉₃₀ M₉₃₁ M₉₃₂ M₉₃₃ M₉₃₄ M₉₃₅ M₉₃₆ M₉₃₇ M₉₃₈ M₉₃₉ M₉₄₀ M₉₄₁ M₉₄₂ M₉₄₃ M₉₄₄ M₉₄₅ M₉₄₆ M₉₄₇ M₉₄₈ M₉₄₉ M₉₅₀ M₉₅₁ M₉₅₂ M₉₅₃ M₉₅₄ M₉₅₅ M₉₅₆ M₉₅₇ M₉₅₈ M₉₅₉ M₉₆₀ M₉₆₁ M₉₆₂ M₉₆₃ M₉₆₄ M₉₆₅ M₉₆₆ M₉₆₇ M₉₆₈ M₉₆₉ M₉₇₀ M₉₇₁ M₉₇₂ M₉₇₃ M₉₇₄ M₉₇₅ M₉₇₆ M₉₇₇ M₉₇₈ M₉₇₉ M₉₈₀ M₉₈₁ M₉₈₂ M₉₈₃ M₉₈₄ M₉₈₅ M₉₈₆ M₉₈₇ M₉₈₈ M₉₈₉ M₉₉₀ M₉₉₁ M₉₉₂ M₉₉₃ M₉₉₄ M₉₉₅ M₉₉₆ M₉₉₇ M₉₉₈ M₉₉₉ M₁₀₀₀ M₁₀₀₁ M₁₀₀₂ M₁₀₀₃ M₁₀₀₄ M₁₀₀₅ M₁₀₀₆ M₁₀₀₇ M₁₀₀₈ M₁₀₀₉ M₁₀₁₀ M₁₀₁₁ M₁₀₁₂ M₁₀₁₃ M₁₀₁₄ M₁₀₁₅ M₁₀₁₆ M₁₀₁₇ M₁₀₁₈ M₁₀₁₉ M₁₀₂₀ M₁₀₂₁ M₁₀₂₂ M₁₀₂₃ M₁₀₂₄ M₁₀₂₅ M₁₀₂₆ M₁₀₂₇ M₁₀₂₈ M₁₀₂₉ M₁₀₃₀ M₁₀₃₁ M₁₀₃₂ M₁₀₃₃ M₁₀₃₄ M₁₀₃₅ M₁₀₃₆ M₁₀₃₇ M₁₀₃₈ M₁₀₃₉ M₁₀₄₀ M₁₀₄₁ M₁₀₄₂ M₁₀₄₃ M₁₀₄₄ M₁₀₄₅ M₁₀₄₆ M₁₀₄₇ M₁₀₄₈ M₁₀₄₉ M₁₀₅₀ M₁₀₅₁ M₁₀₅₂ M₁₀₅₃ M₁₀₅₄ M₁₀₅₅ M₁₀₅₆ M₁₀₅₇ M₁₀₅₈ M₁₀₅₉ M₁₀₆₀ M₁₀₆₁ M₁₀₆₂ M₁₀₆₃ M₁₀₆₄ M₁₀₆₅ M₁₀₆₆ M₁₀₆₇ M₁₀₆₈ M₁₀₆₉ M₁₀₇₀ M₁₀₇₁ M₁₀₇₂ M₁₀₇₃ M₁₀₇₄ M₁₀₇₅ M₁₀₇₆ M₁₀₇₇ M₁₀₇₈ M₁₀₇₉ M₁₀₈₀ M₁₀₈₁ M₁₀₈₂ M₁₀₈₃ M₁₀₈₄ M₁₀₈₅ M₁₀₈₆ M₁₀₈₇ M₁₀₈₈ M₁₀₈₉ M₁₀₉₀ M₁₀₉₁ M₁₀₉₂ M₁₀₉₃ M₁₀₉₄ M₁₀₉₅ M₁₀₉₆ M₁₀₉₇ M₁₀₉₈ M₁₀₉₉ M₁₁₀₀ M₁₁₀₁ M₁₁₀₂ M₁₁₀₃ M₁₁₀₄ M₁₁₀₅ M₁₁₀₆ M₁₁₀₇ M₁₁₀₈ M₁₁₀₉ M₁₁₁₀ M₁₁₁₁ M₁₁₁₂ M₁₁₁₃ M₁₁₁₄ M₁₁₁₅ M₁₁₁₆ M₁₁₁₇ M₁₁₁₈ M₁₁₁₉ M₁₁₂₀ M₁₁₂₁ M₁₁₂₂ M₁₁₂₃ M₁₁₂₄ M₁₁₂₅ M₁₁₂₆ M₁₁₂₇ M₁₁₂₈ M₁₁₂₉ M₁₁₃₀ M₁₁₃₁ M₁₁₃₂ M₁₁₃₃ M₁₁₃₄ M₁₁₃₅ M₁₁₃₆ M₁₁₃₇ M₁₁₃₈ M₁₁₃₉ M₁₁₄₀ M₁₁₄₁ M₁₁₄₂ M₁₁₄₃ M₁₁₄₄ M_{1145</}</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)

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																
	<p>第8表 伸縮継手計算結果及び評価 (17/20) << CASE-1 (NORMAL,SI,LOGA) >></p> <p>PENETRATION NO. 303 ** BELLOWS ** --- DOUBLE TYPE ---</p> <p>DESCRIPTION</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>C/V PRESSURE (MPa)</th> <th>EFFICIENT DIAMETER (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>WAVE THICK. (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>WAVE THICK. (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>WAVE THICK. (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>WAVE THICK. (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>YOUNG'S MODULUS (MPa)</th> <th>TWO BELLOWS LENGTH (mm)</th> </tr> <tr> <th>P</th> <th>DN</th> <th>H</th> <th>R</th> <th>T</th> <th>WN</th> <th>T</th> <th>WN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>E</th> <th>AL</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.89</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>18100.0</td> <td>18100.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)</p> <p>DESIGN CONDITION</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>DISPLACEMENT (mm)</th> <th>REAL REPEAT NUMBER</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>DT</th> <th>NR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>30.0</td> <td>11.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>21.0</td> <td>3.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>38.0</td> <td>18.0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LOGA</td> <td>78.0</td> <td>34.0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>*SEISMIC</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2)</p> <p>STRESS AND FATIGUE</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>DISPLACEMENT PER WAVE (mm)</th> <th>TOTAL DISPLACEMENT</th> <th>BY BEL. DISPL.</th> <th>SD</th> <th>SP</th> <th>ST</th> <th>ALLOWS. (KG/CM²)</th> <th>UNA. UNB. US.</th> <th>NR. NA.</th> <th>SIGU = UNA+UNB+US-UL</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>TOTAL</th> <th>DT</th> <th>DT</th> <th>DT</th> <th>TOTAL</th> <th>UL</th> <th>NA</th> <th>UL</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>38.6</td> <td>38.6</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>47.7</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>21.6</td> <td>21.6</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>30.7</td> <td>0.03779</td> <td>0.03779</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>53.4</td> <td>53.4</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>62.5</td> <td>0.01513</td> <td>0.01513</td> <td></td> <td>0.08410</td> </tr> <tr> <td>LOGA</td> <td>104.8</td> <td>104.8</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>113.9</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>0.00033</td> </tr> <tr> <td>*SEISMIC</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(3)</p>	C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH (mm)	P	DN	H	R	T	WN	T	WN	LN	LN	LN	LN	LN	LN	E	AL	2.89														18100.0	18100.0	DISPLACEMENT (mm)	REAL REPEAT NUMBER	AXIAL	PERP. AXIAL	DT	NR	NORMAL-A	30.0	11.0		NORMAL-B	21.0	3.0		SEISMIC	38.0	18.0		LOGA	78.0	34.0	1	*SEISMIC				DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL DISPLACEMENT	BY BEL. DISPL.	SD	SP	ST	ALLOWS. (KG/CM ²)	UNA. UNB. US.	NR. NA.	SIGU = UNA+UNB+US-UL	AXIAL	PERP. AXIAL	TOTAL	DT	DT	DT	TOTAL	UL	NA	UL	NORMAL-A	38.6	38.6	9.1	9.1	47.7	0.00785	0.00785			NORMAL-B	21.6	21.6	9.1	9.1	30.7	0.03779	0.03779			SEISMIC	53.4	53.4	9.1	9.1	62.5	0.01513	0.01513		0.08410	LOGA	104.8	104.8	9.1	9.1	113.9				0.00033	*SEISMIC											
C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH (mm)																																																																																																																																				
P	DN	H	R	T	WN	T	WN	LN	LN	LN	LN	LN	LN	E	AL																																																																																																																																				
2.89														18100.0	18100.0																																																																																																																																				
DISPLACEMENT (mm)	REAL REPEAT NUMBER																																																																																																																																																		
AXIAL	PERP. AXIAL	DT	NR																																																																																																																																																
NORMAL-A	30.0	11.0																																																																																																																																																	
NORMAL-B	21.0	3.0																																																																																																																																																	
SEISMIC	38.0	18.0																																																																																																																																																	
LOGA	78.0	34.0	1																																																																																																																																																
*SEISMIC																																																																																																																																																			
DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL DISPLACEMENT	BY BEL. DISPL.	SD	SP	ST	ALLOWS. (KG/CM ²)	UNA. UNB. US.	NR. NA.	SIGU = UNA+UNB+US-UL																																																																																																																																										
AXIAL	PERP. AXIAL	TOTAL	DT	DT	DT	TOTAL	UL	NA	UL																																																																																																																																										
NORMAL-A	38.6	38.6	9.1	9.1	47.7	0.00785	0.00785																																																																																																																																												
NORMAL-B	21.6	21.6	9.1	9.1	30.7	0.03779	0.03779																																																																																																																																												
SEISMIC	53.4	53.4	9.1	9.1	62.5	0.01513	0.01513		0.08410																																																																																																																																										
LOGA	104.8	104.8	9.1	9.1	113.9				0.00033																																																																																																																																										
*SEISMIC																																																																																																																																																			

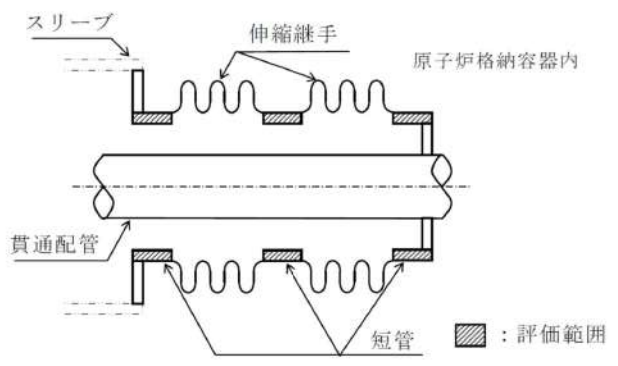
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																
	<p style="text-align: center;">第8表 伸縮継手計算結果及び評価 (19/20)</p> <p style="text-align: center;"><< CASE-1 (NORMAL,S1,LOCA) >></p> <p>PENETRATION NO. 305 ** BELLOWS ** --- DOUBLE TYPE ---</p> <p>(1) DESCRIPTION</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>C/V PRESSURE (MPa)</th> <th>EFFICIENT DIAMETER (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>WAVE THICK (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>HIGH</th> <th>H</th> <th>R</th> <th>DN</th> <th>DN</th> <th>LN</th> <th>LN</th> <th>MATERIAL</th> <th>YOUNG'S MODULUS (MPa)</th> <th>TWO BELLOWS LENGTH CENTER WHOLE (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>2.89</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>SUS304</td> <td>18100.0</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) DESIGN CONDIT (CN)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>DISPLACEMENT (mm)</th> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>RIAL</th> <th>REPEAT NUMBER</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>DX</td> <td>DY</td> <td>NR</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>30.0</td> <td>12.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>21.0</td> <td>5.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>38.0</td> <td>24.0</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>LOCA -SEISMIC</td> <td>78.0</td> <td>38.0</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) STRESS AND FATIGUE</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">DISPLACEMENT PER WAVE (mm)</th> <th colspan="2">TOTAL (mm)</th> <th colspan="2">DISPLACE</th> <th colspan="2">BY BEL.</th> <th colspan="2">BY C/V</th> <th colspan="2">--STRESS-- (KG/CM²)</th> <th rowspan="2">ALLOWABLE REPEAT NUMBER</th> <th rowspan="2">UNA UNB US - MA</th> <th rowspan="2">NR</th> <th rowspan="2">S100 = UNA-UNB -US-LL</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>SO</th> <th>SP</th> <th>ST</th> <th>MA</th> <th>UL</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>38.6</td> <td>21.6</td> <td>38.6</td> <td>21.6</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>47.7</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> <td>0.00785</td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>21.6</td> <td>11.1</td> <td>21.6</td> <td>11.1</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>30.7</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> <td>0.00379</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>63.0</td> <td>38.0</td> <td>63.0</td> <td>38.0</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>73.1</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> <td>0.02000</td> </tr> <tr> <td>LOCA SEISMIC</td> <td>111.2</td> <td>63.0</td> <td>111.2</td> <td>63.0</td> <td>9.1</td> <td>9.1</td> <td>120.3</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> <td>0.02040</td> </tr> </tbody> </table>	C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK (mm)	WAVE RADIUS (mm)	HIGH	H	R	DN	DN	LN	LN	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER WHOLE (mm)		2.89											SUS304	18100.0		DISPLACEMENT (mm)	AXIAL	PERP. AXIAL	RIAL	REPEAT NUMBER		DX	DY	NR		NORMAL-A	30.0	12.0			NORMAL-B	21.0	5.0			SEISMIC	38.0	24.0			LOCA -SEISMIC	78.0	38.0			DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL (mm)		DISPLACE		BY BEL.		BY C/V		--STRESS-- (KG/CM ²)		ALLOWABLE REPEAT NUMBER	UNA UNB US - MA	NR	S100 = UNA-UNB -US-LL	AXIAL	PERP. AXIAL	AXIAL	PERP. AXIAL	SO	SP	ST	MA	UL	NORMAL-A	38.6	21.6	38.6	21.6	9.1	9.1	47.7	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	NORMAL-B	21.6	11.1	21.6	11.1	9.1	9.1	30.7	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	SEISMIC	63.0	38.0	63.0	38.0	9.1	9.1	73.1	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	LOCA SEISMIC	111.2	63.0	111.2	63.0	9.1	9.1	120.3	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040		
C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK (mm)	WAVE RADIUS (mm)	HIGH	H	R	DN	DN	LN	LN	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER WHOLE (mm)																																																																																																																																					
	2.89											SUS304	18100.0																																																																																																																																						
DISPLACEMENT (mm)	AXIAL	PERP. AXIAL	RIAL	REPEAT NUMBER																																																																																																																																															
	DX	DY	NR																																																																																																																																																
NORMAL-A	30.0	12.0																																																																																																																																																	
NORMAL-B	21.0	5.0																																																																																																																																																	
SEISMIC	38.0	24.0																																																																																																																																																	
LOCA -SEISMIC	78.0	38.0																																																																																																																																																	
DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL (mm)		DISPLACE		BY BEL.		BY C/V		--STRESS-- (KG/CM ²)		ALLOWABLE REPEAT NUMBER	UNA UNB US - MA	NR	S100 = UNA-UNB -US-LL																																																																																																																																					
	AXIAL	PERP. AXIAL	AXIAL	PERP. AXIAL	SO	SP	ST	MA	UL																																																																																																																																										
NORMAL-A	38.6	21.6	38.6	21.6	9.1	9.1	47.7	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785																																																																																																																																					
NORMAL-B	21.6	11.1	21.6	11.1	9.1	9.1	30.7	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379	0.00379																																																																																																																																					
SEISMIC	63.0	38.0	63.0	38.0	9.1	9.1	73.1	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000	0.02000																																																																																																																																					
LOCA SEISMIC	111.2	63.0	111.2	63.0	9.1	9.1	120.3	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040	0.02040																																																																																																																																					

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）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p>11. 配管貫通部 短管</p> <p>11.1 評価方針</p> <p>短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手が応力を受け変形することにより繰り返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。200℃、2Pdの環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pdの環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>11.2 評価</p> <p>評価対象は、外圧に対する計算上必要な厚さが最も要求される短管について行う。</p> <p>11.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、短管の主要寸法、材質、評価対象配管貫通部を表11-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 11-1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="752 853 1361 1088"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力 (MPa)</td> <td>0.566</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度 (℃)</td> <td>200</td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の外径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の厚さ (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の長さ (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管材質</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部番号</td> <td>301, 303, 305</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	数値	備考	原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566		原子炉格納容器内温度 (℃)	200		短管の外径 (mm)			短管の厚さ (mm)			短管の長さ (mm)			短管材質			評価対象配管貫通部番号	301, 303, 305		<p>10. 配管貫通部 短管</p> <p>10.1 評価方針</p> <p>短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手が応力を受け変形することにより繰り返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pdの環境下では、原子炉格納容器内圧が短管に対しては外圧として作用する。このとき、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が想定される。200℃、2Pdの環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、短管の厚さが、設計・建設規格PVE-3230に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。</p> <p>10.2 評価</p> <p>評価対象は、外圧に対する計算上必要な厚さが最も要求される短管について行う。</p> <p>10.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、短管の主要寸法、材質、評価対象配管貫通部を表10-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 10-1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1420 858 2011 1088"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力 (MPa)</td> <td>0.566</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度 (℃)</td> <td>200</td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の外径 (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の厚さ (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管の長さ (mm)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>短管材質</td> <td>SUS304</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部</td> <td>401, 402, 403</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; margin-top: 20px;"> 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>	項目	数値	備考	原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566		原子炉格納容器内温度 (℃)	200		短管の外径 (mm)			短管の厚さ (mm)			短管の長さ (mm)			短管材質	SUS304		評価対象配管貫通部	401, 402, 403		<p>【伊方】 記載表現の相違</p>
項目	数値	備考																																																	
原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566																																																		
原子炉格納容器内温度 (℃)	200																																																		
短管の外径 (mm)																																																			
短管の厚さ (mm)																																																			
短管の長さ (mm)																																																			
短管材質																																																			
評価対象配管貫通部番号	301, 303, 305																																																		
項目	数値	備考																																																	
原子炉格納容器内圧力 (MPa)	0.566																																																		
原子炉格納容器内温度 (℃)	200																																																		
短管の外径 (mm)																																																			
短管の厚さ (mm)																																																			
短管の長さ (mm)																																																			
短管材質	SUS304																																																		
評価対象配管貫通部	401, 402, 403																																																		

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）

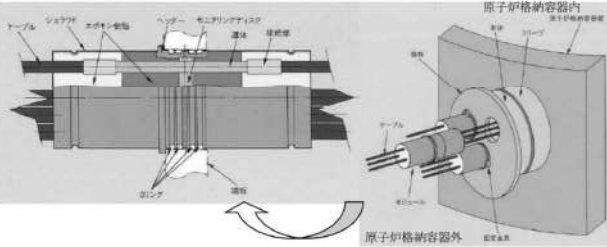
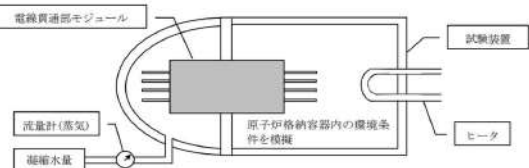
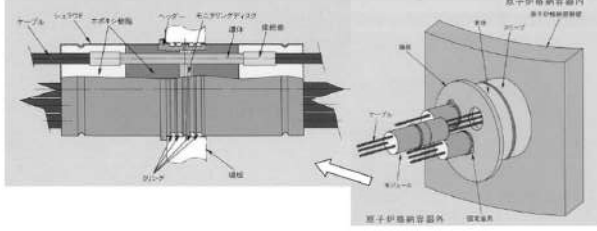
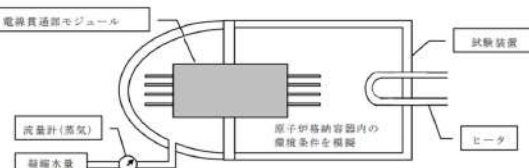
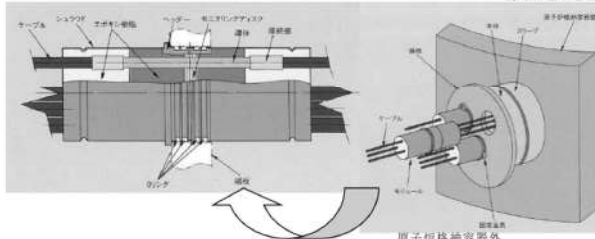
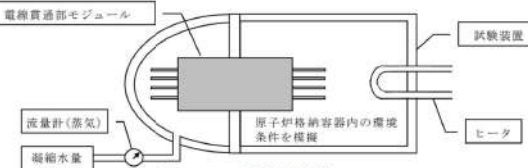
大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p>11.2.2 評価部位 評価部位は、下記箇所とする。</p>  <p>11.2.3 強度計算に使用する記号の定義 短管の厚さ計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="739 766 1332 957"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B</td> <td>—</td> <td>係数（D_o、t、lに基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）</td> </tr> <tr> <td>D_o</td> <td>mm</td> <td>短管の外径</td> </tr> <tr> <td>l</td> <td>mm</td> <td>短管の長さ（注）</td> </tr> <tr> <td>P_o</td> <td>MPa</td> <td>外面に受ける最高の圧力</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>計算上必要な厚さ</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注）外圧による計算上必要な厚さが安全側の値となるように最大長さを使用する。</p> <p>11.2.4 評価方法 短管の厚さは、下記計算式により求められる計算上必要な厚さ以上であることを示して、強度に対する要求事項に適合することを確認する。 厚さを計算する短管の外径は、公称値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="739 1204 1377 1292"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>規格番号</th> <th>計算式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外面に圧力を受ける円筒形の胴</td> <td>PVE-3230(2)c.</td> <td>$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$</td> </tr> </tbody> </table>	記号	単位	定義	B	—	係数（ D_o 、 t 、 l に基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）	D_o	mm	短管の外径	l	mm	短管の長さ（注）	P_o	MPa	外面に受ける最高の圧力	t	mm	計算上必要な厚さ	区分	規格番号	計算式	外面に圧力を受ける円筒形の胴	PVE-3230(2)c.	$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$	<p>10.2.2 評価部位 評価部位は、下記箇所とする。</p>  <p>10.2.3 強度計算に使用する記号の定義 短管の厚さ計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="1400 774 1982 965"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B</td> <td>—</td> <td>係数（D_o、t、lに基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）</td> </tr> <tr> <td>D_o</td> <td>mm</td> <td>短管の外径</td> </tr> <tr> <td>l</td> <td>mm</td> <td>短管の長さ（注）</td> </tr> <tr> <td>P_o</td> <td>MPa</td> <td>外面に受ける最高の圧力</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>計算上必要な厚さ</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注）外圧による計算上必要な厚さが安全側の値となるように最大長さを使用する。</p> <p>10.2.4 評価方法 短管の厚さは、下記計算式により求められる計算上必要な厚さ以上であることを示して、強度に対する要求事項に適合することを確認する。 厚さを計算する短管の外径は、公称値を用いる。</p> <table border="1" data-bbox="1400 1204 2027 1292"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>規格番号</th> <th>計算式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外面に圧力を受ける円筒形の胴</td> <td>PVE-3230(2)c.</td> <td>$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$</td> </tr> </tbody> </table>	記号	単位	定義	B	—	係数（ D_o 、 t 、 l に基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）	D_o	mm	短管の外径	l	mm	短管の長さ（注）	P_o	MPa	外面に受ける最高の圧力	t	mm	計算上必要な厚さ	区分	規格番号	計算式	外面に圧力を受ける円筒形の胴	PVE-3230(2)c.	$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$	
記号	単位	定義																																																	
B	—	係数（ D_o 、 t 、 l に基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）																																																	
D_o	mm	短管の外径																																																	
l	mm	短管の長さ（注）																																																	
P_o	MPa	外面に受ける最高の圧力																																																	
t	mm	計算上必要な厚さ																																																	
区分	規格番号	計算式																																																	
外面に圧力を受ける円筒形の胴	PVE-3230(2)c.	$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$																																																	
記号	単位	定義																																																	
B	—	係数（ D_o 、 t 、 l に基づいて設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図11により求めた値）																																																	
D_o	mm	短管の外径																																																	
l	mm	短管の長さ（注）																																																	
P_o	MPa	外面に受ける最高の圧力																																																	
t	mm	計算上必要な厚さ																																																	
区分	規格番号	計算式																																																	
外面に圧力を受ける円筒形の胴	PVE-3230(2)c.	$t = \frac{3P_o D_o}{4B}$																																																	

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）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
	<p>11.3 評価結果</p> <p>表 11-2 に示すとおり、短管の厚さは、計算上必要な厚さ以上であるので、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">表 11-2 短管の強度計算結果</p> <table border="1" data-bbox="734 338 1370 507"> <thead> <tr> <th rowspan="2">貫通部 番号</th> <th>外面に受ける 最高の圧力 (MPa)</th> <th>短管の 外径 (mm)</th> <th rowspan="2">材 料</th> <th>付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値</th> <th>計算上必 要な厚さ (mm)</th> <th>短管の 長さ (mm)</th> <th>短管の 厚さ (mm)</th> </tr> <tr> <th>P_c</th> <th>D_o</th> <th>B</th> <th>t</th> <th>ℓ</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>301, 303, 305</td> <td>0.566</td> <td></td> <td></td> <td>70.0</td> <td>6.4</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	外面に受ける 最高の圧力 (MPa)	短管の 外径 (mm)	材 料	付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値	計算上必 要な厚さ (mm)	短管の 長さ (mm)	短管の 厚さ (mm)	P_c	D_o	B	t	ℓ		301, 303, 305	0.566			70.0	6.4			<p>10.3 評価結果</p> <p>表 10-2 に示すとおり、短管の厚さは、計算上必要な厚さ以上であるので、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">表 10-2 短管の強度計算結果</p> <table border="1" data-bbox="1391 338 2027 507"> <thead> <tr> <th rowspan="2">貫通部 番号</th> <th>外面に受ける 最高の圧力 (MPa)</th> <th>短管の 外径 (mm)</th> <th rowspan="2">材 料</th> <th>付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値</th> <th>計算上必 要な厚さ (mm)</th> <th>短管の 長さ (mm)</th> <th>短管の 厚さ (mm)</th> </tr> <tr> <th>P_o</th> <th>D_o</th> <th>B</th> <th>t</th> <th>ℓ</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>401, 402, 403</td> <td>0.566</td> <td></td> <td></td> <td>73.3</td> <td>6.1</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">□ 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>	貫通部 番号	外面に受ける 最高の圧力 (MPa)	短管の 外径 (mm)	材 料	付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値	計算上必 要な厚さ (mm)	短管の 長さ (mm)	短管の 厚さ (mm)	P_o	D_o	B	t	ℓ		401, 402, 403	0.566			73.3	6.1			
貫通部 番号	外面に受ける 最高の圧力 (MPa)		短管の 外径 (mm)	材 料		付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値	計算上必 要な厚さ (mm)	短管の 長さ (mm)	短管の 厚さ (mm)																																						
	P_c	D_o	B		t	ℓ																																									
301, 303, 305	0.566			70.0	6.4																																										
貫通部 番号	外面に受ける 最高の圧力 (MPa)	短管の 外径 (mm)	材 料	付録材料 図表 Part7 図 11 により 求めた値	計算上必 要な厚さ (mm)	短管の 長さ (mm)	短管の 厚さ (mm)																																								
	P_o	D_o		B	t	ℓ																																									
401, 402, 403	0.566			73.3	6.1																																										

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>9. 電線貫通部</p> <p>9.1 評価方針</p> <p>モジュラー型電気ペネトレーションについて、200℃、2Pd の環境下での健全性の評価を行う。なお、電線貫通部スリーブの評価は、5. 配管貫通部スリーブの中で評価している。</p> <p>9.2 評価</p> <p>比較のため順序入替 9.2.1→9.2.2、9.2.2→9.2.3、9.2.3→9.2.1</p> <p>9.2.2 モジュールの評価</p> <p>(1) 試験対象機種</p> <p>電線貫通部モジュールのうち、エポキシ樹脂の付着力低下に起因するリークの発生において、最もリーク量が多くなると考えられる、動力用でケーブル収納本数の多いモジュールを試験体として選定した。なお、モジュールと端板との取り付け方法は大飯3号炉及び4号炉と試験体は同一構造としている。構造図を第9-3図に示す。</p>  <p>第9-3図 モジュール構造図</p> <p>(2) 試験方法及び試験条件</p> <p>第9-4図の試験装置内において事故時の原子炉格納容器内の環境条件を模擬した試験を実施した。試験条件を第9-4表に示す。</p> <p>試験方法は、試験装置内をヒータにより蒸気加熱し、モジュールからの漏えいを蒸気流量及び凝縮水量により測定する。</p>  <p>第9-4図 試験装置概要</p>	<p>12. 電線貫通部</p> <p>12.1 評価方針</p> <p>伊方3号炉に設置されている、電線貫通部について、200℃、2Pd の環境下での電線貫通部の健全性を評価する。なお、電線貫通部スリーブの評価は、6. 配管貫通部 スリーブの中で評価している。</p> <p>12.2 評価</p> <p>12.2.1 モジュールの評価【貫通部仕様が同一より試験結果を適用】</p> <p>(1) 試験対象</p> <p>伊方3号炉に設置されている電線貫通部モジュールでは、エポキシ樹脂の付着力低下に起因するリークの発生が考えられる。このため、最もリーク量が多くなると考えられる動力用でケーブル収納本数の多いモジュールを試験体として選定した。なお、モジュールと端板との取り付け方法も伊方3号炉と試験体は同一構造としている。構造図を図12-1に示す。</p>  <p>図12-1 モジュール構造図</p> <p>(2) 試験方法及び試験条件</p> <p>図12-2の試験装置内において事故時の原子炉格納容器内の環境条件を模擬した試験を実施した。試験条件を表12-1に示す。</p> <p>試験方法は、試験装置内をヒータにより蒸気加熱し、モジュールからの漏えいを蒸気流量及び凝縮水量により測定する。</p>  <p>図12-2 試験装置概略図</p>	<p>11. 電線貫通部</p> <p>11.1 評価方針</p> <p>モジュラー型電気ペネトレーションについて、200℃、2Pd の環境下での健全性の評価を行う。なお、電線貫通部スリーブの評価は、5. 配管貫通部 スリーブの中で評価している。</p> <p>11.2 評価</p> <p>11.2.1 モジュールの評価【貫通部仕様が同一より試験結果を適用】</p> <p>(1) 試験対象</p> <p>電線貫通部モジュールのうち、エポキシ樹脂の付着力低下に起因するリークの発生において、最もリーク量が多くなると考えられる、動力用でケーブル収納本数の多いモジュールを試験体として選定した。なお、モジュールと端板との取り付け方法は泊発電所3号炉と試験体は同一構造としている。構造図を図11-1に示す。</p>  <p>図11-1 モジュール構造図</p> <p>(2) 試験方法及び試験条件</p> <p>図11-2の試験装置内において事故時の原子炉格納容器内の環境条件を模擬した試験を実施した。試験条件を表11-1に示す。</p> <p>試験方法は、試験装置内をヒータにより蒸気加熱し、モジュールからの漏えいを蒸気流量及び凝縮水量により測定する。</p>  <p>図11-2 試験装置図</p>	<p>【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉

第9-4表 試験条件

試験条件	最高試験圧力	
	最高試験温度	
	集積放射線量	

※代表4ループプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点で約 [] Gy 程度であり、試験条件の集積放射線量に比十分小さい。また、運転時の集積線量 [] Gy) については、事故時の線量に対して微少であるため考慮しない。

(3) 試験結果

試験条件 [] °C到達前の温度 292°C、圧力 1.12MPa 時にモジュールが破損し、試験後のモジュールの外観確認において、原子炉格納容器内側のヘッダー部と接着しているエポキシ樹脂まで炭化していることを確認した。(第9-5図)

このことから、エポキシ樹脂の炭化が進行し、原子炉格納容器内側のエポキシ樹脂の強度及び付着力が著しく低下した状態で、原子炉格納容器内側から圧力がかかり、第9-5図に示すように、エポキシ樹脂が破損しこれに沿って原子炉格納容器外側に抜けたと考えられる。

なお、本試験では、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度、原子炉格納容器圧力の最高値(約144°C、0.43MPa)からエポキシ樹脂の炭化によりモジュールが破損した温度 292°C、圧力 1.12MPa に至るまでの約95時間は漏洩はなかった。

このことから、200°C、2Pdにおいて、シール機能に問題はない。

第9-5図 モジュールの破損箇所

伊方発電所3号炉

表12-1 試験条件

試験条件	最高試験圧力	1.12MPa
	最高試験温度	300°C
	集積放射線量	2.2MGy [※]

※：代表4ループプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点で約 [] Gy 程度であり、試験条件の集積放射線量に比十分小さい。また、運転時の集積線量 [] Gy) については、事故時の線量に対して微少であるため考慮しない。

(3) 試験結果

試験条件 300°C到達前の温度 292°C、圧力 1.12MPa 時にモジュールが破損し、試験後のモジュールの外観確認において、原子炉格納容器内側のヘッダー部と接着しているエポキシ樹脂まで炭化していることを確認した。(図12-3)

このことから、エポキシ樹脂の炭化が進行し、原子炉格納容器内側のエポキシ樹脂の強度及び付着力が著しく低下した状態で、原子炉格納容器内側から圧力がかかり、図12-3に示すように、エポキシ樹脂が破損し、これに沿って原子炉格納容器外側に抜けたと考えられる。

なお、本試験では、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器温度、原子炉格納容器圧力の最高値(約138°C、約0.345MPa)からエポキシ樹脂の炭化によりモジュールが破損した温度 292°C、圧力 1.12MPa に至るまでの約100時間は漏洩はなかった。

このことから、200°C、2Pdにおいて、シール機能は維持されると考える。

図12-3 モジュールの破損箇所

泊発電所3号炉

表11-1 試験条件

試験条件	試験圧力	
	試験温度	
	放射線照射	

※代表4ループプラントにおいて、炉心が溶融し、原子炉容器が破損した状態における原子炉格納容器内の積算線量を算出している。その値は7日時点で約 [] Gy 程度であり、試験条件の集積放射線量に比十分小さい。また、運転時の集積線量 [] Gy) については、事故時の線量に対して微少であるため考慮しない。

(3) 試験結果

試験条件 [] °C到達前の温度 [] °C、圧力 [] MPa 時にモジュールが破損し、試験後のモジュールの外観確認において、原子炉格納容器内側のヘッダー部と接着しているエポキシ樹脂まで炭化していることを確認した(図11-3)。

このことから、エポキシ樹脂の炭化が進行し、原子炉格納容器内側のエポキシ樹脂の強度及び付着力が著しく低下した状態で、原子炉格納容器内側から圧力がかかり図11-3に示すように、エポキシ樹脂が破損しこれに沿って原子炉格納容器外側に抜けたと考えられる。

なお、本試験では、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度、原子炉格納容器圧力の最高値(約141°C、約0.360MPa)からエポキシ樹脂の炭化によりモジュールが破損した温度 [] °C、圧力 [] MPa に至るまでの約100時間は漏洩はなかった。

このことから、200°C、2Pdの環境下で、シール機能は維持されると考えられる。

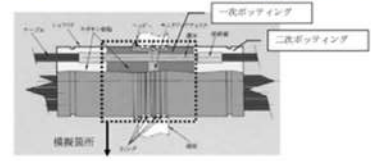
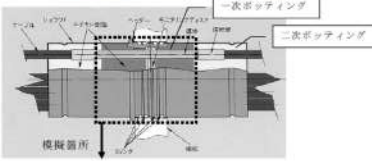
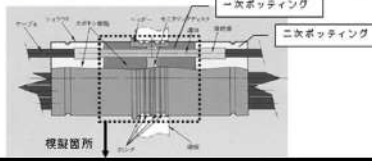
図11-3 モジュールの破損箇所

[大飯、伊方] 設備の相違
 ・有効性評価における温度・圧力の最高値の相違による。

枠内みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

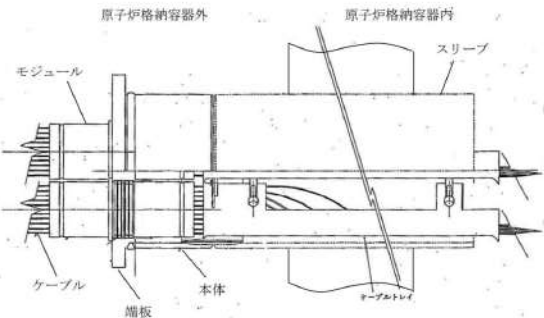
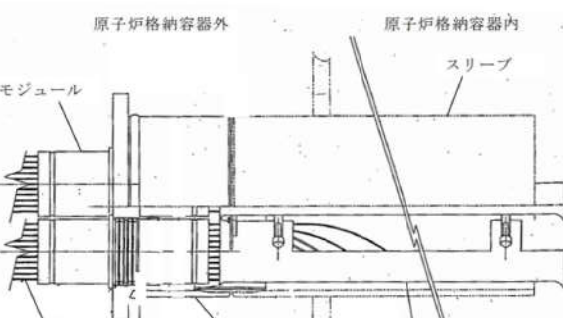
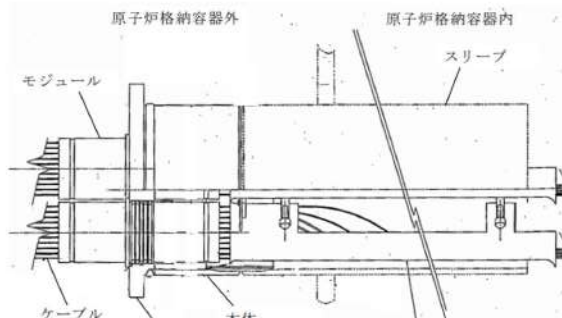
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>9.2.3 モジュールの長期高温健全性評価</p> <p>(1) 概要 電線貫通部モジュールの長期高温健全性を確認するために、エポキシ樹脂を試験体として選定し、エポキシ樹脂の炭化有無を確認した。</p> <p>(2) 試験条件 モジュールは原子炉格納容器圧力に対して主に一次ポッティング部（エポキシ樹脂）で気密性を確保しているため、一次ポッティング部を試験対象とする。一次ポッティング部を模擬した供試体を、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約144℃）を超える□℃の恒温槽に一定期間入れて熱劣化試験を行った後、取り出して常温（温度によるエポキシ樹脂の熱膨張を考慮しない）状態で真空リークテストを行うことで健全性を確認する。（第9-6図）</p>  <p>第9-6図 電線貫通部モジュール部</p> <p>(3) 試験結果 供試体を□℃で約□日間加熱した後、取り出して常温状態で真空リークテストを実施した結果、リークは無く、炭化の兆候が無いことを確認した。 これより、有効性評価の範囲及びその後温度・圧力が低下した環境下において、エポキシ樹脂に炭化は発生せず健全性は確保されることから、電線貫通部のシール機能は維持されると考える。</p> <p style="text-align: center;">□ 特図みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>12.2.2 モジュールの長期高温健全性評価</p> <p>(1) 概要 伊方3号炉に設置されている電線貫通部モジュールの長期高温健全性を確認するために、エポキシ樹脂を試験体として選定し、エポキシ樹脂の炭化有無を確認した。</p> <p>(2) 試験条件 モジュールは原子炉格納容器圧力に対して一次ポッティング部（エポキシ樹脂）で耐圧性を主に期待しているため、一次ポッティング部を試験対象とする。一次ポッティング部を模擬した供試体を、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器温度の最高値（約138℃）を超える□℃の恒温槽に一定期間入れて熱劣化試験を行った後、取り出して常温（温度によるエポキシ樹脂の熱膨張を考慮しない）状態でリークテストを行うことで健全性を確認する。</p>  <p>図12-4 電線貫通部モジュール部</p> <p>(3) 試験結果 供試体を□℃で約□日間加熱した後、取り出して常温状態でリークテストを実施した結果、リークは無く、炭化の兆候が無いことを確認した。 これより、有効性評価の範囲及びその後温度・圧力が低下した環境下において、エポキシ樹脂に炭化は発生せず健全性は確保されることから、電線貫通部のシール機能は維持されると考える。</p>	<p>11.2.2 モジュールの長期高温健全性評価</p> <p>(1) 概要 電線貫通部モジュールの長期高温健全性を確認するために、エポキシ樹脂を試験体として選定し、エポキシ樹脂の炭化有無を確認した。</p> <p>(2) 試験条件 モジュールは原子炉格納容器圧力に対して主に一次ポッティング部（エポキシ樹脂）で耐圧性を期待しているため、一次ポッティング部を試験対象とする。一次ポッティング部を模擬した供試体を、重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約141℃）を超える□℃の恒温槽に一定期間入れて熱劣化試験を行った後、取り出して常温（温度によるエポキシ樹脂の熱膨張を考慮しない）状態でリークテストを行うことで健全性を確認する（図11-4）。</p>  <p>図11-4 電線貫通部モジュール</p> <p>(3) 試験結果 供試体を□℃で約□日間加熱した後、取り出して常温状態でリークテストを実施した結果、リークは無く、炭化の兆候が無いことを確認した。 これより、有効性評価の範囲及びその後温度・圧力が低下した環境下において、エポキシ樹脂に炭化は発生せず健全性は確保されることから、電線貫通部のシール機能は維持されると考える。</p> <p style="text-align: center;">□ 特図みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>【伊方】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載箇所の相違</p> <p>【大阪、伊方】 設備の相違</p> <p>・有効性評価における温度の最高値の相違による。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>9.2.1 本体・端板の評価</p> <p>(1) 電線貫通部形状</p> <p>電線貫通部の形状は第9-1図に示すとおりである。</p>  <p>第9-1図 電線貫通部の形状</p> <p>(2) 本体、端板の計算方法</p> <p>電線貫通部のうち本体、端板設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が本体・端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、本体・端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>そこで、設計・建設規格、既工事計画認可申請書に基づく評価より、200℃・2Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際の本体・端板の健全性を評価した。</p> <p>a. 電線貫通部の本体・端板の必要厚さの計算に用いる記号以下に示すとおりとする。</p>	<p>12.2.3 本体・端板の評価</p> <p>(1) 電線貫通部形状</p> <p>電線貫通部の形状は以下に示すとおりである。</p>  <p>図 11-5 電線貫通部</p> <p>(2) 本体・端板の板厚計算</p> <p>電線貫通部のうち本体、端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が本体・端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、本体・端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>200℃・2Pd の環境下で原子炉格納容器内圧が作用することによる一次応力が生じた際の本体・端板の健全性を評価した。</p> <p>a. 電線貫通部の本体・端板の必要厚さの計算に用いる記号について以下に示す。</p>	<p>11.2.3 本体・端板の評価</p> <p>(1) 電線貫通部形状</p> <p>電線貫通部の形状は図 11-5 に示すとおりである。</p>  <p>図 11-5 電線貫通部</p> <p>(2) 本体・端板の板厚計算</p> <p>電線貫通部のうち本体、端板設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が本体・端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、本体及び端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。</p> <p>そこで、設計・建設規格、既工事計画認可申請書に基づく評価より、200℃・2Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際の本体・端板の健全性を評価した。</p> <p>a. 電線貫通部の本体及び端板の必要厚さの計算に用いる記号以下に示すとおりとする。</p>	<p>【伊方】記載表現の相違・大飯実績を反映した。</p> <p>【伊方】記載表現の相違・大飯実績を反映した。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉			伊方発電所3号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																																																																																												
記号	単位	説明	記号	単位	説明	記号	単位	説明																																																																																																																																													
P	MPa	圧力	P	MPa	圧力	P	MPa	圧力																																																																																																																																													
—	℃	温度	—	℃	温度	—	℃	温度																																																																																																																																													
d	mm	内径	d	mm	内径	d	mm	内径																																																																																																																																													
S ₁	MPa	本体の許容引張応力(STS480)	S ₁	MPa	本体の許容引張応力(STS480)	S ₁	MPa	本体の許容引張応力(STS480)																																																																																																																																													
S ₂	MPa	端板の許容引張応力(SUS304L)	S ₂	MPa	端板の許容引張応力(SUS304L)	S ₂	MPa	端板の許容引張応力(SUS304L)																																																																																																																																													
η	—	継手効率	η	—	継手効率	η	—	継手効率																																																																																																																																													
T	mm	本体の計算上必要な厚さ	t	mm	本体の計算上必要な厚さ	t	mm	本体の計算上必要な厚さ																																																																																																																																													
K	—	端板の取付け方法による係数	K	—	端板の取付け方法による係数	K	—	端板の取付け方法による係数																																																																																																																																													
t _{er}	mm	端板の計算上必要な厚さ	t _{er}	mm	端板の計算上必要な厚さ	t _{er}	mm	端板の計算上必要な厚さ																																																																																																																																													
<p>b. 本体板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の本体板厚の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p> $T = \frac{Pd}{2S_1\eta - 1.2P} \quad (\text{本体板厚}) \quad [\text{PVE-3230}]$ <p>計算の結果、第9-1表に示すとおり電線貫通部の本体板厚は計算上必要厚さ以上であり、弾性域である。</p>			<p>b. 本体板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の本体板厚の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p> $t = \frac{Pd}{2S\eta - 1.2P} \quad [\text{PVE-3230}]$ <p>計算の結果、下表に示すとおり電線貫通部の本体板厚は計算上必要厚さ以上である。</p>			<p>b. 本体板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の本体板厚の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p> $t = \frac{Pd}{2S\eta - 1.2P} \quad [\text{PVE-3230}]$ <p>計算の結果、下表に示すとおり電線貫通部の本体板厚は計算上必要厚さ以上である。</p>																																																																																																																																															
<p>第9-1表 電線貫通部の本体板厚評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.78</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>本体の許容引張応力(STS480)</td> <td>S₁</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">131</td> </tr> <tr> <td>継手効率</td> <td>η</td> <td>—</td> <td colspan="2">1.00</td> </tr> <tr> <td>本体の計算上必要な厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td>0.9</td> <td>1.2</td> </tr> <tr> <td>本体の最小使用厚さ</td> <td>—</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>—</td> <td>—</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>			項目	記号	単位	数値		12B		16B	圧力	P	MPa	0.78		温度	—	℃	200		内径	d	mm	[]		本体の許容引張応力(STS480)	S ₁	MPa	131		継手効率	η	—	1.00		本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.9	1.2	本体の最小使用厚さ	—	mm	[]		評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>本体の許容引張応力(STS480)</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">131</td> </tr> <tr> <td>継手効率</td> <td>η</td> <td>—</td> <td colspan="2">1.00</td> </tr> <tr> <td>本体の計算上必要な厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td>0.7</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>本体の最小使用厚さ</td> <td>—</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>—</td> <td>—</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>			項目	記号	単位	数値		12B	16B	圧力	P	MPa	0.566		温度	—	℃	200		内径	d	mm	[]		本体の許容引張応力(STS480)	S	MPa	131		継手効率	η	—	1.00		本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.7	0.9	本体の最小使用厚さ	—	mm	[]		評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>本体の許容引張応力(STS480)</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">131</td> </tr> <tr> <td>継手効率</td> <td>η</td> <td>—</td> <td colspan="2">1.00</td> </tr> <tr> <td>本体の計算上必要な厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td>0.7</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>本体の最小使用厚さ</td> <td>—</td> <td>mm</td> <td colspan="2">[]</td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>—</td> <td>—</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>			項目	記号	単位	数値		12B	16B	圧力	P	MPa	0.566		温度	—	℃	200		内径	d	mm	[]		本体の許容引張応力(STS480)	S	MPa	131		継手効率	η	—	1.00		本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.7	0.9	本体の最小使用厚さ	—	mm	[]		評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象
項目	記号	単位				数値																																																																																																																																															
			12B	16B																																																																																																																																																	
圧力	P	MPa	0.78																																																																																																																																																		
温度	—	℃	200																																																																																																																																																		
内径	d	mm	[]																																																																																																																																																		
本体の許容引張応力(STS480)	S ₁	MPa	131																																																																																																																																																		
継手効率	η	—	1.00																																																																																																																																																		
本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.9	1.2																																																																																																																																																	
本体の最小使用厚さ	—	mm	[]																																																																																																																																																		
評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																																		
項目	記号	単位	数値																																																																																																																																																		
			12B	16B																																																																																																																																																	
圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																																		
温度	—	℃	200																																																																																																																																																		
内径	d	mm	[]																																																																																																																																																		
本体の許容引張応力(STS480)	S	MPa	131																																																																																																																																																		
継手効率	η	—	1.00																																																																																																																																																		
本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.7	0.9																																																																																																																																																	
本体の最小使用厚さ	—	mm	[]																																																																																																																																																		
評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																																		
項目	記号	単位	数値																																																																																																																																																		
			12B	16B																																																																																																																																																	
圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																																		
温度	—	℃	200																																																																																																																																																		
内径	d	mm	[]																																																																																																																																																		
本体の許容引張応力(STS480)	S	MPa	131																																																																																																																																																		
継手効率	η	—	1.00																																																																																																																																																		
本体の計算上必要な厚さ	t	mm	0.7	0.9																																																																																																																																																	
本体の最小使用厚さ	—	mm	[]																																																																																																																																																		
評価対象貫通部番号	—	—	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																																		
<p>c. 端板板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の端板の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p> <p style="text-align: center;">[] 本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>			<p>c. 端板板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の端板の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p>			<p>c. 端板板厚計算方法</p> <p>電線貫通部の端板の計算上必要厚さは、設計・建設規格に基づき、次の式により求める。</p> <p style="text-align: center;">[] 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>																																																																																																																																															

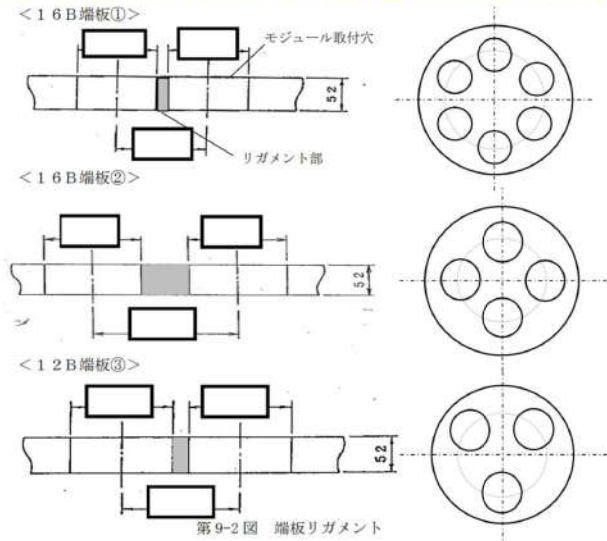
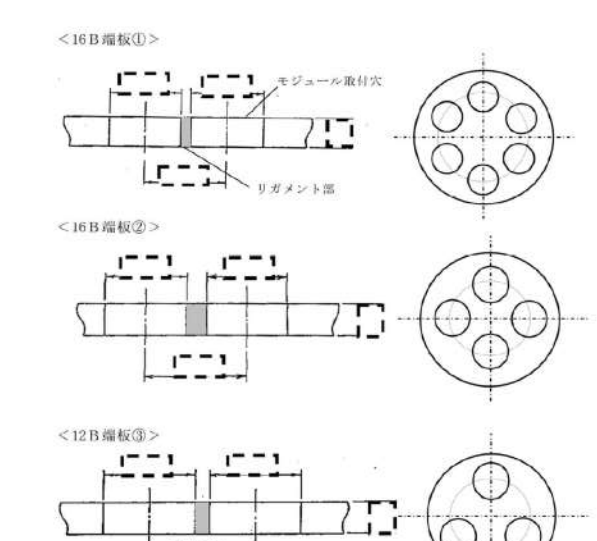
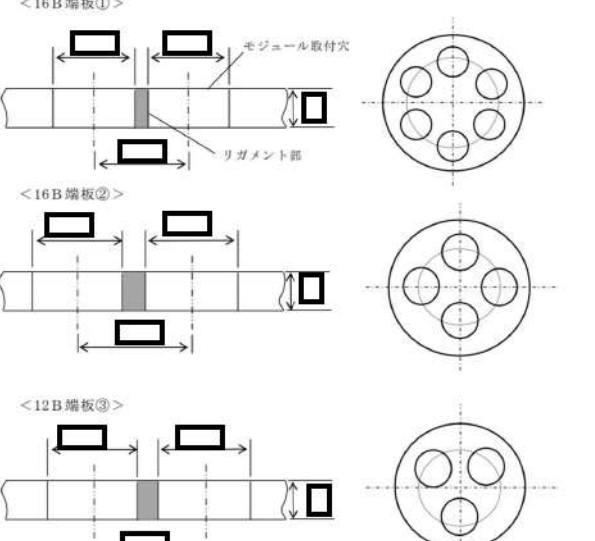
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																													
<p>$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S_2}}$ (端板板厚) [PVE-3410]</p> <p>計算の結果、下表に示すとおり電線貫通部の端板板厚は計算上必要な厚さ以上であり、弾性域である。</p>	<p>$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$ [PVE-3410]</p> <p>計算の結果、下表に示すとおり電線貫通部の端板板厚は計算上必要な厚さ以上である。</p>	<p>$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S}}$ [PVE-3410]</p> <p>計算の結果、下表に示すとおり電線貫通部の端板板厚は計算上必要な厚さ以上である。</p>																																																																																																																																														
<p>第9-2表 電線貫通部の端板板厚評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.78</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>-</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>端板の許容引張応力(SUS304L)</td> <td>S₂</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">112</td> </tr> <tr> <td>端板の取付け方法による係数</td> <td>K</td> <td>-</td> <td colspan="2">0.33</td> </tr> <tr> <td>端板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>15</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>端板の最小使用厚さ</td> <td>-</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>-</td> <td>-</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	数値		12B	16B	圧力	P	MPa	0.78		温度	-	℃	200		内径	d	mm			端板の許容引張応力(SUS304L)	S ₂	MPa	112		端板の取付け方法による係数	K	-	0.33		端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	15	19	端板の最小使用厚さ	-	mm			評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>-</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>端板の許容引張応力(SUS304L)</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">112</td> </tr> <tr> <td>端板の取付け方法による係数</td> <td>K</td> <td>-</td> <td colspan="2">0.33</td> </tr> <tr> <td>端板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>12.2</td> <td>15.6</td> </tr> <tr> <td>端板の最小使用厚さ</td> <td>-</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>-</td> <td>-</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	数値		12B	16B	圧力	P	MPa	0.566		温度	-	℃	200		内径	d	mm			端板の許容引張応力(SUS304L)	S	MPa	112		端板の取付け方法による係数	K	-	0.33		端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	12.2	15.6	端板の最小使用厚さ	-	mm			評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>12B</th> <th>16B</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>-</td> <td>℃</td> <td colspan="2">200</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>端板の許容引張応力(SUS304L)</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td colspan="2">112</td> </tr> <tr> <td>端板の取付け方法による係数</td> <td>K</td> <td>-</td> <td colspan="2">0.33</td> </tr> <tr> <td>端板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>12.2</td> <td>15.6</td> </tr> <tr> <td>端板の最小使用厚さ</td> <td>-</td> <td>mm</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>-</td> <td>-</td> <td colspan="2">全ての電線貫通部が評価対象</td> </tr> </tbody> </table>	項目	記号	単位	数値		12B	16B	圧力	P	MPa	0.566		温度	-	℃	200		内径	d	mm			端板の許容引張応力(SUS304L)	S	MPa	112		端板の取付け方法による係数	K	-	0.33		端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	12.2	15.6	端板の最小使用厚さ	-	mm			評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象		
項目				記号	単位	数値																																																																																																																																										
	12B	16B																																																																																																																																														
圧力	P	MPa	0.78																																																																																																																																													
温度	-	℃	200																																																																																																																																													
内径	d	mm																																																																																																																																														
端板の許容引張応力(SUS304L)	S ₂	MPa	112																																																																																																																																													
端板の取付け方法による係数	K	-	0.33																																																																																																																																													
端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	15	19																																																																																																																																												
端板の最小使用厚さ	-	mm																																																																																																																																														
評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																													
項目	記号	単位	数値																																																																																																																																													
			12B	16B																																																																																																																																												
圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																													
温度	-	℃	200																																																																																																																																													
内径	d	mm																																																																																																																																														
端板の許容引張応力(SUS304L)	S	MPa	112																																																																																																																																													
端板の取付け方法による係数	K	-	0.33																																																																																																																																													
端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	12.2	15.6																																																																																																																																												
端板の最小使用厚さ	-	mm																																																																																																																																														
評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																													
項目	記号	単位	数値																																																																																																																																													
			12B	16B																																																																																																																																												
圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																													
温度	-	℃	200																																																																																																																																													
内径	d	mm																																																																																																																																														
端板の許容引張応力(SUS304L)	S	MPa	112																																																																																																																																													
端板の取付け方法による係数	K	-	0.33																																																																																																																																													
端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	12.2	15.6																																																																																																																																												
端板の最小使用厚さ	-	mm																																																																																																																																														
評価対象貫通部番号	-	-	全ての電線貫通部が評価対象																																																																																																																																													
<p>(3) 端板の応力解析【既工事計画認可申請書解析結果より換算評価】</p> <p>a. リガメント部の応力解析</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉に設置されている電線貫通部の端板にはモジュール取り付け用に貫通穴があり、貫通穴間のリガメント部が強度的に厳しくなることから、既工事計画認可申請書の解析結果に温度、圧力の相違を換算し評価する。</p> <p>モジュラー型電線貫通部の端板貫通穴は3種類あるが、16B 端板②のリガメント部の幅は16B 端板①の厚さよりも大きいため、強度的に厳しい端板①で代表している。(第9-2図)</p>	<p>(3) 端板の応力解析【既工事計画認可申請書解析結果より換算評価】</p> <p>a. リガメント部の応力解析</p> <p>伊方3号炉に設置されている電線貫通部の端板にはモジュール取り付け用に貫通穴があり、貫通穴間のリガメント部が強度的に厳しくなることから、既工事計画認可申請書の解析結果に温度、圧力の相違を換算し、既工事計画認可申請書評価と同様に PVE-3270 で規定している一次+二次応力を評価する。</p> <p>なお、モジュラー型電線貫通部の端板貫通穴種類は3つあるが、端板②のリガメント部の幅は端板①の厚さよりも大きいため、強度的に厳しい端板①で代表している。</p>	<p>(3) 端板の応力解析【既工事計画認可申請書解析結果より換算評価】</p> <p>a. リガメント部の応力解析</p> <p>泊発電所3号炉に設置されている電線貫通部の端板にはモジュール取り付け用に貫通穴があり、貫通穴間のリガメント部が強度的に厳しくなることから、既工事計画認可申請書の解析結果に温度、圧力の相違を換算し、既工事計画認可申請書評価と同様に PVE-3270 に規定している一次+二次応力を評価する。</p> <p>モジュラー型電線貫通部の端板貫通穴種類は3種類あるが、16B 端板②のリガメント部の幅は16B 端板①の厚さよりも大きいため、強度的に厳しい端板①で代表している(図11-6)。</p>	<p>【大飯】記載充実</p> <p>【伊方】記載表現の相違</p> <p>・大飯実績を反映した</p>																																																																																																																																													
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>		<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>																																																																																																																																														

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
 <p>第9-2図 端板リガメント</p>		 <p>図11-6 リガメント部</p>																																																	
<p>b. 既工認での解析結果</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉での解析結果を以下に示す。</p> <p>※大飯3、4号機 工認資料抜粋</p> <table border="1" data-bbox="156 909 638 1284"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重</th> <th colspan="4">D+O+L (事故時)</th> </tr> <tr> <th>P_m</th> <th>P_L</th> <th>P_L+P_b</th> <th>P_L+P_b+Q</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>16B (端板①)</td> <td>1.3</td> <td>0.1</td> <td>1.6</td> <td>1.6</td> </tr> <tr> <td>12B (端板③)</td> <td>1.1</td> <td>0.1</td> <td>1.4</td> <td>1.4</td> </tr> <tr> <td>許容応力強さ</td> <td>S=11.8</td> <td>1.5S=17.7</td> <td>3S=35.4</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>単位：kg/mm²</p> <p>本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	荷重	D+O+L (事故時)				P _m	P _L	P _L +P _b	P _L +P _b +Q	16B (端板①)	1.3	0.1	1.6	1.6	12B (端板③)	1.1	0.1	1.4	1.4	許容応力強さ	S=11.8	1.5S=17.7	3S=35.4		<p>b. 既工事計画認可申請書での解析結果</p> <p>伊方3号炉での解析結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="750 877 1254 1228"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重</th> <th colspan="4">D+O+L (事故時)</th> </tr> <tr> <th>P_m</th> <th>P_L</th> <th>P_L+P_b</th> <th>P_L+P_b+Q</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>16B (端板①)</td> <td>0.9</td> <td>0.1</td> <td>1.2</td> <td>1.2</td> </tr> <tr> <td>12B (端板③)</td> <td>0.8</td> <td>0.1</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>応力強さの限界</td> <td>S=11.9</td> <td>1.5S=17.8</td> <td>3S=35.7</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>単位：kg/mm²</p> <p>(既工事計画認可申請書分割第3次申請の添付資料 9-10 「電線貫通部の強度計算書」)</p>	荷重	D+O+L (事故時)				P _m	P _L	P _L +P _b	P _L +P _b +Q	16B (端板①)	0.9	0.1	1.2	1.2	12B (端板③)	0.8	0.1	1.0	1.0	応力強さの限界	S=11.9	1.5S=17.8	3S=35.7		<p>b. 既工事計画認可申請書での解析結果</p> <p>泊発電所3号炉での解析結果を以下に示す。</p> <div data-bbox="1456 893 1870 1133" style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>単位：N/mm²</p> <p>既工事計画認可申請書分割第4次申請の添付資料 5-9-10 「電線貫通部の強度計算書」</p> <p>特記の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>
荷重		D+O+L (事故時)																																																	
	P _m	P _L	P _L +P _b	P _L +P _b +Q																																															
16B (端板①)	1.3	0.1	1.6	1.6																																															
12B (端板③)	1.1	0.1	1.4	1.4																																															
許容応力強さ	S=11.8	1.5S=17.7	3S=35.4																																																
荷重	D+O+L (事故時)																																																		
	P _m	P _L	P _L +P _b	P _L +P _b +Q																																															
16B (端板①)	0.9	0.1	1.2	1.2																																															
12B (端板③)	0.8	0.1	1.0	1.0																																															
応力強さの限界	S=11.9	1.5S=17.8	3S=35.7																																																

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉					伊方発電所3号炉					泊発電所3号炉					相違理由																																																																																								
記号	説明				記号	説明				記号	説明																																																																																												
D	自重				D	自重				D	自重																																																																																												
O	通常運転時荷重				O	通常運転時荷重				O	通常運転時荷重																																																																																												
L	事故時荷重				L	事故時荷重				L	事故時荷重																																																																																												
S	許容引張応力				S	許容引張応力				S	許容引張応力																																																																																												
Q	二次応力強さ				Q	二次応力強さ				Q	二次応力強さ																																																																																												
P_m	一次一般膜応力強さ				P_m	一次一般膜応力強さ				P_m	一次一般膜応力強さ																																																																																												
P_L	一次局部膜応力強さ				P_L	一次局部膜応力強さ				P_L	一次局部膜応力強さ																																																																																												
P_b	一次曲げ応力強さ				P_b	一次曲げ応力強さ				P_b	一次曲げ応力強さ																																																																																												
P_L+P_b+Q	一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差				P_L+P_b+Q	一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差				P_L+P_b+Q	一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差																																																																																												
<p>c. 換算評価</p> <p>既工認に対して、圧力が2倍（2Pd）になっていることから、発生応力を2倍にて評価する。また、許容引張応力を200℃に相当する112MPaとする。</p> <p>計算の結果、第9-3表に示すとおり端板に発生する応力は材料の許容応力を十分に下回っていることから、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p> <p>第9-3表 電線貫通部のリガメント評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">強度</th> <th colspan="4">D+O+L（事故時）</th> </tr> <tr> <th>P_m</th> <th>P_L</th> <th>P_L+P_b</th> <th>P_L+P_b+Q</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計算点</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>16B（端板①）</td> <td>25.5MPa (2.6kg/mm²)</td> <td>2.0MPa (0.2kg/mm²)</td> <td>31.4MPa (3.2kg/mm²)</td> <td>31.4MPa (3.2kg/mm²)</td> </tr> <tr> <td>12B（端板③）</td> <td>21.6MPa (2.2kg/mm²)</td> <td>2.0MPa (0.2kg/mm²)</td> <td>27.5MPa (2.8kg/mm²)</td> <td>27.5MPa (2.8kg/mm²)</td> </tr> <tr> <td>許容応力</td> <td>S=112MPa</td> <td colspan="2">1.5S=168MPa</td> <td>3S=336MPa</td> </tr> </tbody> </table>					強度	D+O+L（事故時）				P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q	計算点						16B（端板①）	25.5MPa (2.6kg/mm ²)	2.0MPa (0.2kg/mm ²)	31.4MPa (3.2kg/mm ²)	31.4MPa (3.2kg/mm ²)	12B（端板③）	21.6MPa (2.2kg/mm ²)	2.0MPa (0.2kg/mm ²)	27.5MPa (2.8kg/mm ²)	27.5MPa (2.8kg/mm ²)	許容応力	S=112MPa	1.5S=168MPa		3S=336MPa	<p>c. 換算評価</p> <p>既工事計画認可申請書に対して、圧力が2倍（2Pd）になっていることから、発生応力を2倍にて評価する。また、許容引張応力を200℃に相当する112MPaとする。</p> <p>計算の結果、下表に示すとおり端板に発生する応力は材料の許容応力を十分に下回っていることから、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">強度</th> <th colspan="4">D+O+L（事故時）</th> <th rowspan="3">許容値 (3S)</th> </tr> <tr> <th>P_m</th> <th>P_L</th> <th>P_L+P_b</th> <th>P_L+P_b+Q</th> </tr> <tr> <th colspan="3">一次応力</th> <th>一次+二次応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計算点</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td rowspan="4">336MPa</td> </tr> <tr> <td>16B（端板①）</td> <td>18MPa (1.8kg/mm²)</td> <td>2MPa (0.2kg/mm²)</td> <td>24MPa (2.4kg/mm²)</td> <td>24MPa (2.4kg/mm²)</td> </tr> <tr> <td>12B（端板③）</td> <td>16MPa (1.6kg/mm²)</td> <td>2MPa (0.2kg/mm²)</td> <td>20MPa (2.0kg/mm²)</td> <td>20MPa (2.0kg/mm²)</td> </tr> </tbody> </table>					強度	D+O+L（事故時）				許容値 (3S)	P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q	一次応力			一次+二次応力	計算点					336MPa	16B（端板①）	18MPa (1.8kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	12B（端板③）	16MPa (1.6kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	20MPa (2.0kg/mm ²)	20MPa (2.0kg/mm ²)	<p>c. 換算評価</p> <p>既工事計画認可申請書に対して、圧力が2倍（2Pd）になっていることから、発生応力を2倍にて評価する。また、許容引張応力を200℃に相当する112MPaとする。</p> <p>計算の結果、下表に示すとおり端板に発生する応力は材料の許容応力を十分に下回っていることから、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">強度</th> <th colspan="4">D+O+L（事故時）</th> <th rowspan="3">許容値 (3S)</th> </tr> <tr> <th>P_m</th> <th>P_L</th> <th>P_L+P_b</th> <th>P_L+P_b+Q</th> </tr> <tr> <th colspan="3">一次応力</th> <th>一次+二次応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計算点</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td rowspan="3">336MPa</td> </tr> <tr> <td>16B（端板①）</td> <td>18MPa</td> <td>18MPa</td> <td>22MPa</td> <td>22MPa</td> </tr> <tr> <td>12B（端板③）</td> <td>14MPa</td> <td>14MPa</td> <td>18MPa</td> <td>18MPa</td> </tr> </tbody> </table>					強度	D+O+L（事故時）				許容値 (3S)	P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q	一次応力			一次+二次応力	計算点					336MPa	16B（端板①）	18MPa	18MPa	22MPa	22MPa	12B（端板③）	14MPa	14MPa	18MPa
強度	D+O+L（事故時）																																																																																																						
	P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q																																																																																																			
計算点																																																																																																							
16B（端板①）	25.5MPa (2.6kg/mm ²)	2.0MPa (0.2kg/mm ²)	31.4MPa (3.2kg/mm ²)	31.4MPa (3.2kg/mm ²)																																																																																																			
12B（端板③）	21.6MPa (2.2kg/mm ²)	2.0MPa (0.2kg/mm ²)	27.5MPa (2.8kg/mm ²)	27.5MPa (2.8kg/mm ²)																																																																																																			
許容応力	S=112MPa	1.5S=168MPa		3S=336MPa																																																																																																			
強度	D+O+L（事故時）				許容値 (3S)																																																																																																		
	P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q																																																																																																			
	一次応力			一次+二次応力																																																																																																			
計算点					336MPa																																																																																																		
16B（端板①）	18MPa (1.8kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)																																																																																																			
12B（端板③）	16MPa (1.6kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	20MPa (2.0kg/mm ²)	20MPa (2.0kg/mm ²)																																																																																																			
強度	D+O+L（事故時）					許容値 (3S)																																																																																																	
	P_m	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q																																																																																																			
	一次応力			一次+二次応力																																																																																																			
計算点					336MPa																																																																																																		
16B（端板①）	18MPa	18MPa	22MPa	22MPa																																																																																																			
12B（端板③）	14MPa	14MPa	18MPa	18MPa																																																																																																			
<p>9.3 評価結果</p> <p>200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。</p>					<p>12.3 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>					<p>11.3 評価結果</p> <p>以上より、200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。</p>					<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載の適正化</p>																																																																																								

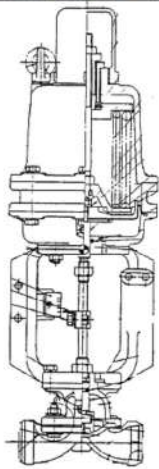

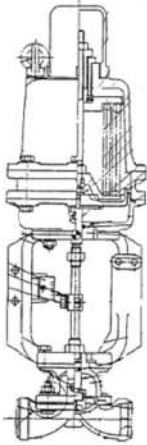
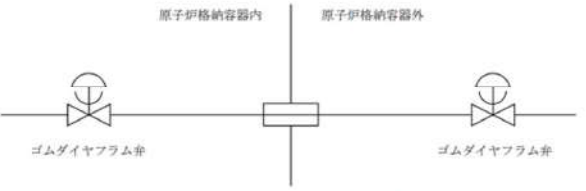
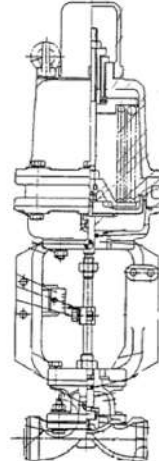

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>10. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>10.1 はじめに</p> <p>原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このうち、ゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、10.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、10.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。</p> <p>これら以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（min. 1.03MPa [gage]）、耐圧上問題となることはない。 ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。 ・弁シート部はすべて金属製である。 <p>10.2 ゴムダイヤフラム弁</p> <p>10.2.1 評価方針</p> <p>(1) 耐圧機能 【大飯発電所3号炉及び4号炉評価結果】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。 <p>(2) 隔離機能 【シート部試験結果を適用】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラムへの影響を検討する。 	<p>13. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>13.1 はじめに</p> <p>原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このうち、ゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下ではゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、13.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因としては、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）が想定されるため、13.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。</p> <p>これら以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（min. 1.03MPa）、耐圧上問題となることはない。 ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。 ・弁シート部は全て金属製である。 <p>13.2 ゴムダイヤフラム弁</p> <p>13.2.1 評価方針</p> <p>(1) 耐圧機能 【伊方3号炉評価結果】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。 <p>(2) 隔離機能 【シート部試験結果を適用】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラムへの影響を検討する。 	<p>12. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>12.1 はじめに</p> <p>原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このうち、ゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、12.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定されるため、12.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。</p> <p>これら以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（min. 1.03MPa）、耐圧上問題となることはない。 ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。 ・弁シート部はすべて金属製である。 <p>12.2 ゴムダイヤフラム弁</p> <p>12.2.1 評価方針</p> <p>(1) 耐圧機能 【泊発電所3号炉評価結果】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。 <p>(2) 隔離機能 【シート部試験結果を適用】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラムへの影響を検討する。 ・弁の構造上、ダイヤフラムの劣化による弁箱フランジ部からのリークが考えられるため、原子炉格納容器内側の弁箱フランジ部から配管内部へリークがあると想定した時の原子炉格納容器外側のダイヤフラム弁の評価を検討する。 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 記載充実</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

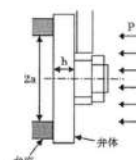
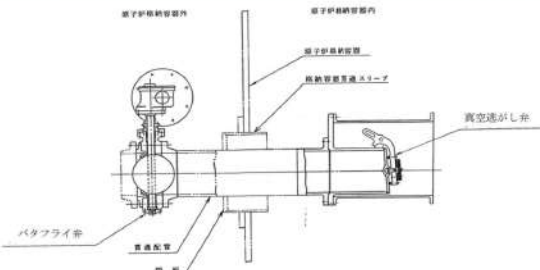
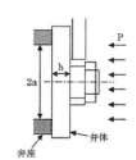
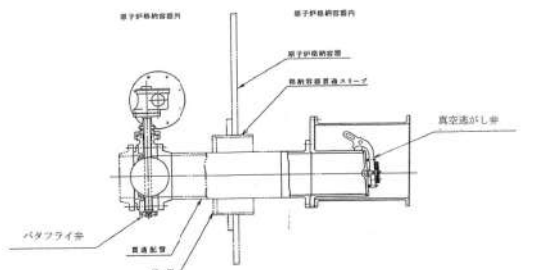
大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第10-1図 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>第10-2図 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	 <p>図13-1 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>図13-2 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	 <p>図12-1 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>図12-2 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	
<p>10.2.2 評価</p> <p>原子炉格納容器隔離弁で使用しているゴムダイヤフラム弁は、圧力クラスとゴムダイヤフラム材質は同じであるが、弁箱材質がステンレス鋼（ ）または、炭素鋼（SCP2）であるため、材質によって評価は異なる。</p> <p>(1) 耐圧機能</p> <p>該当弁の圧力クラスは1.03MPa [gage] (150LB)であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力を下回る。このため、ダイヤフラム（EPゴム）部を除く耐圧部は強度上問題ない。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>13.2.2 評価結果</p> <p>ゴムダイヤフラム弁の評価対象弁は、弁の圧力クラスやゴムダイヤフラムの材質は同様であるが、弁箱の材質がステンレス鋼または炭素鋼であり、材質によって評価結果は異なる。</p> <p>(1) 耐圧機能</p> <p>該当弁の圧力クラスは1.03MPa (150LB)であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力を下回る。このため、ダイヤフラム（EPゴム）部を除く耐圧部は強度上問題ない。</p>	<p>12.2.2 評価結果</p> <p>ゴムダイヤフラム弁の評価対象弁は、弁の圧力クラスやゴムダイヤフラムの材質は同様であるが、弁箱の材質がステンレス鋼又は炭素鋼であり、材質によって評価結果は異なる。</p> <p>(1) 耐圧機能</p> <p>該当弁の圧力クラスは1.03MPa (150LB)であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格 別表1-1に示す弁の許容圧力を下回る。このため、ダイヤフラム（EPゴム）部を除く耐圧部は強度上問題ない。</p>	<p>【大飯、伊方】記載表現の相違</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="73 140 732 638"> </div> <div data-bbox="73 638 732 1471"> <p>(2) 隔離機能</p> <p>以下の理由より、200℃、2Pdの環境条件下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フェールクローズ弁もしくは通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。 ・ダイヤフラム（EPゴム）は、<input type="text"/>MPa[gage]・<input type="text"/>℃、放射線<input type="text"/>MGy照射の環境下での単体劣化試験の結果から、硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用パタフライ弁蒸気試験の結果から、<input type="text"/>MPa[gage]、<input type="text"/>℃、放射線<input type="text"/>MGy照射の環境下において同材質の弁シートから漏えいは認められていない。 <p>10.2.3 評価結果</p> <p>以上のことから、ゴムダイヤフラム弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有すると考える。</p> <div data-bbox="336 1300 728 1332" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div> </div>	<div data-bbox="732 140 1391 638"> </div> <div data-bbox="732 638 1391 1471"> <p>(2) 隔離機能</p> <p>以下の理由より、200℃、2Pdの環境下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フェールクローズ弁もしくは通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。 ・ダイヤフラム（EPゴム）は、<input type="text"/>MPa、<input type="text"/>℃、放射線<input type="text"/>MGy照射の環境下での材料加速試験の結果から、硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用パタフライ弁蒸気試験の結果から、<input type="text"/>MPa、<input type="text"/>℃、放射線<input type="text"/>MGy照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。 ・原子炉格納容器外側に設置された原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）は放熱等により原子炉格納容器内側より緩和された環境下にある。 <p>以上のことから、ゴムダイヤフラム弁について、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p> </div>	<div data-bbox="1391 140 2049 638"> </div> <div data-bbox="1391 638 2049 1471"> <p>(2) 隔離機能</p> <p>以下の理由より、200℃、2Pdの環境下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フェールクローズ弁若しくは通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。 ・ダイヤフラム（EPゴム）は、1.12MPa、300℃、放射線2.8MGy照射の環境下での材料加速試験の結果から、硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用パタフライ弁蒸気試験の結果から、1.12MPa、300℃、放射線2.2MGy照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。 ・原子炉格納容器外側に設置された原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）は放熱等により原子炉格納容器内側より緩和された環境下にある。 <p>以上のことから、ゴムダイヤフラム弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有すると考える。</p> </div>	<p>【大飯】 記載適正化 ・最終段落の文と統一した。</p> <p>【大飯】 記載充実</p>

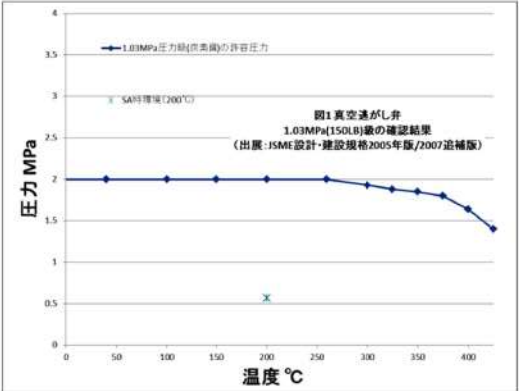
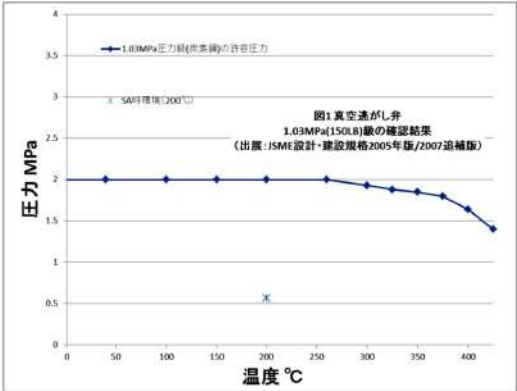
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>13.3 真空逃がし弁</p> <p>13.3.1 評価方針</p> <p>真空逃がし弁は、原子炉格納容器内圧力が負圧になり破損するのを防止するため、原子炉格納容器内圧力が微負圧になった段階で作動し原子炉格納容器内に空気を供給するよう設計されている。</p> <p>真空逃がし弁の評価対象弁は、同一の仕様・構造のため評価結果は全弁同様となる。</p> <p>(1) 耐圧機能 【伊方3号炉評価結果】</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の耐圧機能の評価を行う。 <p>(2) 隔離機能 【伊方3号炉評価結果及び試験結果を適用】</p> <ul style="list-style-type: none"> 隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EPゴム）について、200℃、2Pdの環境下での影響を検討する。 <p>比較のため順序入替 13.3.2(2)→13.3.1(2)</p> <p>弁体については、応力評価方法として設計・建設規格に示されている解説WB-3380の評価式（式1）を用いることとし、許容応力値には、材料表面が降伏しても内部が弾性状態であれば崩壊せず表面降伏の1.5倍のモーメントで全断面降伏するという一般的知見（解説PVA-3100-4）及び本弁はクラス2弁であるということから、1.5Sを用いる。</p> $\sigma_D = \frac{3(3+\nu)Pa^2}{8h^2} \quad (\text{式1})$   <p>図13-3 真空逃がし弁構造・配置概略図</p>	<p>12.3 真空逃がし弁</p> <p>12.3.1 評価方針</p> <p>真空逃がし弁は、原子炉格納容器内圧力が負圧になり破損するのを防止するため、原子炉格納容器内圧力が微負圧になった段階で作動し原子炉格納容器内に空気を供給するよう設計されている。一方、事故時に放射線物質の漏えいを防止するため、真空逃がし弁の外側に原子炉格納容器隔離弁（バタフライ弁）を設置している。</p> <p>真空逃がし弁の評価対象弁は2台あるが、2台とも同一の仕様・構造のため評価結果は2台とも同様となる。</p> <p>(1) 耐圧機能 【泊発電所3号炉評価結果】</p> <ul style="list-style-type: none"> 弁箱の耐圧機能の評価を行う。 <p>(2) 隔離機能 【泊発電所3号炉評価結果及び試験結果を適用】</p> <ul style="list-style-type: none"> 隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EPゴム）について200℃、2Pdの環境下での影響を検討する。 <p>弁体については、応力評価方法として設計・建設規格に示されている解説VVB-3380の評価式（式1）を用いることとし、許容応力値には、材料表面が降伏しても内部が弾性状態であれば崩壊せず表面降伏の1.5倍のモーメントで全断面降伏するという一般的知見（解説PVA-3100-4）及び本弁はクラス2弁であるということから、1.5Sを用いる。</p> $\sigma_D = \frac{3(3+\nu)Pa^2}{8h^2} \quad (\text{式1})$   <p>図12-3 真空逃がし弁構造・配置概略図</p>	<p>【伊方】 記載充実</p> <p>【伊方】 記載充実</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>13.3.2 評価結果</p> <p>(1) 耐圧機能</p> <p>真空逃がし弁弁箱の圧力クラスは1.03MPa（150LB）であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため、弁本体の耐圧部は、強度上問題ない。</p>  <p>(2) 隔離機能</p> <p>隔離機能を有する部分としては、金属製の弁体及びゴム製の弁体シート部がある。</p> <p>比較のため順序入替 13.3.2(2)内</p> <p>また、弁体シート部の材質はEPゴム製であり、1.12MPa、150°C、放射線 2.8MGy 照射の条件においても硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用パタフライ弁蒸気試験の結果から、1.12MPa、150°C、放射線 2.8MGy 照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。</p> <p>その結果、200℃において約 0.61MPa の耐圧強度があり、評価圧力 2Pd (0.566MPa) を上回る。したがって、弁体は200℃、2Pdの環境下において強度上問題はない。</p>	<p>12.3.2 評価結果</p> <p>(1) 耐圧機能</p> <p>真空逃がし弁弁箱の圧力クラスは 1.03MPa（150LB）であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため、弁本体の耐圧部は、強度上問題ない。</p>  <p>(2) 隔離機能</p> <p>以下の理由により、200℃、2Pdの環境条件下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。 ・隔離機能を有する部分としては、金属製の弁体及びゴム製の弁体シート部がある。 ・また、弁体シート部の材質はEPゴム製であり、一般的に耐熱性は 150°C 程度であり、1.12MPa、300°C、放射線 2.8MGy 照射の条件においても硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用パタフライ弁蒸気試験の結果から、1.12MPa、300°C、放射線 2.8MGy 照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。 <p>その結果、200℃において約 0.61MPa の耐圧強度があり、限界圧力 2Pd (0.566MPa) を上回る。したがって、弁体は200℃、2Pdの環境下において強度上問題はない。</p>	<p>【伊方】 記載充実</p> <p>【伊方】 記載充実</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

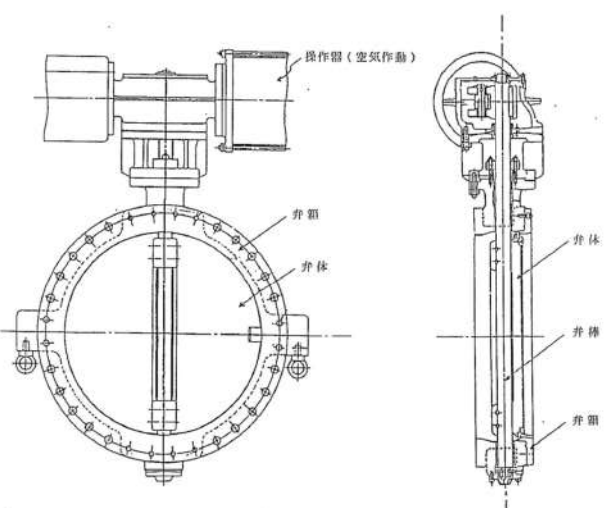
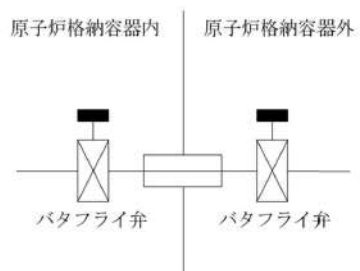
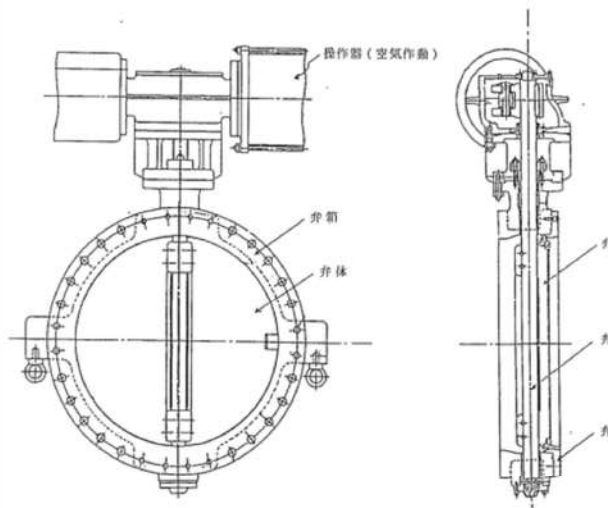
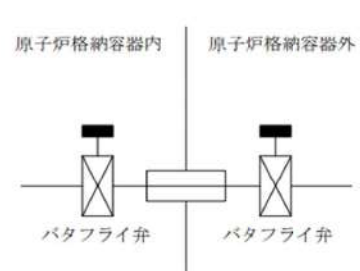
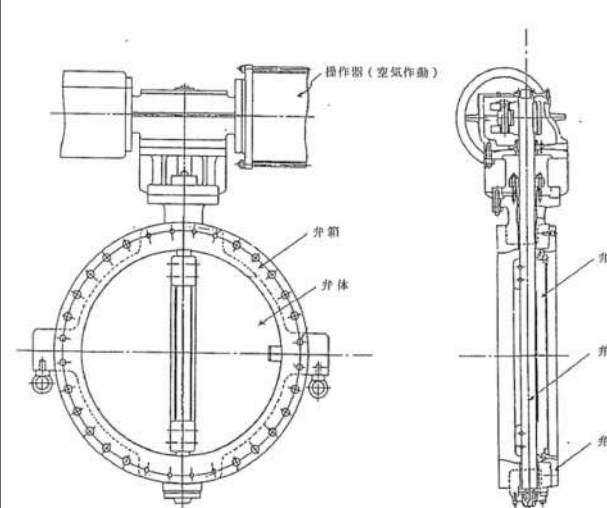
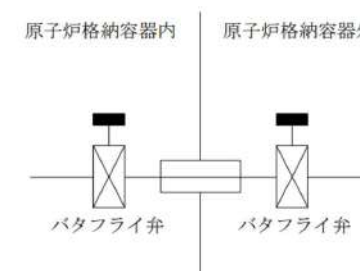
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
	<table border="1" data-bbox="732 159 1384 446"> <thead> <tr> <th colspan="3">諸元</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>記号</th> <th>記号説明</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>σ_b</td> <td>弁体に発生する1次応力 (MPa)</td> <td>190</td> <td>弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)</td> </tr> <tr> <td>a</td> <td>弁座内半径 (mm)</td> <td> </td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>h</td> <td>弁体の厚さ (mm)</td> <td> </td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>v</td> <td>ポアソン比</td> <td>0.3</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>P (P_{cr})</td> <td>最高使用圧力 (MPa) (弁体許容圧力とする)</td> <td>0.61</td> <td>式1より算出</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="732 454 1384 502">注：設計・建設規格 解説 PVA-3100 応力分類の(3)、解説図 PVA-3100-4に基づき、許容値を設定した。</p> <p data-bbox="732 694 1384 758">さらに、真空逃がし弁の外側には原子炉格納容器隔離弁としてパタフライ弁 (メタルシート) を設置している。</p> <p data-bbox="732 790 1384 853">以上のことから、真空逃がし弁について、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p>	諸元			備考	記号	記号説明	数値	σ_b	弁体に発生する1次応力 (MPa)	190	弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)	a	弁座内半径 (mm)	 	-	h	弁体の厚さ (mm)	 	-	v	ポアソン比	0.3	-	P (P _{cr})	最高使用圧力 (MPa) (弁体許容圧力とする)	0.61	式1より算出	<table border="1" data-bbox="1384 159 2038 446"> <thead> <tr> <th colspan="3">諸元</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>記号</th> <th>記号説明</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>σ_b</td> <td>弁体に発生する1次応力 (MPa)</td> <td>190</td> <td>弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)</td> </tr> <tr> <td>a</td> <td>弁座内半径 (mm)</td> <td> </td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>h</td> <td>弁体の厚さ (mm)</td> <td> </td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>v</td> <td>ポアソン比</td> <td>0.3</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>P (P_{cr})</td> <td>最高使用圧力 (MPa) (弁体限界の圧力とする)</td> <td>0.61</td> <td>式1より算出</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1384 454 2038 502">注：設計・建設規格 解説 PVA-3100 応力分類の(3)、解説図 PVA-3100-4に基づき、許容値を設定した。</p> <p data-bbox="1384 694 2038 758">さらに、真空逃がし弁の外側には原子炉格納容器隔離弁としてパタフライ弁を設置している。</p> <p data-bbox="1384 790 2038 853">以上のことから、真空逃がし弁について、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。</p> <p data-bbox="1635 893 2038 917"> 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>	諸元			備考	記号	記号説明	数値	σ_b	弁体に発生する1次応力 (MPa)	190	弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)	a	弁座内半径 (mm)	 	-	h	弁体の厚さ (mm)	 	-	v	ポアソン比	0.3	-	P (P _{cr})	最高使用圧力 (MPa) (弁体限界の圧力とする)	0.61	式1より算出	<p data-bbox="2038 694 2150 821">【伊方】 設備の相違 ・泊はソフトシートである。</p>
諸元			備考																																																						
記号	記号説明	数値																																																							
σ_b	弁体に発生する1次応力 (MPa)	190	弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)																																																						
a	弁座内半径 (mm)	 	-																																																						
h	弁体の厚さ (mm)	 	-																																																						
v	ポアソン比	0.3	-																																																						
P (P _{cr})	最高使用圧力 (MPa) (弁体許容圧力とする)	0.61	式1より算出																																																						
諸元			備考																																																						
記号	記号説明	数値																																																							
σ_b	弁体に発生する1次応力 (MPa)	190	弁体材料 の200℃における許容引張応力 S (127MPa) の1.5倍 (注)																																																						
a	弁座内半径 (mm)	 	-																																																						
h	弁体の厚さ (mm)	 	-																																																						
v	ポアソン比	0.3	-																																																						
P (P _{cr})	最高使用圧力 (MPa) (弁体限界の圧力とする)	0.61	式1より算出																																																						

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>10.3 空調用バタフライ弁</p> <p>10.3.1 評価方針</p> <p>空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいの有無、漏えいがある場合はその漏えい量を確認する。</p>  <p>第10-3図 空調用バタフライ弁構造概略図</p>  <p>第10-4図 空調用バタフライ弁配置概略図</p>	<p>13.4 空調用バタフライ弁</p> <p>13.3.1 評価方針 【試験結果を適用】</p> <p>空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいの有無、漏えいがある場合はその漏えい量を確認する。</p>  <p>図13-4 空調用バタフライ弁構造概略図</p>  <p>図13-5 空調用バタフライ弁配置概略図</p>	<p>12.4 空調用バタフライ弁</p> <p>12.4.1 評価方針 【試験結果を適用】</p> <p>空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいの有無、漏えいがある場合はその漏えい量を確認する。</p>  <p>図12-4 空調用バタフライ弁構造概略図</p>  <p>図12-5 空調用バタフライ弁配置概略図</p>	<p>【大飯】 記載充実</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																	
<p>10.3.2 評価</p> <p>試験条件及び試験結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="159 229 651 325"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> <tr> <td>積算放射線量</td> </tr> </table> <p>上記のとおり蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、高温・高圧条件下においてシール健全性に問題のないこと（漏えい無し）を確認した。</p> <p>10.3.3 評価結果</p> <p>以上のことから、空調用パタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能は維持され则认为。</p> <div data-bbox="342 592 725 612" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p> </div>	試験条件	試験圧力		試験温度	積算放射線量	<p>13.3.2 評価結果</p> <p>試験条件及び試験結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="817 229 1301 325"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td rowspan="3"></td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> </tr> <tr> <td>集積放射線量</td> </tr> </table> <p>上記のとおり蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、高温・高圧条件下においてシール健全性に問題のないこと（漏えい無し）を確認した。</p> <p>以上のことから、空調用パタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有する则认为。</p>	試験条件	試験圧力		試験温度	集積放射線量	<p>12.4.2 評価結果</p> <p>試験条件及び試験結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1458 229 1966 325"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td>1.12MPa</td> </tr> <tr> <td>試験温度</td> <td>300℃</td> </tr> <tr> <td>照射量</td> <td>2.2MG y</td> </tr> </table> <p>上記のとおり蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、高温・高圧条件下においてシール健全性に問題のないこと（漏えい無し）を確認した。</p> <p>以上のことから、空調用パタフライ弁について、200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能は維持され则认为。</p>	試験条件	試験圧力	1.12MPa	試験温度	300℃	照射量	2.2MG y	<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p>
試験条件		試験圧力																		
		試験温度																		
	積算放射線量																			
試験条件	試験圧力																			
	試験温度																			
	集積放射線量																			
試験条件	試験圧力	1.12MPa																		
	試験温度	300℃																		
	照射量	2.2MG y																		

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">参考資料-1</p> <p>原子炉格納容器 評価温度・圧力に対する経年劣化の影響</p> <p>原子炉格納容器評価温度・圧力（200℃、2Pd）時の評価対象部位における放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の評価温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、先行プラントにおける高経年化技術評価書を参考に検討する。</p> <p>○原子炉格納容器本体については、内圧に抵抗するためのテンダンの緊張力について、保全計画にもつづき、計画的に緊張力確認検査等を実施し、設計上テンダんに期待される機能の維持を確認していることから、有意な劣化はないと考えられる。また、コンクリート部の中性化等による鉄筋の腐食防止、及びライナ部の腐食防止のため、塗装で保護している。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体に対して、日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下「JEAC4203」という。）に基づく、全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに原子炉格納容器の健全性に異常は認められていない。</p> <p>○原子炉格納容器本体以外の評価部位について、先行プラント評価結果に基づき考慮する経年劣化事象は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ステンレス鋼配管について外面の応力腐食割れが考えられるが、原子炉格納容器内に設置されているため、配管外面に大気中の塩化物が付着する可能性は小さいと考える。原子炉格納容器内へ外気が直接流入する可能性のある扉等の付近に設置されている配管について、塩分付着量測定を実施し、海塩粒子の付着が懸念される箇所には、塗装、防水措置（保温）を施し、応力腐食割れに対して問題のないことを確認している。 <p>また、定期的を目視により塗装及び防水措置（保温）の健全性確認を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-1</p> <p>原子炉格納容器 評価温度・圧力に対する経年劣化の影響</p> <p>原子炉格納容器評価温度・圧力（200℃、2Pd）の評価対象部位における放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の評価温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、先行プラントにおける高経年化技術評価書を参考に検討する。</p> <p>原子炉格納容器本体については、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づく外観点検において表面の腐食、塗膜等の異常があれば、適切な肉厚管理のもと、補修塗装を実施している。また、保全計画に基づき、計画的に肉厚測定を実施していることから、これまでに有意な劣化は認められていない。</p> <p>また、原子炉格納容器本体に対して、日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下「JEAC4203」という。）に基づく、全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに原子炉格納容器の健全性に異常は認められていない。</p> <p>原子炉格納容器本体以外の評価部位について、先行プラント評価結果に基づき考慮する経年劣化事象及び確認結果は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ステンレス鋼配管について外面の応力腐食割れが考えられるが、社内規則に基づき計画的な塩化物付着量測定を実施し、基準を満足しない場合は、純水拭きを実施することにより、塩化物付着量を応力腐食割れ発生のしきい値未満に管理していることから、これまでに有意な劣化は認められていない。 	<p style="text-align: right;">参考資料-1</p> <p>原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響</p> <p>原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃、2Pd）時の評価対象部位における放射性物質の閉じ込め機能の健全性が、経年劣化により低下していないことを確認し、今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお、考慮する経年劣化事象については、先行プラントにおける高経年化技術評価書を参考に検討する。</p> <p>原子炉格納容器本体については、鋼板表面に防食塗装を施すとともに、保全計画に基づく外観点検において表面の腐食、塗膜等の異常があれば、適切な肉厚管理のもと、補修塗装を実施することとしている。また、保全計画に基づき必要に応じて肉厚測定を実施しており、これまでに有意な劣化は認められていない。</p> <p>また、原子炉格納容器本体に対して、日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下「JEAC4203」という。）に基づく、全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに原子炉格納容器の健全性に異常は認められていない。</p> <p>原子炉格納容器本体以外の評価部位について、先行プラント評価結果に基づき考慮する経年劣化事象は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ステンレス鋼配管について外面の応力腐食割れが考えられるが、塩分付着量測定を実施し、海塩粒子の付着が懸念される箇所には、塗装、防水措置（保温）を施し、応力腐食割れに対して問題ないことを確認している。 <p>また、定期的を目視により塗装及び防錆措置（保温）の健全性確認を実施していることから、有意な劣化はないと考えられる。</p>	<p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>・泊の原子炉格納容器本体は、鋼板からなる構造であり、保守管理方法が異なる。</p> <p>【伊方】 運用の相違</p> <p>・泊では、外観点検により塗膜の健全性を確認し、鋼板腐食は生じないことを担保している点で同等である。</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画にもとづく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施しており、これまでに弁の健全性に異常は認められていない。</p> <p>・電線貫通部（モジュラー型）についてはエポキシ樹脂及びOリングでバウンダリを維持する構造であり、経年劣化事象としてエポキシ樹脂及びOリングの劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認した。（添付1）</p> <p>・機器搬入口等を使用しているガスケット等については、保全計画にもとづき定期的に取替を実施している。</p> <p>・なお、各部に対して、JEAC4203に基づく局部漏えい率検査（2回/3定検）及び全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに放射性物質の閉じ込め機能の健全性に異常は認められていない。</p> <p>以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の評価温度・圧力への影響は無いと考える。</p>	<p>・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施しており、これまでに弁の健全性に異常は認められていない。</p> <p>・電線貫通部については、先行プラントと型式が異なりエポキシ樹脂及びOリングでバウンダリを維持する構造であり、経年劣化事象としてエポキシ樹脂及びOリングの劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認している。（添付1）</p> <p>・機器搬入口等を使用しているガスケット等については、保全計画に基づき定期的に取替を実施していることから、経年劣化事象はない。</p> <p>・各部に対して、JEAC4203に基づく局部漏えい率検査（2回/3定検）及び全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに原子炉格納容器の健全性に異常は認められていない。</p> <p>以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の評価温度・圧力への影響はないと考える。</p>	<p>・原子炉格納容器隔離弁については、保全計画に基づく、計画的な分解点検、目視・表面検査を実施しており、これまでに弁の健全性に異常は認められていない。</p> <p>・電線貫通部（モジュラー型）についてはエポキシ樹脂及びOリングでバウンダリを維持する構造であり、経年劣化事象としてエポキシ樹脂及びOリングの劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については、長期健全性試験により、健全性を確認した（添付1）。</p> <p>・機器搬入口等を使用しているガスケット等については、保全計画に基づき定期的に取替を実施している。</p> <p>・なお、各部に対して、JEAC4203に基づく局部漏えい率検査（2回/3定検）及び全体漏えい率検査（1回/3定検）を実施し、これまでに放射性物質の閉じ込め機能の健全性に異常は認められていない。</p> <p>以上のことから、経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響は無いと考える。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																														
添付1	添付1	添付1																																																																																																																															
電線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する 長期健全性評価	電線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する 長期健全性評価	電線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する 長期健全性評価																																																																																																																															
<p>1. 概要</p> <p>大飯発電所3、4号炉に設置のモジュール型電線貫通部の長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の経年劣化を考慮した健全性評価を行う。</p> <p>2. 試験条件</p> <p>2.1 評価項目</p> <p>エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>2.2 熱劣化期間算出</p> <p>エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。</p> $\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$ $\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$ <p>加速熱劣化の条件はエポキシ樹脂とOリングを包絡した□℃-□日で設定する。</p> <p>表1 各パラメータ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>エポキシ樹脂</th> <th>Oリング</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>加速倍率</td><td>a</td><td>倍</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>気体定数</td><td>R</td><td>kcal/mol・K</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>実機温度</td><td>T_{real}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>試験温度</td><td>T_{exam}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>部材の活性化エネルギー*</td><td>E</td><td>kcal/mol</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>評価年数</td><td>Z</td><td>years</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>熱劣化期間</td><td>T_{acc}</td><td>Days</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>※メーカ値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出</p> <p style="text-align: center;">□ 特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	項目	記号	単位	数値		エポキシ樹脂	Oリング	加速倍率	a	倍			気体定数	R	kcal/mol・K			実機温度	T _{real}	℃			試験温度	T _{exam}	℃			部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol			評価年数	Z	years			熱劣化期間	T _{acc}	Days			<p>1. 概要</p> <p>伊方3号炉に設置されているモジュール型電線貫通部の長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の経年劣化を考慮した健全性評価を実施する。</p> <p>2. 試験条件</p> <p>2.1 評価項目</p> <p>エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>2.2 熱劣化期間算出</p> <p>エポキシ樹脂の加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。</p> $\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$ $\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$ <p>加速熱劣化の条件はエポキシ樹脂とOリングを包絡した□℃-□日で設定する。</p> <p>表1 各パラメータ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>エポキシ樹脂</th> <th>Oリング</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>加速倍率</td><td>a</td><td>倍</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>気体定数</td><td>R</td><td>kcal/mol・K</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>実機温度</td><td>T_{real}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>試験温度</td><td>T_{exam}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>部材の活性化エネルギー*</td><td>E</td><td>kcal/mol</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>評価年数</td><td>Z</td><td>years</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>熱劣化期間</td><td>T_{acc}</td><td>Days</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>※：メーカ値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出</p>	項目	記号	単位	数値		エポキシ樹脂	Oリング	加速倍率	a	倍			気体定数	R	kcal/mol・K			実機温度	T _{real}	℃			試験温度	T _{exam}	℃			部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol			評価年数	Z	years			熱劣化期間	T _{acc}	Days			<p>1. 概要</p> <p>泊発電所3号炉に設置のモジュール型電線貫通部の長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の経年劣化を考慮した健全性評価を行う。</p> <p>2. 試験条件</p> <p>2.1 評価項目</p> <p>エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。</p> <p>2.2 熱劣化期間算出</p> <p>エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。</p> $\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$ $\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$ <p>加速熱劣化の条件はエポキシ樹脂とOリングを包絡した□℃-□日で設定する。</p> <p>表1 各パラメータ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">記号</th> <th rowspan="2">単位</th> <th colspan="2">数値</th> </tr> <tr> <th>エポキシ樹脂</th> <th>Oリング</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>加速倍率</td><td>a</td><td>倍</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>気体定数</td><td>R</td><td>kcal/mol・K</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>実機温度</td><td>T_{real}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>試験温度</td><td>T_{exam}</td><td>℃</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>部材の活性化エネルギー*</td><td>E</td><td>kcal/mol</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>評価年数</td><td>Z</td><td>years</td><td></td><td></td></tr> <tr><td>熱劣化期間</td><td>T_{acc}</td><td>Days</td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>※メーカ値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出</p> <p style="text-align: center;">□ 特記の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	項目	記号	単位	数値		エポキシ樹脂	Oリング	加速倍率	a	倍			気体定数	R	kcal/mol・K			実機温度	T _{real}	℃			試験温度	T _{exam}	℃			部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol			評価年数	Z	years			熱劣化期間	T _{acc}	Days			<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p>
項目				記号	単位	数値																																																																																																																											
	エポキシ樹脂	Oリング																																																																																																																															
加速倍率	a	倍																																																																																																																															
気体定数	R	kcal/mol・K																																																																																																																															
実機温度	T _{real}	℃																																																																																																																															
試験温度	T _{exam}	℃																																																																																																																															
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol																																																																																																																															
評価年数	Z	years																																																																																																																															
熱劣化期間	T _{acc}	Days																																																																																																																															
項目	記号	単位	数値																																																																																																																														
			エポキシ樹脂	Oリング																																																																																																																													
加速倍率	a	倍																																																																																																																															
気体定数	R	kcal/mol・K																																																																																																																															
実機温度	T _{real}	℃																																																																																																																															
試験温度	T _{exam}	℃																																																																																																																															
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol																																																																																																																															
評価年数	Z	years																																																																																																																															
熱劣化期間	T _{acc}	Days																																																																																																																															
項目	記号	単位	数値																																																																																																																														
			エポキシ樹脂	Oリング																																																																																																																													
加速倍率	a	倍																																																																																																																															
気体定数	R	kcal/mol・K																																																																																																																															
実機温度	T _{real}	℃																																																																																																																															
試験温度	T _{exam}	℃																																																																																																																															
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol																																																																																																																															
評価年数	Z	years																																																																																																																															
熱劣化期間	T _{acc}	Days																																																																																																																															

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>2.3 長期健全性評価</p> <p>長期健全性試験条件を表2に示す。</p> <p>表2 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="73 239 730 614"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$</td> <td>試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（約 $\square^{\circ}\text{C}$）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$、Oリング：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)</td> <td>大飯発電所3、4号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$</td> <td>大飯発電所3、4号炉の設計想定事故時の最高温度（約144℃）、最高圧力（約0.39MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 出典：電力共同委託「モジュラ型電気ベネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」</p>	試験条件*	説明	加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（約 $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。	放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	大飯発電所3、4号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。	事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	大飯発電所3、4号炉の設計想定事故時の最高温度（約144℃）、最高圧力（約0.39MPa）を包絡している。	<p>2.3 長期健全性評価</p> <p>長期健全性試験条件を表2に示す。</p> <p>表2 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="730 239 1386 614"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$</td> <td>試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（$\square^{\circ}\text{C}$）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$、Oリング：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)</td> <td>伊方3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$</td> <td>伊方3号炉の設計想定事故時の最高温度（約120℃）、最高圧力（約0.214MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 電力共同委託「モジュラ型電気ベネトレーションの長期健全性評価（平成21年2月）」</p>	試験条件*	説明	加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。	放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	伊方3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。	事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	伊方3号炉の設計想定事故時の最高温度（約120℃）、最高圧力（約0.214MPa）を包絡している。	<p>2.3 長期健全性評価</p> <p>長期健全性試験条件を表2に示す。</p> <p>表2 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1386 239 2042 614"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$</td> <td>試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（$\square^{\circ}\text{C}$）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$、Oリング：$\square^{\circ}\text{C}$-$\square^{\text{日}}$）を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)</td> <td>泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。</td> </tr> <tr> <td>事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$</td> <td>泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124℃）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 出典：電力共同委託「モジュラ型電気ベネトレーションの長期健全性評価（H21年2月）」</p>	試験条件*	説明	加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。	放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。	事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124℃）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。	
試験条件*	説明																										
加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（約 $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。																										
放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	大飯発電所3、4号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。																										
事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	大飯発電所3、4号炉の設計想定事故時の最高温度（約144℃）、最高圧力（約0.39MPa）を包絡している。																										
試験条件*	説明																										
加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。																										
放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	伊方3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。																										
事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	伊方3号炉の設計想定事故時の最高温度（約120℃）、最高圧力（約0.214MPa）を包絡している。																										
試験条件*	説明																										
加速熟劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度（ $\square^{\circ}\text{C}$ ）で60年間の運転に相当する条件（ポッティング材： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ 、Oリング： $\square^{\circ}\text{C}$ - $\square^{\text{日}}$ ）を包絡している。																										
放射線照射 \square^{Gy} (平常時) \square^{Gy} (事故時)	泊発電所3号炉の60年間の運転に予想される集積線量、設計想定事故時線量を包絡している。																										
事故時 雰囲気暴露 温度 Max $\square^{\circ}\text{C}$ 圧力 Max \square^{MPa} 時間 $\square^{\text{日}}$	泊発電所3号炉の設計想定事故時の最高温度（約124℃）、最高圧力（約0.241MPa）を包絡している。																										
<p>3. 試験結果</p> <p>表2の試験条件を负荷した後の漏えい試験では、漏えい量は $\square^{\text{cm}^3/\text{sec}}$ であった。一方、大飯発電所3、4号炉の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B種試験）における電線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は $\square^{\text{cm}^3/\text{sec}}$ であり、漏えい量は十分小さい値となっている。</p> <p>このことから、モジュラー型電線貫通部は60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。</p> <p style="text-align: center;">本資料のうち、特開の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>3. 試験結果</p> <p>表2の試験条件を负荷した後の漏えい試験では、漏えい量は $\square^{\text{cc}/\text{sec}}$ であった。一方、伊方3号炉の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B種試験）における電線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は $\square^{\text{cc}/\text{sec}}$ であり、漏えい量は十分小さい値となっている。</p> <p>このことから、電線貫通部は、60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。</p>	<p>3. 試験結果</p> <p>表2の試験条件を负荷した後の漏えい試験では、漏えい量は $\square^{\text{cc}/\text{sec}}$ であった。一方、泊発電所3号炉の原子炉格納容器局部漏えい率検査（B種試験）における電線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は $\square^{\text{cc}/\text{sec}}$ であり、漏えい量は十分小さい値となっている。</p> <p>このことから、モジュラー型電線貫通部は、60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。</p> <p style="text-align: center;">特開の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p>																								

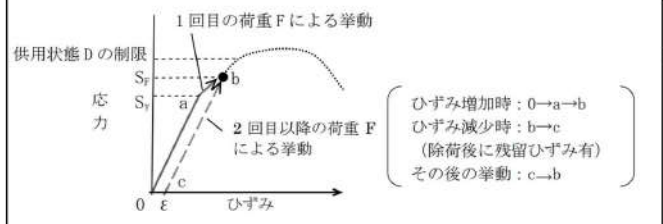
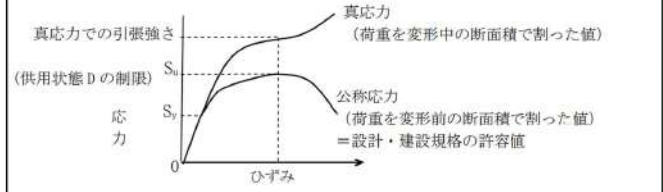
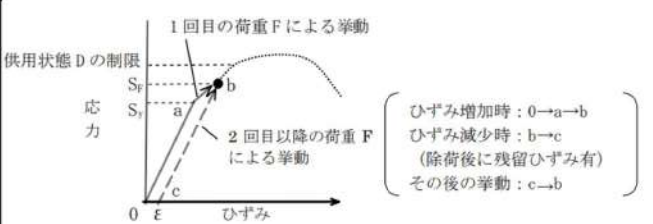
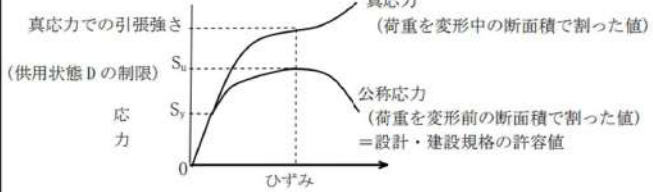
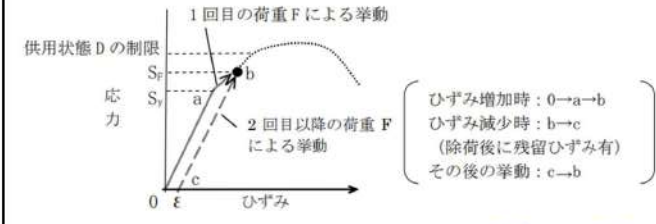
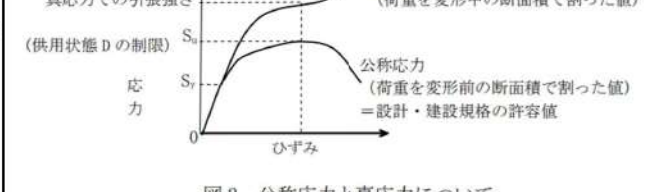
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">参考資料-2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃、2Pd）負荷時に部材が弾性域または塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が Sy を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が Sy 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（第1図、0→a→0）。Sy を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（第1図、0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（第1図、c→b）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（第2図）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震（許容応力状態 IV_s）の一次応力の許容応力は、運転状態 D の許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701、(1997)</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力（200℃、2Pd）負荷時に部材が弾性域または塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が Sy を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が Sy 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図1、0→a→0）。Sy を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図1、0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1、c→b）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震（許容応力状態 IV_s）の一次応力の許容応力は、供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701、(1997)</p>	<p style="text-align: right;">参考資料-2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針 評価対象の各部位に対し、限界温度・圧力（200℃、2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果 残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。 限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が Sy を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が Sy 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図1、0→a→0）。Sy を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図1、0→a→b→c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、限界温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1、c→b）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。 なお、材料にあらかじめひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震（許容応力状態 IV_s）の一次応力の許容応力は、運転状態 D の許容応力の制限内で同等であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701、(1997)</p>	<p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p>

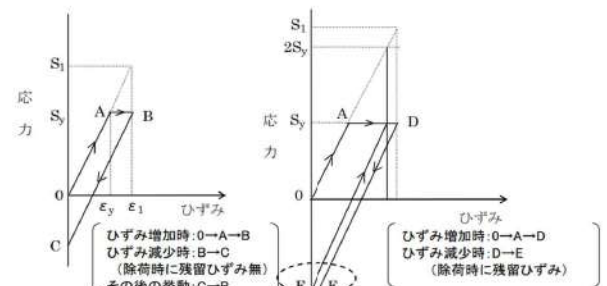
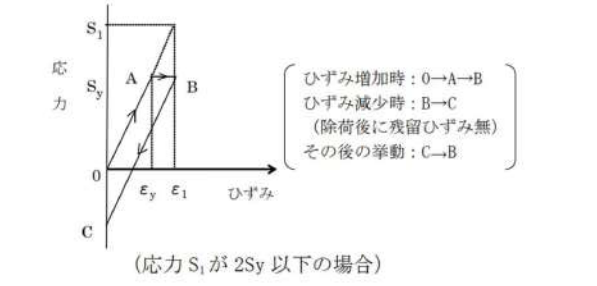
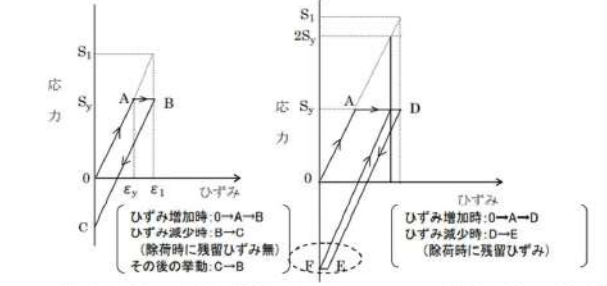
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>  <p>第2図 公称応力と真応力について</p>	 <p>図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>  <p>図2 公称応力と真応力について</p>	 <p>図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>  <p>図2 公称応力と真応力について</p>	<p>相違理由</p> <p>【伊方】記載充実 ・大飯実績を反映した。</p>
<p>次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが(第3図(解説 PVB-3112)、0→A→B)、$2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(第3図(解説 PVB-3112)、B→C)。また、その後の挙動は第3図のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>一次+二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(第3図(応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態 IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p>	<p>次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが(図3(解説 PVB-3112)、0→A→B)、$2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説 PVB-3112)、B→C)。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>地震(許容応力状態 IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p>	<p>次に、限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが(図3(解説 PVB-3112)、0→A→B)、$2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説 PVB-3112)、B→C)。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは限界温度・圧力負荷前と同じである。</p> <p>一次+二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(図3(応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態 IV_s)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。</p> <p>なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次+二次応力)</p> <p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合) (応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合)</p>	 <p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次+二次応力)</p> <p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合)</p>	 <p>図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)</p> <p>(応力 S_1 が $2S_y$ 以下の場合) (応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合)</p>	<p>相違理由</p>
<p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、2~10章における評価手法を基に、一次応力が供用状態Dの制限内かまたは一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。原子炉格納容器本体についてはひずみによる評価を行っているため、ひずみによる判断を行う。</p> <p>原子炉格納容器本体については、ひずみ評価によりテンドン及び鉄筋は弾性域にある。また内圧によりテンドン等が若干伸張することにより、コンクリート躯体にひび割れは生じるが、コンクリートに引張によるひび割れが生じていても、耐力低下がない[2]ことから、耐震性への影響はない。</p> <p>スリーブは、評価温度・圧力負荷時の一次応力が S_y 以下であることを確認した。ただし、高温時の構造健全性を確認するために実施した一次+二次応力が $2S_y$ (452MPa) を超えると評価されるため除荷後に残留ひずみが生じるが、その残留ひずみは小さく3%程度である。</p> <p>閉止フランジ、閉止版、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。</p> <p>エアロック（隔壁部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>機器搬入口（胴取付部）及びエアロック（胴取付部）については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。端版及び貫通配管については、一次+二次応力が S_y 以下であり、残留ひずみは生じない。</p> <p>以上より、評価温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。</p>	<p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、2~13章における評価手法を基に、一次応力が供用状態Dの制限内かまたは一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。</p> <p>原子炉格納容器本体（半球部）、エアロック（隔壁部）及びスリーブ（スリーブ取付部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>なお、スリーブ取付部は、評価温度・圧力負荷時の一次+二次応力は $2S_y$ 以下であり、上述の一次応力による残留ひずみのみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>閉止板、閉止フランジ、短管、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。</p> <p>機器搬入口（フランジ部）、貫通配管及び端版については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。</p> <p>以上より、一次応力は供用状態Dの制限内であり、一次+二次応力は $2S_y$ 以下であることを確認した。</p>	<p>除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、2~12章における評価手法を基に、一次応力が S_y 以下か又は一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。</p> <p>原子炉格納容器本体（半球部）、エアロック（隔壁部）及びスリーブ（スリーブ取付部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>なお、スリーブ取付部は、限界温度・圧力負荷時の一次+二次応力は $2S_y$ (452MPa) 以下であり、上述の一次応力による残留ひずみのみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。</p> <p>閉止板、閉止フランジ、短管、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。</p> <p>機器搬入口（フランジ部）、端版については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。貫通配管については、一次+二次応力が $2S_y$ を超えるため残留ひずみが生じると判断されるが、十分小さな残留ひずみであり、耐震性への影響はない。</p> <p>以上より、限界温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。</p>	<p>【大阪、女川】 設備の相違 ・耐震性への影響はないことを確認している点で同等である。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																				
<p>したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<p>したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<p>したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。</p>	<p>【大飯】 資料名の相違 ・当該文献の参照なし。</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																				
<p>[2]梅木他、ひびわれを有するRC平板の軸力・せん断力組合せ応力下のせん断挙動（その1～その3）、日本建築学会大会学術講演梗概集、1999年9月</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																							
<p>第1表 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>評価点</th> <th>応力分類</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>残留ひずみ有無</th> <th>備考(関連頁)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体^{※2}</td> <td>胴部(テンドン)</td> <td>一次</td> <td>6.0×10⁻³(歪)</td> <td>7.8×10⁻³(歪)</td> <td></td> <td>2-6</td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>232 MPa(発生応力)</td> <td>452 MPa(2Sy)</td> <td></td> <td>3-7</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">エアロック</td> <td>取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>222 MPa(発生応力)</td> <td>452 MPa(2Sy)</td> <td></td> <td rowspan="2">4-4</td> </tr> <tr> <td>隔壁部</td> <td>一次</td> <td>0.78 MPa(2Pd)</td> <td>0.63 MPa(Syでの許容圧力)</td> <td>有(1%未満)</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左(貫通部付近)</td> <td>一次+二次</td> <td>137 MPa^{※3}(発生応力)</td> <td>257 MPa^{※3}(Sa^{※4})</td> <td></td> <td>5-6</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スリーブ</td> <td>アンカガセット</td> <td>一次</td> <td>129 MPa^{※3}(発生応力)</td> <td>226 MPa^{※3}(Sy)</td> <td></td> <td rowspan="2">6-23</td> </tr> <tr> <td>ノズルスリーブ</td> <td>一次+二次</td> <td>1010 MPa^{※3}(発生応力)</td> <td>452 MPa^{※3}(2Sy)</td> <td>有(3%程度)</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>72 MPa^{※3}(発生応力)</td> <td>396 MPa^{※3}(3S)</td> <td></td> <td>7-7</td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>0.78 MPa [gauge](2Pd)</td> <td>1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>8-1</td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>17.0 mm(計算上必要な厚さ)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>9-2</td> </tr> <tr> <td>電線貫通部</td> <td>端板</td> <td>一次</td> <td>19mm(計算上必要な厚さ)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>10-6</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>一次</td> <td>0.78 MPa [gauge](2Pd)</td> <td>1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>13-3, 5</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)	原子炉格納容器本体 ^{※2}	胴部(テンドン)	一次	6.0×10 ⁻³ (歪)	7.8×10 ⁻³ (歪)		2-6	機器搬入口	取付部	一次+二次	232 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		3-7	エアロック	取付部	一次+二次	222 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		4-4	隔壁部	一次	0.78 MPa(2Pd)	0.63 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	137 MPa ^{※3} (発生応力)	257 MPa ^{※3} (Sa ^{※4})		5-6	スリーブ	アンカガセット	一次	129 MPa ^{※3} (発生応力)	226 MPa ^{※3} (Sy)		6-23	ノズルスリーブ	一次+二次	1010 MPa ^{※3} (発生応力)	452 MPa ^{※3} (2Sy)	有(3%程度)	端板	配管取付部	一次+二次	72 MPa ^{※3} (発生応力)	396 MPa ^{※3} (3S)		7-7	閉止フランジ	同左	一次	0.78 MPa [gauge](2Pd)	1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)		8-1	閉止板	同左	一次	17.0 mm(計算上必要な厚さ)	mm(実物厚さ)		9-2	電線貫通部	端板	一次	19mm(計算上必要な厚さ)	mm(実物厚さ)		10-6	原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.78 MPa [gauge](2Pd)	1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)		13-3, 5	<p>表1 各部位の評価温度・圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>評価点</th> <th>応力分類</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>残留ひずみ有無</th> <th>備考(関連頁)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体</td> <td>半球部</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>0.50 MPa(Syでの許容圧力)</td> <td>有(1%未満)</td> <td>2-6</td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>フランジ部</td> <td>一次+二次</td> <td>211 MPa(発生応力)</td> <td>398 MPa(2Sy)</td> <td></td> <td>3-7</td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>隔壁部</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>0.44 MPa(Syでの許容圧力)</td> <td>有(1%未満)</td> <td>4-4</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左(貫通部付近)</td> <td>一次+二次</td> <td>302 MPa(発生応力)</td> <td>375 MPa(3Sa^{※3})</td> <td></td> <td>5-6</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スリーブ</td> <td rowspan="2">スリーブ取付部</td> <td>一次</td> <td>256 MPa(発生応力)</td> <td>226 MPa(Sy)</td> <td>有(1%未満)</td> <td rowspan="2">6-23</td> </tr> <tr> <td>一次+二次</td> <td>310 MPa(発生応力)</td> <td>452 MPa(2Sy)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>226 MPa(発生応力)</td> <td>393 MPa(3S^{※3})</td> <td></td> <td>7-7</td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>1.03 MPa(レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>8-1</td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>19.3 mm(S^{※3}での必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>9-2</td> </tr> <tr> <td>伸縮継手</td> <td>同左</td> <td colspan="3">疲労係数は微小(0.01未満)</td> <td></td> <td>10-6</td> </tr> <tr> <td>短管</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>6.4 mm(Syに基づく必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>11-3</td> </tr> <tr> <td>電線貫通部</td> <td>端板</td> <td>一次</td> <td>15.6 mm(S^{※3}での必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>12-7</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>1.03 MPa(レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>13-3, 5</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)	原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.50 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	2-6	機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa(発生応力)	398 MPa(2Sy)		3-7	エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.44 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	4-4	貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	302 MPa(発生応力)	375 MPa(3Sa ^{※3})		5-6	スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa(発生応力)	226 MPa(Sy)	有(1%未満)	6-23	一次+二次	310 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		端板	配管取付部	一次+二次	226 MPa(発生応力)	393 MPa(3S ^{※3})		7-7	閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		8-1	閉止板	同左	一次	19.3 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		9-2	伸縮継手	同左	疲労係数は微小(0.01未満)				10-6	短管	同左	一次	6.4 mm(Syに基づく必要板厚)	mm(実物厚さ)		11-3	電線貫通部	端板	一次	15.6 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		12-7	原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		13-3, 5	<p>表1 各部位の限界温度・圧力負荷時の状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価部位</th> <th>評価点</th> <th>応力分類</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>残留ひずみ有無</th> <th>備考(関連頁)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器本体</td> <td>半球部</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>0.50 MPa(Syでの許容圧力)</td> <td>有(1%未満)</td> <td>1-5</td> </tr> <tr> <td>機器搬入口</td> <td>フランジ部</td> <td>一次+二次</td> <td>211 MPa(発生応力)</td> <td>398 MPa(2Sy)</td> <td></td> <td>2-9</td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>隔壁部</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>0.44 MPa(Syでの許容圧力)</td> <td>有(1%未満)</td> <td>3-5</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左(貫通部付近)</td> <td>一次+二次</td> <td>530 MPa(発生応力)</td> <td>375 MPa(3Sa^{※3})</td> <td>有(1%未満)</td> <td>4-8</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">スリーブ</td> <td rowspan="2">スリーブ取付部</td> <td>一次</td> <td>256 MPa(発生応力)</td> <td>226 MPa(Sy)</td> <td>有(1%未満)</td> <td rowspan="2">5-22</td> </tr> <tr> <td>一次+二次</td> <td>326 MPa(発生応力)</td> <td>452 MPa(2Sy)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>一次+二次</td> <td>207 MPa(発生応力)</td> <td>393 MPa(3S^{※3})</td> <td></td> <td>6-7</td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>1.03 MPa(レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>7-1</td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>19.3 mm(S^{※3}での必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>8-2</td> </tr> <tr> <td>伸縮継手</td> <td>同左</td> <td colspan="3">疲労係数は微小(0.01未満)</td> <td></td> <td>9-6</td> </tr> <tr> <td>短管</td> <td>同左</td> <td>一次</td> <td>6.1 mm(Syに基づく必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>10-3</td> </tr> <tr> <td>電線貫通部</td> <td>端板</td> <td>一次</td> <td>15.6 mm(S^{※3}での必要板厚)</td> <td>mm(実物厚さ)</td> <td></td> <td>11-7</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>一次</td> <td>0.566 MPa(2Pd)</td> <td>1.46 MPa^{※4}(レーティング設計圧)</td> <td></td> <td>12-3, 6</td> </tr> </tbody> </table>	評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)	原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.50 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	1-5	機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa(発生応力)	398 MPa(2Sy)		2-9	エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.44 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	3-5	貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	530 MPa(発生応力)	375 MPa(3Sa ^{※3})	有(1%未満)	4-8	スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa(発生応力)	226 MPa(Sy)	有(1%未満)	5-22	一次+二次	326 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		端板	配管取付部	一次+二次	207 MPa(発生応力)	393 MPa(3S ^{※3})		6-7	閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		7-1	閉止板	同左	一次	19.3 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		8-2	伸縮継手	同左	疲労係数は微小(0.01未満)				9-6	短管	同左	一次	6.1 mm(Syに基づく必要板厚)	mm(実物厚さ)		10-3	電線貫通部	端板	一次	15.6 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		11-7	原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.46 MPa ^{※4} (レーティング設計圧)		12-3, 6
評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器本体 ^{※2}	胴部(テンドン)	一次	6.0×10 ⁻³ (歪)	7.8×10 ⁻³ (歪)		2-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
機器搬入口	取付部	一次+二次	232 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		3-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
エアロック	取付部	一次+二次	222 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)		4-4																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	隔壁部	一次	0.78 MPa(2Pd)	0.63 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)																																																																																																																																																																																																																																																																																		
貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	137 MPa ^{※3} (発生応力)	257 MPa ^{※3} (Sa ^{※4})		5-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
スリーブ	アンカガセット	一次	129 MPa ^{※3} (発生応力)	226 MPa ^{※3} (Sy)		6-23																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	ノズルスリーブ	一次+二次	1010 MPa ^{※3} (発生応力)	452 MPa ^{※3} (2Sy)	有(3%程度)																																																																																																																																																																																																																																																																																		
端板	配管取付部	一次+二次	72 MPa ^{※3} (発生応力)	396 MPa ^{※3} (3S)		7-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止フランジ	同左	一次	0.78 MPa [gauge](2Pd)	1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)		8-1																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止板	同左	一次	17.0 mm(計算上必要な厚さ)	mm(実物厚さ)		9-2																																																																																																																																																																																																																																																																																	
電線貫通部	端板	一次	19mm(計算上必要な厚さ)	mm(実物厚さ)		10-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.78 MPa [gauge](2Pd)	1.03 MPa [gauge](レーティング設計圧)		13-3, 5																																																																																																																																																																																																																																																																																	
評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.50 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	2-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa(発生応力)	398 MPa(2Sy)		3-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.44 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	4-4																																																																																																																																																																																																																																																																																	
貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	302 MPa(発生応力)	375 MPa(3Sa ^{※3})		5-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa(発生応力)	226 MPa(Sy)	有(1%未満)	6-23																																																																																																																																																																																																																																																																																	
		一次+二次	310 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)																																																																																																																																																																																																																																																																																			
端板	配管取付部	一次+二次	226 MPa(発生応力)	393 MPa(3S ^{※3})		7-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		8-1																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止板	同左	一次	19.3 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		9-2																																																																																																																																																																																																																																																																																	
伸縮継手	同左	疲労係数は微小(0.01未満)				10-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
短管	同左	一次	6.4 mm(Syに基づく必要板厚)	mm(実物厚さ)		11-3																																																																																																																																																																																																																																																																																	
電線貫通部	端板	一次	15.6 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		12-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		13-3, 5																																																																																																																																																																																																																																																																																	
評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ有無	備考(関連頁)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.50 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	1-5																																																																																																																																																																																																																																																																																	
機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa(発生応力)	398 MPa(2Sy)		2-9																																																																																																																																																																																																																																																																																	
エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa(2Pd)	0.44 MPa(Syでの許容圧力)	有(1%未満)	3-5																																																																																																																																																																																																																																																																																	
貫通配管	同左(貫通部付近)	一次+二次	530 MPa(発生応力)	375 MPa(3Sa ^{※3})	有(1%未満)	4-8																																																																																																																																																																																																																																																																																	
スリーブ	スリーブ取付部	一次	256 MPa(発生応力)	226 MPa(Sy)	有(1%未満)	5-22																																																																																																																																																																																																																																																																																	
		一次+二次	326 MPa(発生応力)	452 MPa(2Sy)																																																																																																																																																																																																																																																																																			
端板	配管取付部	一次+二次	207 MPa(発生応力)	393 MPa(3S ^{※3})		6-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.03 MPa(レーティング設計圧)		7-1																																																																																																																																																																																																																																																																																	
閉止板	同左	一次	19.3 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		8-2																																																																																																																																																																																																																																																																																	
伸縮継手	同左	疲労係数は微小(0.01未満)				9-6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
短管	同左	一次	6.1 mm(Syに基づく必要板厚)	mm(実物厚さ)		10-3																																																																																																																																																																																																																																																																																	
電線貫通部	端板	一次	15.6 mm(S ^{※3} での必要板厚)	mm(実物厚さ)		11-7																																																																																																																																																																																																																																																																																	
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa(2Pd)	1.46 MPa ^{※4} (レーティング設計圧)		12-3, 6																																																																																																																																																																																																																																																																																	
<p>注1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。 注2 ライナは構造強度を負担しないため省略。 注3 保守的に放熱を考慮せず、温度は内部流体(約300℃)と同一として評価 注4 設計・建設規格 PPC-3530(1)cより、Saは2.5S相当である。設計・建設規格 解説 GNR-2200よりSは5/8Sy相当であること、Saは1.6Sy相当である。</p>	<p>※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。 ※2 設計・建設規格 解説 GNR-2200より Saは2/3Sy相当であり、3Saは2Sy相当である。 ※3 設計・建設規格 解説 GNR-2200より Sは5/8Sy相当であり、3Sは15/8Sy相当である。 ※4 設計・建設規格 解説 GNR-2200より Sは5/8Sy相当である。</p>	<p>※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。 ※2 設計・建設規格 解説 GNR-2200より Smは2/3Sy相当であり、3Smは2Sy相当である。 ※3 設計・建設規格 解説 GNR-2200より Sは5/8Sy相当であり、3Sは15/8Sy相当である。 ※4 レーティング設計による200℃での許容圧力</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																					
<p>本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>		<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>																																																																																																																																																																																																																																																																																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

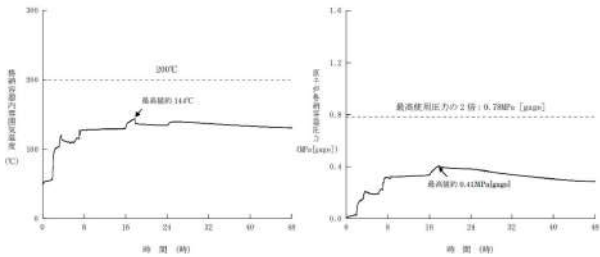
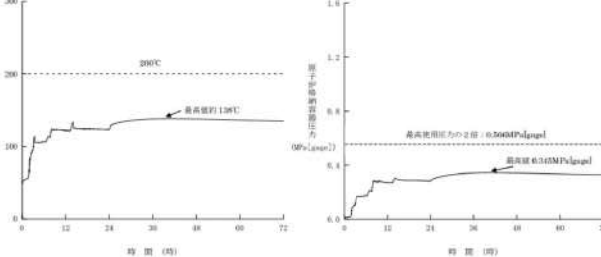
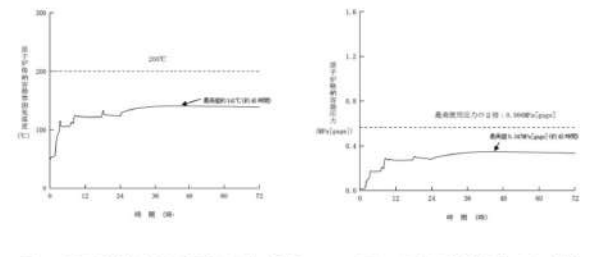
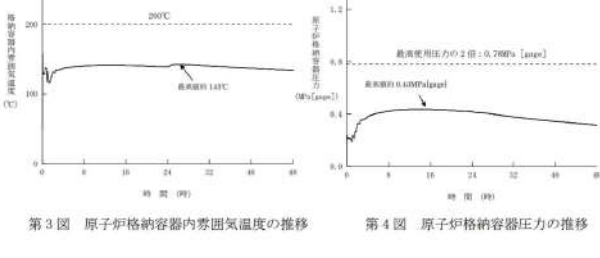
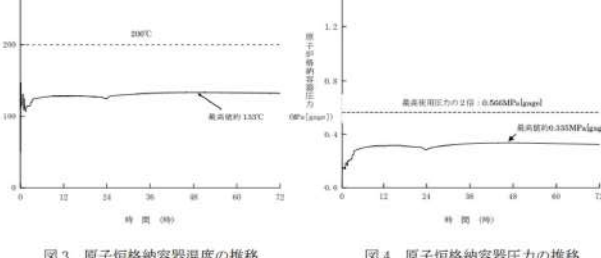
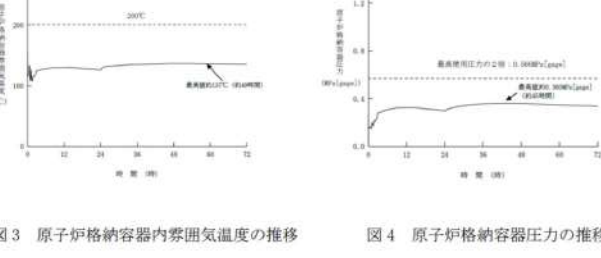
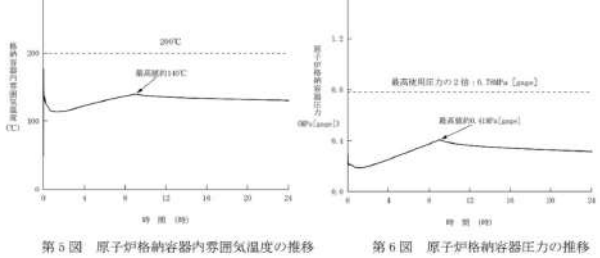
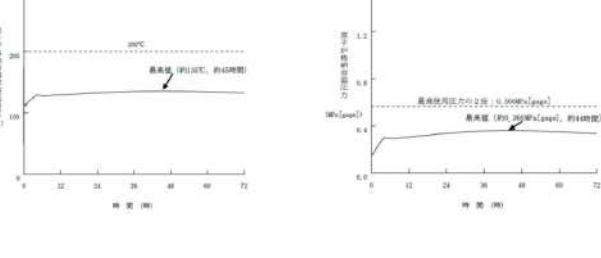
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器型式であるプレストレストコンクリート製格納容器は、鉄筋コンクリート、テンドン（鋼線）、ライナから構成された構造であり、内圧の上昇に対しては主に鉄筋、テンドンが荷重を負担し、ライナで気密性を確保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd 時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している*1。</p> <p>また、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器雰囲気温度及び圧力の最大値（144℃、0.43MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で []%/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※1 平成25年10月1日大飯SA有効性審査会合補足説明資料「50.重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について 別紙 7 原子炉格納容器漏えい率の設定について」</p> <p>本資料のうち、特記の内容は機密事項に属しますので公開できません。</p>	<p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>伊方3号炉の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部を厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd 時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している*。</p> <p>また、伊方3号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器温度及び圧力の最高値（138℃、0.345MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で []%/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※：伊方発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 3.1.1.8 Cs-137の環境への放出放射線量評価について</p>	<p>参考資料-3</p> <p>有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について</p> <p>泊発電所3号炉の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部を厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。</p> <p>200℃、2Pd 時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。</p> <p>したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率（0.1%/day）を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値（0.16%/day）を用いて評価し、問題ないことを確認している*1。</p> <p>また、泊発電所3号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器雰囲気温度及び圧力の最大値（141℃、0.360MPa[gage]）を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で []%/day となり漏えい率に問題ないことを確認した。</p> <p>※1：令和5年5月25日審査会合「泊発電所3号炉 設置許可基準規則等への適合状況について（重大事故等対処設備）2.16 原子炉制御室【59条】2-24 原子炉格納容器漏えい率の設定について」</p> <p>特記の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・原子炉格納容器型式の相違による。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 設備の相違 ・有効性評価における温度・圧力の最大値の相違による。</p> <p>【大飯、伊方】 資料名の相違</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○格納容器過温破損シナリオ</p>  <p>第1図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第2図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過温破損シーケンス</p>  <p>図1 原子炉格納容器温度の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過温破損シナリオ</p>  <p>図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【伊方】 記載表現の相違 ・大飯実績を反映 した。</p>
<p>○格納容器過圧破損シナリオ</p>  <p>第3図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第4図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過圧破損シーケンス</p>  <p>図3 原子炉格納容器温度の推移</p> <p>図4 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>○格納容器過圧破損シナリオ</p>  <p>図3 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図4 原子炉格納容器圧力の推移</p>	
<p>○格納容器除熱機能喪失シナリオ</p>  <p>第5図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>第6図 原子炉格納容器圧力の推移</p>		<p>○格納容器除熱機能喪失シナリオ</p>  <p>図5 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移</p> <p>図6 原子炉格納容器圧力の推移</p>	

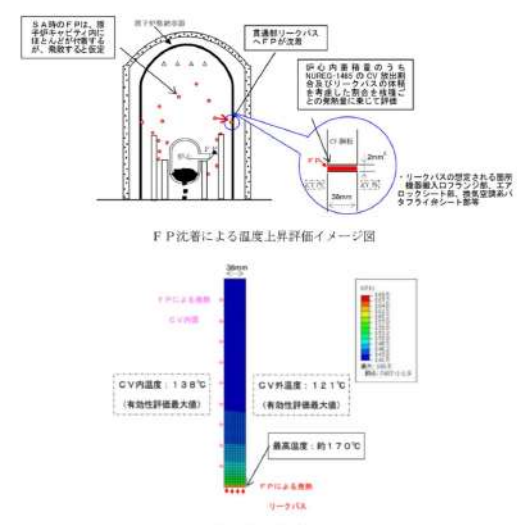
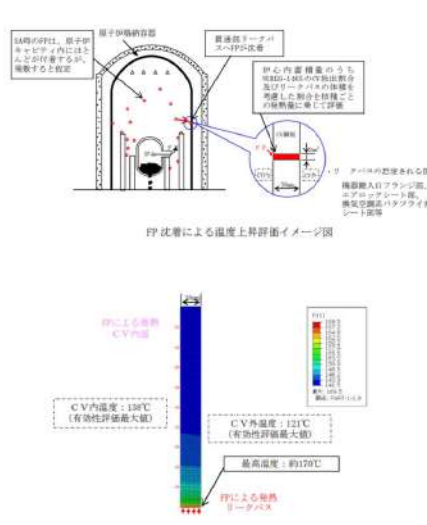
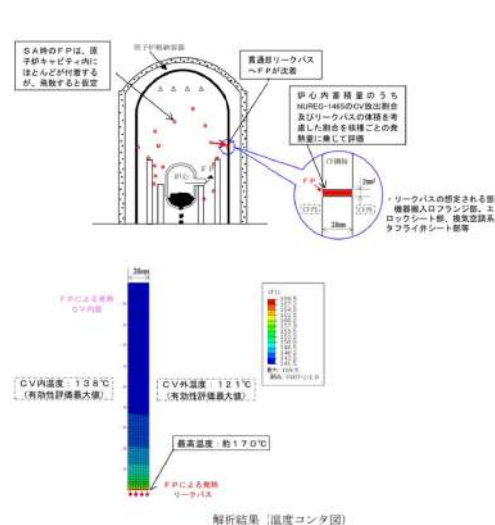
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考資料-4</p>	<p>参考資料-4</p>	<p>参考資料-4</p>	
<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p>	<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p>	<p>原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について</p>	
<p>代表プラントにおける炉心溶融時の貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見について確認する。</p>	<p>代表プラントにおける炉心溶融時の各貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見について確認する。</p>	<p>代表プラントにおける炉心溶融時の各貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見を確認する。</p>	
<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	<p>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	
<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p>	<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p>	<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。</p>	
<p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器評価温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	<p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器評価温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器評価温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	<p>評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。</p>	<p>【大飯、伊方】 記載表現の相違 ・女川実績を反映し、限界温度・限界圧力に記載を統一した。</p>
<p>※：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p>	<p>注：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p>	<p>※：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。</p>	
<p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	<p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	<p>リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p>	
<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	<p>○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価</p>	
<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	<p>炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合*の温度上昇について、下記条件にて評価した。</p>	
<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p>	<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p>	<p>a. 過温破損シーケンスを想定する。</p>	
<p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p>	<p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p>	<p>b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。</p>	
<p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約2mm²のリークパスと仮定。</p>	<p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果を基に約2mm²のリークパスと仮定。</p>	<p>c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果を基に約2mm²のリークパスと仮定。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p>	<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p>	<p>d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFPが満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）</p> <p>e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。 ※本評価においては、CV内に放出された希ガス以外（希ガスは沈着しない）のFPがCV内壁、貫通部、構造物に均一に付着すると仮定し、これからの発熱も考慮している。</p> <p>f. FPの発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。 よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高いCsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP質量の保守性を考慮し算出する。</p>	<p>【大飯、伊方】記載充実</p>
<p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破壊シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器評価温度（200℃）を下回り原子炉格納容器評価温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>	<p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破壊シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器評価温度（200℃）を下回り原子炉格納容器評価温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>	<p>上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破壊シーケンスの最大値である約138℃となる時、FPによる温度上昇は、約32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約170℃となり原子炉格納容器限界温度（200℃）を下回り原子炉格納容器限界温度・圧力に影響のないことを確認した。</p>	<p>【伊方】記載表現の相違</p>
 <p>F P沈着による温度上昇評価イメージ図</p> <p>解析結果（温度コンタ図）</p>	 <p>F P沈着による温度上昇評価イメージ図</p> <p>解析結果（温度コンタ図）</p>	 <p>F P沈着による温度上昇評価イメージ図</p> <p>解析結果（温度コンタ図）</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したものもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の熔融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	<p>2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したものもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の熔融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	<p>2. 泊発電所3号炉への適用について</p> <p>上記評価は代表プラントの原子炉格納容器限界温度に対するFP発熱の影響を説明しているが、原子炉格納容器内温度を除き、泊発電所3号炉と評価条件が同等又は泊発電所3号炉の評価条件の方が厳しくない条件となる。また、原子炉格納容器内温度は泊発電所3号炉の温度が3℃程度高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではないため、代表プラントにおける評価が適用できるものと考えられる。下表に代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較を示す。</p> <div data-bbox="1406 491 2016 917" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">表 代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>代表プラント</th> <th>泊発電所3号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>想定リークパス面積</td> <td>約2 mm²</td> <td>約1.3 mm²</td> <td>代表プラントよりも熱源が小さくなる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度</td> <td>138℃</td> <td>141℃</td> <td>代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器外温度</td> <td>121℃</td> <td>124℃</td> <td>代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。</td> </tr> <tr> <td>事故直後のFP発熱量</td> <td>4×10⁴kW</td> <td>4×10⁴kW</td> <td>代表プラントと同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器厚さ</td> <td>38 mm</td> <td>44.5 mm</td> <td>代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p>3. 炉心損傷時の原子炉格納容器内FPの挙動に対する知見</p> <p>炉心熔融時の原子炉格納容器内のFPの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。</p> <p>各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内のFPの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したものもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。</p> <p>知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の熔融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。</p>	評価条件	代表プラント	泊発電所3号炉	備考	想定リークパス面積	約2 mm ²	約1.3 mm ²	代表プラントよりも熱源が小さくなる。	原子炉格納容器内温度	138℃	141℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。	原子炉格納容器外温度	121℃	124℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。	事故直後のFP発熱量	4×10 ⁴ kW	4×10 ⁴ kW	代表プラントと同じ。	原子炉格納容器厚さ	38 mm	44.5 mm	代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。	<p>【大飯、伊方】 設備の相違 ・表のとおり、評価条件について比較を行い、代表プラントにおける評価が適用できることを確認した。</p>
評価条件	代表プラント	泊発電所3号炉	備考																								
想定リークパス面積	約2 mm ²	約1.3 mm ²	代表プラントよりも熱源が小さくなる。																								
原子炉格納容器内温度	138℃	141℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。																								
原子炉格納容器外温度	121℃	124℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。																								
事故直後のFP発熱量	4×10 ⁴ kW	4×10 ⁴ kW	代表プラントと同じ。																								
原子炉格納容器厚さ	38 mm	44.5 mm	代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分FPが詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FPの詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。																								

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）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>・PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>・配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p>	<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>・PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>・配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p>	<p>・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>・PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>・配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>知見の概要は、以下のとおり。</p>	
<p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状FPやデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内CFD粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p>	<p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状FPやデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内CFD粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の原子炉格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p>	<p>(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）</p> <p>原子炉格納容器内のエアロゾル状FPやデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内CFD粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心熔融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の原子炉格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50μm程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>
<p>(2) PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、格納容器を模擬しているが、格納容器貫通部は模擬されていない。</p>	<p>(2) PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路、蒸気発生器、原子炉格納容器を模擬しているが、原子炉格納容器貫通部は模擬されていない。</p>	<p>(2) PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）</p> <p>シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、原子炉格納容器を模擬しているが、原子炉格納容器貫通部は模擬されていない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>
<p>(3) 配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内のFP挙動および過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要なFP化合物であるCsIおよびCsOHの配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性および配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p>	<p>(3) 配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内のFP挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要なFP化合物であるCsI及びCsOHの配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p>	<p>(3) 配管信頼性実証試験（WIND計画、原研）</p> <p>軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内のFP挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要なFP化合物であるCsI及びCsOHの配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>
<p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>小口径配管（内径約1mm、長さ30cm）を格納容器貫通部リークパスと想定し、FPが通過した場合の捕集試験を実施し、FPにより配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部（漏えい部）へのFPの付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</p>	<p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>小口径配管（内径約1mm、長さ30cm）を格納容器貫通部リークパスと想定し、FPが通過した場合の捕集試験を実施し、FPにより配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部（漏えい部）へのFPの付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</p>	<p>(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）</p> <p>小口径配管（内径約1mm、長さ30cm）を格納容器貫通部リークパスと想定し、FPが通過した場合の捕集試験を実施し、FPにより配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部（漏えい部）へのFPの付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、CV内温度は最大となる時点の温度にて評価 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合をもとに、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、CV内温度は最高となる41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。CV内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。）※リークパスの算出方法について 	<p style="text-align: right;">参考1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定した。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合を基に、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、原子炉格納容器内温度は最高となる約41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。原子炉格納容器内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。） 	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>○FP 沈着による温度評価における保守性について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・リークパスを1箇所と仮定。 原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては1箇所に集中してFPが捕集されたと仮定している。 ・リークパスに捕集されるFPの量をリークパスにFPが満たされた状態を仮定。 FPの捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）の結果よりFPが配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスにFPが満たされた状態を仮定している。 ・リークパスに捕集されるFPの質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。 発熱の寄与割合が高い核種は、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約4.5g/cm³、CsOHが約3.7g/cm³であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。 ・FPの発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価。 FPの発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においてはNUREG-1465のFPの核種の放出割合を基に、FPの発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約3.1×10⁴kWを4×10⁴kWとし、原子炉格納容器内温度は最高となる約41時間後の138℃を使用し評価した。（2時間後は、約0.6×10⁴kW（約1/6）となる。原子炉格納容器内温度が最大となる約41時間後は、さらに発熱量は低下している。） 	<p>【伊方】 資料名の相違</p> <p>【大飯】 記載適正化</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>○FP 発熱の核種の起因割合について</p> <p>FP の発熱の核種での寄与割合を下記表に整理する。よう素、セシウム の寄与割合が約 80%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 20%であり 熱量への寄与割合は低い。</p> <p style="text-align: center;">核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1" data-bbox="129 453 683 1011"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>よう素</td><td>約30%</td></tr> <tr><td>セシウム類</td><td>約52%</td></tr> <tr><td>テルル類</td><td>約11%</td></tr> <tr><td>ストロンチウム</td><td>約4%</td></tr> <tr><td>バリウム</td><td>約2%</td></tr> <tr><td>ルテニウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>セリウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>ランタン類</td><td>約1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約30%	セシウム類	約52%	テルル類	約11%	ストロンチウム	約4%	バリウム	約2%	ルテニウム類	<1%	セリウム類	<1%	ランタン類	約1%	合計	100%		<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>○ FP 発熱の核種の起因割合について</p> <p>FP の発熱の核種での寄与割合を下記表に整理する。よう素、セシウム の寄与割合が約 80%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 20%であり 熱量への寄与割合は低い。</p> <p style="text-align: center;">表 核種グループごとの熱量の寄与割合</p> <table border="1" data-bbox="1415 483 2020 815"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>熱量寄与割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>よう素</td><td>約 30%</td></tr> <tr><td>セシウム類</td><td>約 52%</td></tr> <tr><td>テルル類</td><td>約 11%</td></tr> <tr><td>ストロンチウム</td><td>約 4%</td></tr> <tr><td>バリウム</td><td>約 2%</td></tr> <tr><td>ルテニウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>セリウム類</td><td><1%</td></tr> <tr><td>ランタン類</td><td>約 1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	核種グループ	熱量寄与割合	よう素	約 30%	セシウム類	約 52%	テルル類	約 11%	ストロンチウム	約 4%	バリウム	約 2%	ルテニウム類	<1%	セリウム類	<1%	ランタン類	約 1%	合計	100%	
核種グループ	熱量寄与割合																																										
よう素	約30%																																										
セシウム類	約52%																																										
テルル類	約11%																																										
ストロンチウム	約4%																																										
バリウム	約2%																																										
ルテニウム類	<1%																																										
セリウム類	<1%																																										
ランタン類	約1%																																										
合計	100%																																										
核種グループ	熱量寄与割合																																										
よう素	約 30%																																										
セシウム類	約 52%																																										
テルル類	約 11%																																										
ストロンチウム	約 4%																																										
バリウム	約 2%																																										
ルテニウム類	<1%																																										
セリウム類	<1%																																										
ランタン類	約 1%																																										
合計	100%																																										

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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出された約2mm²のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）」及び「流体力学 実教出版株式会社第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、<i>m</i>:質量流量 <i>P</i>₀:1次側圧力 <i>γ</i>:比熱比 <i>R</i>:ガス定数</p> <p style="text-align: right;"><i>Ae</i>:漏えい等価面積 <i>P</i>_b:2次側圧力 <i>T</i>₀:1次側温度</p> <p>上記式中の1次系及び2次系のパラメータは、それぞれ格納容器内外の値を使用。 格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、格納容器外の圧力は大気圧として評価。 質量流量（m）は格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。</p>		<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p>○原子炉格納容器の漏えい率試験結果を基に算出された約2mm²のリークパスの算出方法について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）」及び「流体力学 実教出版株式会社第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。</p> $Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}}}$ <p>ここで、 <i>m</i> : 質量流量 (kg/s) <i>P</i>₀ : 1次側圧力 (Pa) <i>γ</i> : 比熱比 (-) <i>R</i> : ガス定数 (J/(kg・K))</p> <p style="text-align: right;"><i>A</i>₀ : 漏えい率等価面積 (m²) <i>P</i>_b : 2次側圧力 (Pa) <i>T</i>₀ : 1次側温度 (K)</p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。 原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。 質量流量（m）は原子炉格納容器内雰囲気ガスの密度×体積×漏えい率より算出。</p>	<p>【大阪】 記載充実</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</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2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																				
<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価している。</p> <p style="text-align: center;">NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <caption>Table 3.13 PWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 2 mm² と鋼板厚さ 38mm より 0.076cm³ であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI*（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 0.34g となる。</p> <p>またこの量は、原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 1.1×10⁻⁴% が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p> <p>※：原子炉格納容器内へ放出される FP の支配的なものとしては、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FP の密度は、CsI が約 4.5g/cm³、CsOH が約 3.7g/cm³ であることから保守的に CsI の密度を用いて FP の質量を求める。</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0		<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p>○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について</p> <p>今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価している。</p> <p style="text-align: center;">表 NUREG-1465の原子炉格納容器内放出割合</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <caption>Table 3.13 PWR Releases Into Containment*</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release***</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Duration (Hours)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>2.0</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>Noble Gases**</td><td>0.05</td><td>0.95</td><td>0</td><td>0</td></tr> <tr><td>Halogens</td><td>0.05</td><td>0.35</td><td>0.25</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Alkali Metals</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.35</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>Tellurium group</td><td>0</td><td>0.05</td><td>0.25</td><td>0.005</td></tr> <tr><td>Barium, Strontium</td><td>0</td><td>0.02</td><td>0.1</td><td>0</td></tr> <tr><td>Noble Metals</td><td>0</td><td>0.0025</td><td>0.0025</td><td>0</td></tr> <tr><td>Cerium group</td><td>0</td><td>0.0005</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> <tr><td>Lanthanides</td><td>0</td><td>0.0002</td><td>0.005</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p>* Values shown are fractions of core inventory. ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.</p> <p>リークパスの体積は、リークパス面積 2 mm² と鋼板厚さ 38mm より 0.076cm³ であるため、原子炉格納容器内に放出された FP のうち支配的な CsI*（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まる FP の量は約 0.34g となる。</p> <p>またこの量は、原子炉格納容器内に放出された FP のうち約 1.1×10⁻⁴% が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。</p> <p>※：原子炉格納容器内へ放出される FP の支配的なものとしては、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FP の密度は、CsI が約 4.5g/cm³、CsOH が約 3.7g/cm³ であることから保守的に CsI の密度を用いて FP の質量を求める。</p>		Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0	Noble Gases**	0.05	0.95	0	0	Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1	Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1	Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005	Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0	Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0	Cerium group	0	0.0005	0.005	0	Lanthanides	0	0.0002	0.005	0	
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																			
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																			
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																			
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																			
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																			
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																			
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																			
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																			
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																			
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																			
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																			
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0																																																																																																			
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0																																																																																																			
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1																																																																																																			
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1																																																																																																			
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005																																																																																																			
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0																																																																																																			
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0																																																																																																			
Cerium group	0	0.0005	0.005	0																																																																																																			
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0																																																																																																			

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文文の資料の他箇所に記載
 △：他本文の資料などに記載

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
(添付資料)	(補足説明資料)	○	×(○)			
	参考資料					
補足1 原子炉格納容器貫通部リスト		×	×	泊3号炉では、先行PWR試験に竣工前の審査において原子炉格納容器貫通部リストに相当する資料を提出するため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足2 各部位の閉じ込め機能の補強について		(○)	×	泊3号炉では、本文q34「第4表評価結果まとめ」において各評価対象部位の評価値と判定値を記載しているため、各部位の閉じ込め機能の補強については、評価値と判定値を比較することで確認できる。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足3 原子炉格納容器本体の解析評価範囲について		(○)	×	泊3号炉では、補足説明資料p1-3図1-1に原子炉格納容器本体の有重要部位によるモデル部位と竣工前評価点について記載している。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足4 フランジ部の永久変形について		×	×	泊3号炉では、先行PWR試験に機器搬入口、エアロックのフランジ部の詳細解析等の結果を竣工前の審査において説明する方針であるため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足5 ドライウェル主フランジ等の開口量評価の妥当性について		(○)	×	泊3号炉では、補足説明資料p2-4-2図3-7において機器搬入口とエアロックの開口量評価を記載している。また、ドライウェル主フランジに該当する設備はない。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足6 経年劣化を考慮したシール機能について	1.原子炉格納容器 評価温度・圧力に対する経年劣化の影響	○	×(○)			補足説明資料の理由から、大船3/4号炉-伊方3号炉-泊3号炉の3連比較表を作成する。
補足7 改良EPDM シール材の試験について		×	×	泊3号炉では、改良EPDMシール材を使用していないため、本シール材の試験に関する当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足8 200℃、2Pa の適用可能時間を過ぎてから用いる耐熱温度・圧力について		×	×	泊3号炉では、下記の理由より200℃・2Paの適用可能時間を過ぎてから用いる耐熱温度・圧力について設定していないため、BWRプラント固有の条件設定に関する当該資料について、作成不要と判断した。 「女川2号炉で定める7日間（試験期間）以降の圧力・温度条件設定「150℃・IPd（0.427MPa [gage]）」を超えないようプラント状態を維持する」は、改良EPDMシール材の一般特性等を考慮して設定したものである。 泊3号炉では、改良EPDMシール材を使用していないこと、また、有効性評価における原子炉格納容器内部温度の最高値は約140℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.350MPa [gage]であり、有効性評価の範囲内において当該条件を下回ることもから、7日間以降の耐熱温度・圧力を設定していない。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足9 フランジ開口に対するシール材の復元特性について		×	×	泊3号炉では、改良EPDMシール材を使用していないため、本シール材の復元特性に関する当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足10 実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について		×	×	泊3号炉では、改良EPDMシール材を使用していないため、本シール材を用いた小型試験結果の適用に関する当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足11 改良EPDM 製ガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について		×	×	泊3号炉では、改良EPDMシール材を使用していないため、本シール材を用いた開口量評価に関する当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足12 原子炉格納容器の耐震性について		×	×	泊3号炉では、先行PWR試験に原子炉格納容器の耐震性について竣工前の審査にて説明する方針であるため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足13 重大事故等時のサブプレッションチャンバにおける水力学動荷重の影響について		×	×	泊3号炉では、サブプレッションチャンバに該当する設備はないため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足14 原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について		×	×	泊3号炉では、原子炉格納容器フィルタベントを今後設置する予定であり、事故発生から原子炉格納容器ベントを実施するまでの対応については特重要事項にて説明する方針であるため、作成不要と判断した。 なお、2.18緊急時対策等【518】添付資料14「緊急時対策等グループ会議議決事項について」において、原子炉格納容器加圧破損事象に対するグループ会議の検知・判断について記載している。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足15 移動式炉心内計装系機集の構造について		×	×	泊3号炉では、移動式炉心内計装系機集に該当する設備はないため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足16 貫通部品の代表性について		(○)	×	泊3号炉では、補足説明資料p4-13表p4-1「貫通部品の評価部位の代表性について」に貫通部品の代表性について記載している。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足17 2倍勾配法について		×	×	泊3号炉では、補足説明資料p1-7表p1-2に「原子炉格納容器の有重要部位による応力評価」を示しており、塑性降伏の判定法として2倍勾配法を用いていないため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他本文の資料などに記載

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
補足18 蒸気発生器シール材について		(○)	×	泊3号炉では、補足説明資料p7-3に蒸気発生器シール材（ガスケット）の耐放射性及び耐熱性評価を記載している。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足19 原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて	3. 有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について	○	×→○		補足説明資料同様の理由から、大飯3/4号炉-伊方3号炉-泊3号炉の3連比較表を作成する。	
補足20 移動式炉心内封鎖系電磁弁への改良シール材の適用について		×	×	泊3号炉では、移動式炉心内封鎖系電磁弁に該当する設備はないため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足21 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について		×	×	泊3号炉では、改良EPDM製シール材を使用していないため、本シール材を対象とした影響確認に関する当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足22 原子炉格納容器の評価温度・圧力負荷後の耐震性について	2. 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性	○	×→○		補足説明資料同様の理由から、大飯3/4号炉-伊方3号炉-泊3号炉の3連比較表を作成する。	
補足23 原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について		×	×	泊3号炉では、先行PWR炉時に原子炉格納容器本体の詳細解析について設計上の留意にて説明する方針であるため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足24 実機における逃がし安全弁排出入口のシール部の漏えい評価について		×	×	泊3号炉では、逃がし安全弁排出入口に該当する設備はないため、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足25 原子炉格納容器がワンダリにおけるシール材の変更について		(○)	×	泊3号炉では、エアロック用圧弁のシール材もフッ素ゴムからPBR材に変更することとしており、補足説明資料p3-3のエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材において、変更後のシール材を記載している。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
補足26 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図		×	×	泊3号炉では、改良EPDM製シール材を使用していないため、本シール材の試験基準等を用いて漏えい・破損圧力-温度線図を整理した当該資料について、作成不要と判断した。		左記の理由より、まとめ資料を作成していない。
	4. 原子炉格納容器貫通部にFP が沈着することによる影響について	○	×→○		補足説明資料同様の理由から、大飯3/4号炉-伊方3号炉-泊3号炉の3連比較表を作成することとする。	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE11-9 r.0.0
提出年月日	令和5年5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

令和5年5月
北海道電力株式会社

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。

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（目次比較）

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;">付録3</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 SAFER 第2部 CHASTE 第3部 REDY 第4部 SCAT 第5部 MAAP 第6部 APEX</p> <p>参考資料1 TRACT 参考資料2 JASMINE 参考資料3 LS-DYNA</p>	<p style="text-align: center;">付録3</p> <p style="text-align: center;">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</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 71 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 M-RELAPS コード 第2部 SPARKLE-2 コード 第3部 MAAP コード 第4部 GOTHIC コード 第5部 COCO コード</p>	<p>※付録3 解析コードに関する資料について目次を比較</p> <p>※女川相当の資料を新規作成（比較表「許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について」参照）</p> <p>記載内容の相違 ・BWR と PWR では使用するコードが異なる</p> <p>※MAAP コードの目次比較は比較表「MAAP 目次比較」参照</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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>本有効性評価解析に適用する解析コードとして、SAFER/CHASTE、REDY/SCAT、APEX/SCAT(RIA用)を選定しているが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>泊3号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOを選定しているが、このうちCOCOについては従来国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p>記載表現の相違 設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と女川では重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードが異なる ・泊では設計基準事象の安全解析と兼用する解析コードはCOCOのみである ・女川では格納容器内圧解析にREDYが適用されていることから泊との比較は表2-1で行う。 <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では設計基準事象の安全解析と兼用している解析コードが複数あるため、表が複数掲載している。

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
表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)			
原子炉圧力	<p>従来許認可解析 (BWR5原子炉冷却材喪失：中小破断)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA時注水機能喪失)</p>	<p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表1に対応するものはない。
原子炉水位シミュラード内水位			
燃料被覆管温度			
熱伝達係数			
【以降、表1については省略】			

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2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)		記載内容の相違 ・女川では格納容器応答の評価にREDYを適用するのに対し、泊ではCOCOを適用する(以降省略)。 ・女川ではREDYの兼用の例としてABWRの従来許認可解析と有効性評価を比較しているが、泊では泊固有の安全解析同士で比較できるため原子炉冷却材喪失と全交流動力電源喪失を挙げている(以降省略)。 ・女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するのに対し、泊では別コードにより評価した放出質量及びエネルギーを過渡条件としてCOCOによる格納容器内圧解析を実施することから、COCOの出力パラメータに限定した応答図を記載。 記載方針の相違	
原子炉出力(中性子束)	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止) 	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失) 	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失) 		重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
原子炉圧力					
格納容器プール水温度	原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、原子炉格納容器側パラメータの変化はほとんどない。 				
運転特性図					

商業機密に属するため公開できません。

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/11）		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/10）		
	従来許認可解析 （ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止）	重大事故等対策の有効性評価 （ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失）	従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）
事 象 進 展	原子炉出力(中性子束)：MS1V閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。	原子炉出力(中性子束)：MS1V閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高RPTによる炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクール度の増加により緩やかに上昇する。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク（約0.220MPa[gage]）を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク（約0.241MPa[gage]）が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。
	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水注入による原子炉出力低下とRHRによる除熱により、格納容器圧力／プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及びRPTにより、高出力低流量に至る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度（約124℃）に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。 ※ 全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失	

記載内容の相違
 ・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。
 ・評価手法（解析コード）の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、事象進展には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げて説明している。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、事故時の格納容器応答に関連するパラメータを挙げて事象進展を説明している。

記載方針の相違

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由					
<table border="1" data-bbox="215 280 1032 456"> <tr> <td>原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒</td> <td>原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分</td> </tr> </table>	原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分	<p data-bbox="1128 204 1895 229">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（3/10）</p> <table border="1" data-bbox="1061 264 1912 695"> <tr> <td data-bbox="1061 264 1120 695">事 象 進 展 (続 き)</td> <td data-bbox="1120 264 1500 695"> 破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 <small>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</small> </td> <td data-bbox="1500 264 1912 695"> 事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 <small>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定</small> </td> </tr> </table> <p data-bbox="1079 772 1850 794">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p data-bbox="1061 836 1505 861"> ：商業機密に属するため公開できません。</p>	事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 <small>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</small>	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 <small>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定</small>	<p data-bbox="1975 204 2114 229">記載内容の相違</p> <p data-bbox="1975 239 2114 399">・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。</p> <p data-bbox="1975 408 2114 568">・PWRとBWRで緩和設備が異なるため、表中の発生するイベント名称に相違がある。</p> <p data-bbox="1975 577 2114 1078">・女川ではREDYにより炉内流動から格納容器応答まで一貫解析することから、表中の発生イベントには炉内流動に関連する項目が挙げられているが、泊ではCOCOにより解析評価する格納容器応答に関連する発生イベントを記載している。</p> <p data-bbox="1975 1088 2114 1114">記載方針の相違</p>
原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分						
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 <small>※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達</small>	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 <small>※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定</small>					

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉		相違理由
			表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4/10）		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により変化範囲及び適用範囲が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではEDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、変化範囲及び適用範囲には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器に関連するパラメータを挙げている。 記載方針の相違（以降省略）
			従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	
変化範囲	原子炉出力：初期値～0% 原子炉圧力：初期値～8.08MPa[gage] 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～約20秒	原子炉出力：0%～306% 原子炉圧力：初期値～約8.92MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約0.19MPa[gage] プール水温度：初期値～約113℃ 時間：0秒～約2400秒(40分)	変化範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～約0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒	
適用範囲	原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の1.2倍 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～制限なし	原子炉出力：同左 原子炉圧力：同左 格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：同左	適用範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失		

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 (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により解析条件として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDIYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する解析条件を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する解析条件を挙げている。	
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響		
解	初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。	事故条件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失	有		従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。		外部電源	無	同左		無
析	事故	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。	原子炉格納容器 内自由体積	63,500 m ³ (最小評価)	同左	無		差異はない。
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 MPa [gage]	有		条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内に放出される高温の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
条	炉心条件	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、8×8燃料、MOX燃料の混在炉心又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A型)、MOX燃料の単一炉心、又は9×9(A型)とMOX燃料の混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では原子炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な値を炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	初期温度	97℃	同左	無		差異はない。
	ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無		差異はない。
件	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無		差異はない。
	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無		差異はない。
表2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)						
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響		
解	代替再蒸発ポンプ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	ヒートシンク	設計値 (泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ(事象共通データ) 第6表参照)	同左	無	差異はない。	
	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。		原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不作動	有	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後原子炉格納容器スプレイ設備が作動することはないが、従来許認可解析に対して原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、原子炉格納容器スプレイ設備が作動しなくとも原子炉格納容器内圧力は緩慢に推移する。
析	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不作動	有	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後原子炉格納容器スプレイ設備が作動することはないが、従来許認可解析に対して原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、原子炉格納容器スプレイ設備が作動しなくとも原子炉格納容器内圧力は緩慢に推移する。	
	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MS 1V閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	
条	崩壊熱	一次遅れ特性	4群又は11群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	
	外部電源	健全	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	
件	S R V仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力から開設定値までの差は同じであるため、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	
	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（5/11）						
解 析 条 件	項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象 事象の相違により 解析条件として 挙げる項目の 種類が異なる。 ・評価手法の相違 により、女川では REDY を用いて炉 内流動から格納 容器応答まで一 貫解析するため、 解析条件には格 納容器に加え、炉 内流動に関連す る解析条件を挙 げている。一方、 泊ではCOCO コー ドは炉内流動は 取り扱わないこ とから、格納容器 応答に関連する 解析条件を挙げ ている。（本頁に 対応部分なし）
	R C I C	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上R C I Cの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないためR C I C作動の影響を確認している。	
	高圧E C C S	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧E C C Sの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧E C C S作動の影響を確認している。	
	原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	
R H R	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。		

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）

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																	
<p>【該当する表無し】</p>	<p style="text-align: center;">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7/10）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 20%;">従来許認可解析[※] （原子炉冷却材喪失）</th> <th style="width: 20%;">重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）</th> <th style="width: 10%;">従来許認可 との差異</th> <th style="width: 30%;">差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">解析モデル</td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td style="vertical-align: top;">修正田上の式/修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">有</td> <td style="vertical-align: top;">従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td style="vertical-align: top;">1次元熱伝導方程式</td> <td style="vertical-align: top;">同左</td> <td style="vertical-align: top;">無</td> <td style="vertical-align: top;">差異はない。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p>	項目	従来許認可解析 [※] （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。		ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。	<p>記載方針の相違 ・評価手法の相違により、女川では REDIY の解析モデルについて表中で特段言及していない。一方、泊では COCO コードの熱伝達モデルについて従来許認可解析と重大事故等の有効性評価の相違を説明している。</p>
項目	従来許認可解析 [※] （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響															
解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。														
	ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。														

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 (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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>表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析 (過渡解析)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">物理現象</td> <td>炉心(核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ イードバ ック効果</td> <td>圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。</td> <td>同左</td> <td>有</td> <td>圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。</td> <td rowspan="3">【該当する表無し】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。</td> <td>崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。</td> <td>有</td> <td>崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。</td> <td>原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。</td> <td>有</td> <td>中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。</td> </tr> </tbody> </table>							項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響			物理現象	炉心(核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ イードバ ック効果	圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左	有	圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	【該当する表無し】	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。										
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																				
物理現象	炉心(核) 核分裂出力 出力分布 変化 反応度フ イードバ ック効果	圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	同左	有	圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。	【該当する表無し】																																		
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。																																			
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。																																			
<p>表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>従来許認可解析 (過渡解析)</th> <th>重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)</th> <th>従来許認可との差異</th> <th>差異による影響</th> <th colspan="2"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">物理現象</td> <td>炉心(燃料) 燃料棒内 温度変化</td> <td>原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。</td> <td>同左</td> <td>無</td> <td>従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。</td> <td rowspan="5">記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)</td> <td>同左 熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)</td> <td>無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>(SCATコードによる評価)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>							項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響			物理現象	炉心(燃料) 燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。	燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)	無		沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—	燃料被覆管酸化	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—	燃料被覆管変形	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響																																				
物理現象	炉心(燃料) 燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。																																		
	燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)	無																																				
	沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—																																			
	燃料被覆管酸化	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—																																			
	燃料被覆管変形	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—																																			

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 (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】				
	炉心・熱流動	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無					差異はない。
		気液分離(水位変化)・対向流気液熱非平衡	炉心部の保水水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無					差異はない。
		圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無					圧力損失による影響に差異はない。
三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低炉心流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。						
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響					
	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化	原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有					重大事故等対策の有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。
		冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無					差異はない。
		沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無					差異はない。
圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。						

記載内容の相違
 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。
 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています(後段で掲載)。

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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（10/11）					【該当する表無し】		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。
物理現象	原子炉圧力容器（逃がし安全弁を含む）	項目	従来許認可解析（過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価（原子炉停止機能喪失）	従来許認可との差異	差異による影響	
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	・ECCS系は考慮しない。 ・給水ポンプ子備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮。	・ECCS系を考慮。 ・子備機を含めた給水系を考慮。 ・同左	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ子備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。		
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。		
三次元効果	REDYコードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。			

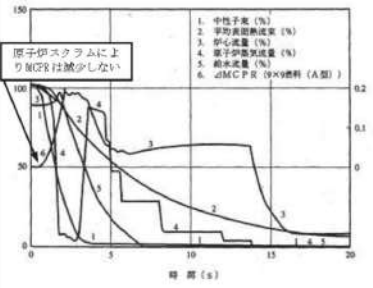
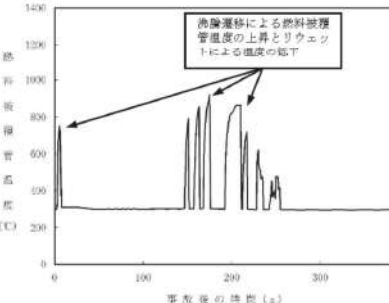
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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 (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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2-1 REEDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (11/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)					記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREEDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている。			
物理現象	原子炉格納容器	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が過剰に上昇すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	物理現象	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)		重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
	格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	1次系からの冷却材放出		蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する(SATAN-V1による評価)。	1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する(M-RELAPSによる評価)。		有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。	
	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	気液界面の熱伝達		破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレーに関しては、スプレー開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、蒸気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレーは作動しないため、格納容器スプレー水と蒸気間気相の気液界面の熱伝達は生じない。		有	従来許認可解析では格納容器スプレーの作動を想定することから、格納容器スプレー水と蒸気間気相の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレーの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。	
	気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動と同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	同左	無	差異はない。		
表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)								
物理現象	原子炉格納容器	スプレー冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレー作動設定値に達すると格納容器スプレーが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレー水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び蒸気温度が低下する。	有	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレーが作動することはない。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレーが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	考慮しない	格納容器内循環ユニットは使用しない。	同左	(COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)	無	差異はない。	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器内循環ユニットは使用しない。	同左	(COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)	無	差異はない。
*泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類13.5.1 原子炉冷却材喪失					*泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類13.5.1 原子炉冷却材喪失								

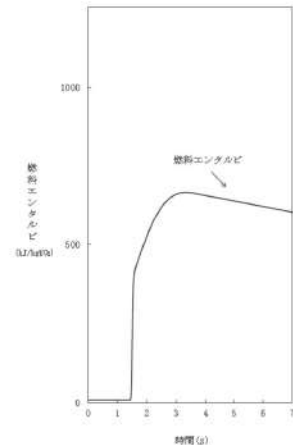
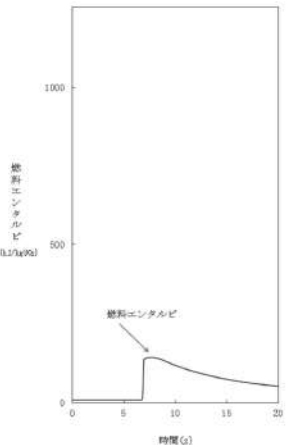
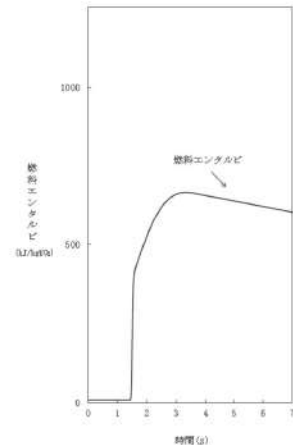
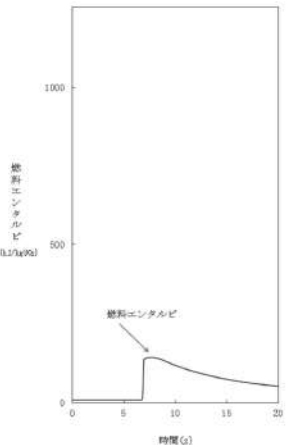
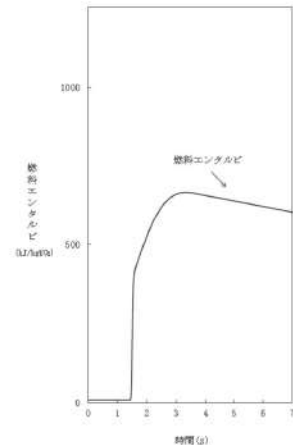
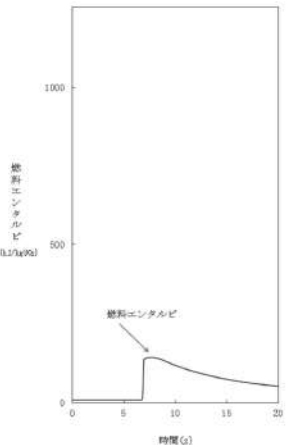
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)</p>		<p>解析コードの相違 ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表2-2に対応するものはない。</p>
<p>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>  <p>最小限界出力比 (MCP R)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)</p> <p>原子炉出力の上昇によりMCP Rは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>	
<p>燃料被覆管温度 沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p>	 <p>燃料被覆管温度</p>	
<p>【以降、表2-2については省略】</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（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

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 APEX/SCAT (RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1019 869"> <thead> <tr> <th data-bbox="168 279 616 343">従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)</th> <th data-bbox="616 279 1019 343">重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="168 343 616 869">  </td> <td data-bbox="616 343 1019 869">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料エンタルピー</p> <p>※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO₂であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～669kJ/kgUO₂）であるため</p> <p>【以降、表3については省略】</p>	従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)				<p>相違理由</p> <p>解析コードの相違</p> <p>・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している COCO のみを兼用している。COCO は女川の表 2-1 に対して比較するため、表3に対応するものはない。</p>
従来許認可解析 (BWR 5 制御棒落下/低温時※)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)					
						

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（第3部 MAAP コード (MAAP 目次比較)）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第5部 MAAP		第3部 MAAP コード		
目次		目次		
1.	はじめに	1.	はじめに	※付録3の MAAP に関する資料のうち、女川の項目に対応する目次について泊と女川を比較 ※3.5 は女川相当となるよう記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照） 記載表現の相違 ・タイトルは異なるが共に解析条件に関して記載 ※別添1は女川相当となるよう新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）
2.	重要現象の特定	2.	重要現象の特定	
2.1	重要事故シーケンスと評価指標	2.1	重要事故シーケンスと評価指標	
2.2	ランクの定義	2.2	ランクの定義	
2.3	物理現象に対するランク付け	2.3	物理現象に対するランク付け	
3.	解析モデルについて	3.	解析モデルについて	
3.1	コード概要	3.1	コード概要	
3.2	重要現象に対する解析モデル	3.2	重要現象に対する解析モデル	
3.3	解析モデルについて	3.3	解析モデルについて	
3.4	ノード分割	3.4	ノード分割	
3.5	入出力	3.5	入出力	
4.	妥当性確認	4.	妥当性確認	
4.1	妥当性確認方法	4.1	妥当性確認方法	
4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	
4.3	妥当性確認（感度解析）	4.3	妥当性確認（感度解析）	
4.4	実機解析への適用性	4.4	実機解析への適用性	
5.	有効性評価への適用性	5.	有効性評価への適用性	
5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	
5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	
6.	参考文献	6.	参考文献	
参考1	MAAP と NUREG-1465 のソースタームについて	参考1	MAAP コードと NUREG-1465 のソースタームの比較について	
別紙1	入力項目リスト	別紙1	解析コードにおける解析条件	
別添1	新知見への対応について	別添1	新知見への対応について	

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（第3部 MAAP コード（MAAP 目次比較））

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	相違理由
別添2	実験知見を踏まえた MAAP コードの有効性評価への適用性について		記載内容の相違 ・BWR 固有の実験知見に関する内容のため記載なし
別添3	審査会合における指摘事項の回答		記載内容の相違 ・PWR では審査会合における指摘事項の回答を整理した資料はない

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（第3部 MAAP コード (MAAP 目次比較)）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
	添付1		添付1	
	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について		高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について	
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	不確かさに関する整理	3.	不確かさに関する整理	※3. は女川相当となるよう記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照）
4.	感度解析と評価	4.	感度解析と評価	
4.1	パラメータ感度解析	4.1	パラメータ感度解析	
5.	まとめ	5.	まとめ	
付録1	Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験	添付 1-1	Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験	
		添付 1-2	1次系圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について	記載内容の相違
付録2	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	添付 1-3	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	※女川の付録2, 3
付録3	溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について	添付 1-4	溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却	相当の資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）

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（第3部 MAAP コード (MAAP 目次比較)）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
添付2		添付2		
溶融炉心と冷却材の相互作用について		溶融炉心と冷却材の相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	これまでの知見の整理	
3.1	FCI 実験の概要	3.1	FCI 実験の概要	※女川の3.1相当となるよう「TROI, SERENA 実験」に関する資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）
3.2	FCI 実験の知見の整理	3.2	FCI 実験の知見の整理	※女川の3.2相当となるよう「FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方」について3.2に追記（比較表「MAAP 追加事項」参照） 「TROI, SERENA 実験」に関する記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照）
4.	不確かさに関する整理	4.	不確かさに関する整理	
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	FARO 実験による MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認	添付2-1	FARO 実験による MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認	※女川の付録1相当である資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）

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（第3部 MAAP コード (MAAP 目次比較)）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
添付3		添付3		
溶融炉心とコンクリートの相互作用について		溶融炉心とコンクリートの相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	知見の整理	
4.	評価モデルと不確かさに関する整理	4.	不確かさに関する整理	記載表現の相違
4.1	MCCI 評価モデル			・泊では4.「不確かさに関する整理」に女川の4.1,
4.2	MCCI 評価における不確かさの整理			4.2 相当の内容を記載
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	ドライ条件での MCCI 実験			記載表現の相違
付録2	注水を伴った MCCI 実験			・泊では3.に女川の付録1～3 相当の内容を記載
付録3	溶融物の水中落下時の細粒化実験と解析モデル			
付録4	溶融物の拡がり実験	添付3-1	溶融炉心の水中での拡がり評価について	
付録5	粒子ベッドの冷却性実験と解析モデル	添付3-2	粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル	※女川の付録5相当である資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP より抜粋】</p> <p>3.5 入出力</p> <p>MAAP コードへの入力情報は、別紙1に示すとおりである。主要な入出力は、図3.5.1に示すとおりであり、入力は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料質量、被覆管質量等 ② 核分裂生成物質量等 ③ 原子炉圧力容器圧力・温度、格納容器圧力・温度等の初期条件 ④ 原子炉圧力容器内の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <p>を与え、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉圧力容器圧力 ② 原子炉圧力容器水位 ③ 格納容器内圧力 ④ 格納容器温度 ⑤ 格納容器内水素濃度 ⑥ 格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <p>なお、上に示した入力情報のうち、核分裂生成物質量については核種生成崩壊計算コードにより求められたデータを初期値として用いる。この値は、炉心内蔵量を 保守的に与えるため、1サイクル13ヶ月(395日)に余裕をみて1サイクル1万時間(416日)の燃焼期間を仮定し、平衡炉心の燃料装荷体数の割合に基づいた条件で評価されたものである。</p> <p>これらの入力作成の流れを図3.5.2に示す。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コードより抜粋】</p> <p>3.5 入出力</p> <p>MAAP コードの入出力を図3.5-1に示す。MAAP コードのインプットデータは、以下のとおり構成される。MAAP コードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事象収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を別紙-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料質量、燃料被覆管質量等 ② FP 質量等 ③ 1次系圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件 ④ 1次系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <p>上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1次系圧力 ② 原子炉容器水位 ③ 原子炉格納容器圧力 ④ 原子炉格納容器内温度 ⑤ 原子炉格納容器内水素濃度 ⑥ 原子炉格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <p>MAAP コードの入力のうち、核分裂生成物（FP）質量の入力は、前処理コード（ORIGEN コード）を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAP コードで考慮しているFPの各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それをMAAP コードの入力としている。これらの入力作成の流れを図1に示す。</p>	<p>※女川相当となるよう記載を追記</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

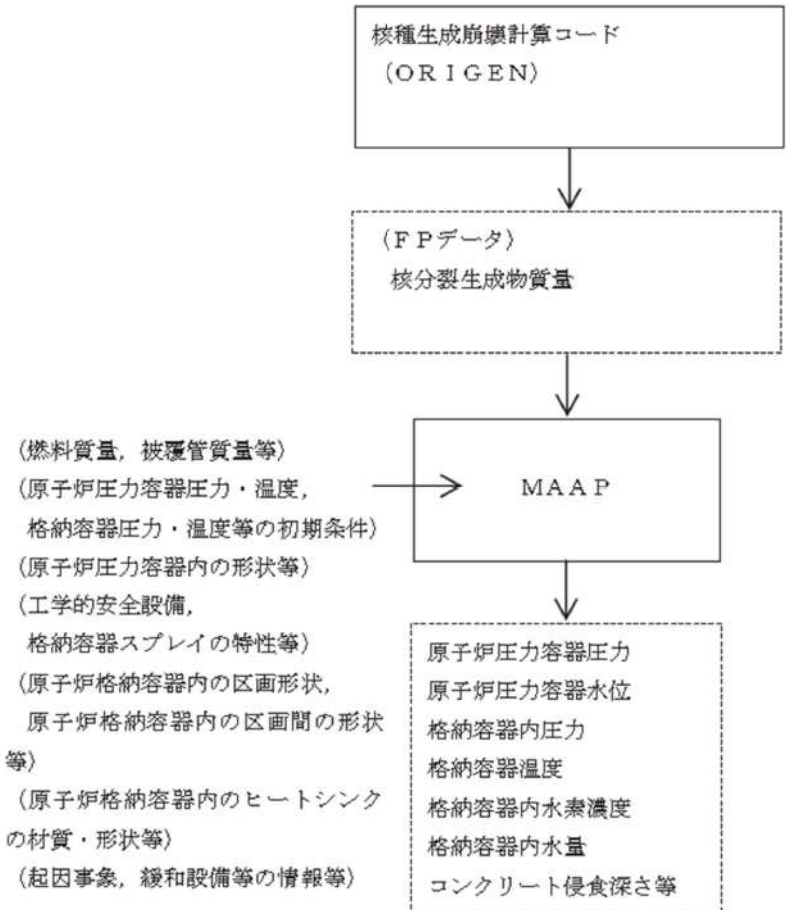
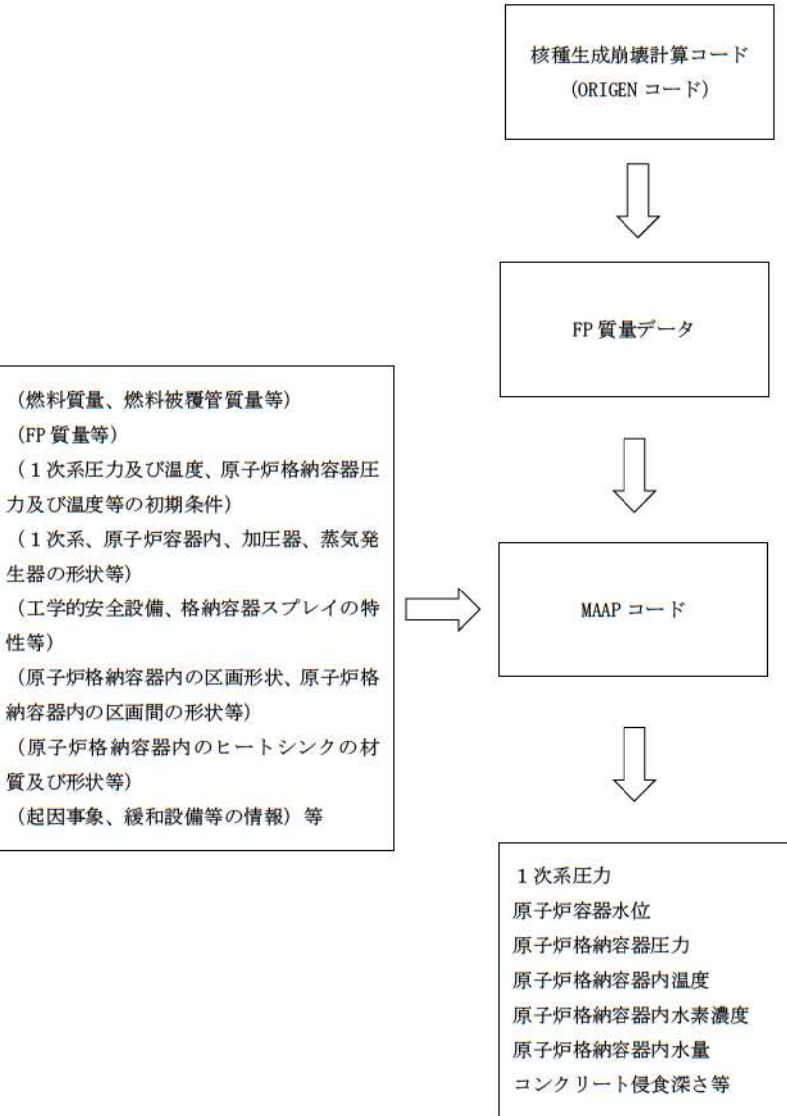
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN)</p> <p>(FPデータ) 核分裂生成物質量</p> <p>(燃料質量, 被覆管質量等) (原子炉圧力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉圧力容器内の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報等)</p> <p>MAAP</p> <p>原子炉圧力容器圧力 原子炉圧力容器水位 格納容器内圧力 格納容器温度 格納容器内水素濃度 格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	 <p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN コード)</p> <p>FP 質量データ</p> <p>(燃料質量, 燃料被覆管質量等) (FP 質量等) (1次系圧力及び温度, 原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件) (1次系, 原子炉容器内, 加圧器, 蒸気発生器の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報) 等</p> <p>MAAP コード</p> <p>1次系圧力 原子炉容器水位 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器内水素濃度 原子炉格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	

図 3.5-2 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ

図 3.5-1 MAAP コードの入出力

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP より抜粋】</p> <p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。 これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機の MAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。この現象によって、原子炉圧力容器破損タイミングや格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>1号機の MAAP 解析において、原子炉圧力は3月11日22時頃に急峻なピークを示している。MAAP コードでは、炉心損傷の進展に伴って、固化クラストによって閉塞領域が形成されると熔融炉心は一旦保持されるものの、クラストの破損に伴って、熔融炉心が下部プレナムへの落下を開始するというモデルを採用していることに起因すると考えられる。一方、複雑な下部構造を持つ BWR では、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちる経路や、熔融プールが炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シ</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コードより抜粋】</p> <p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。 これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。その選定方法については、別紙に示す。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機の MAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊3号機においても、原子炉容器や1次冷却材配管からの気相漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機の MAAP 解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいと、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p>	<p>※別添1については女川を参考に新規に作成した資料であるため相違箇所を色塗りし相違理由を記載</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析へ</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ユラウドと接触・破損させることによってダウンカマへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考えられる。溶融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について 3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている^[3]。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について 2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について 炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉圧力容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンスについては、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による格納容器内事象進展への影響はない。</p> <p>別図1-2.2-1及び別図1-2.2-2に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力及び格納容器温度の比較を示す。これらの図から明らかなように、事象進展への影響は小さい。</p>	<p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について 2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について 炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用、水素燃焼）については、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。</p>	<p>の影響は小さく適用性に問題はない</p> <p>記載表現の相違 ・泊では具体的な破損モードを記載</p> <p>記載内容の相違 ・泊では計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</p> <p>記載内容の相違</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（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、過渡事象（TQUV）起因のシーケンスでは、原子炉圧力容器からの気相漏えいは、原子炉減圧挙動と水位低下挙動に影響する。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉圧力容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。別図 1-2.2-3 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力の比較を示す。計装用案内管温度が融点に到達した時点で損傷するとした本感度解析では、その損傷は原子炉減圧後に発生しており、原子炉減圧操作への影響はない。</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用及び溶融炉心とコンクリートの相互作用においては、原子炉減圧後の現象を評価するため、原子炉圧力容器破損前のベドスタル注水が必須となる。しかしながら、上述のように十分な時間余裕があり、かつ、評価においては、原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下する以前に原子炉減圧操作を実施しており、炉心損傷初期の段階であることから、原子炉圧力容器の気相漏えいを仮定しても破損時間に対する影響は小さく、運転操作に対する影響はない。</p> <p>(2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、溶融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して溶融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する溶融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行は、別図 1-2.2-4 に示す経路が想定され、溶融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、溶融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。溶融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを溶融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、溶融炉心が炉心シュラウドを溶融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、溶融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した</p>	<p>また過渡事象起因のシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.2.2「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」で、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p>	<p>・シーケンスの相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

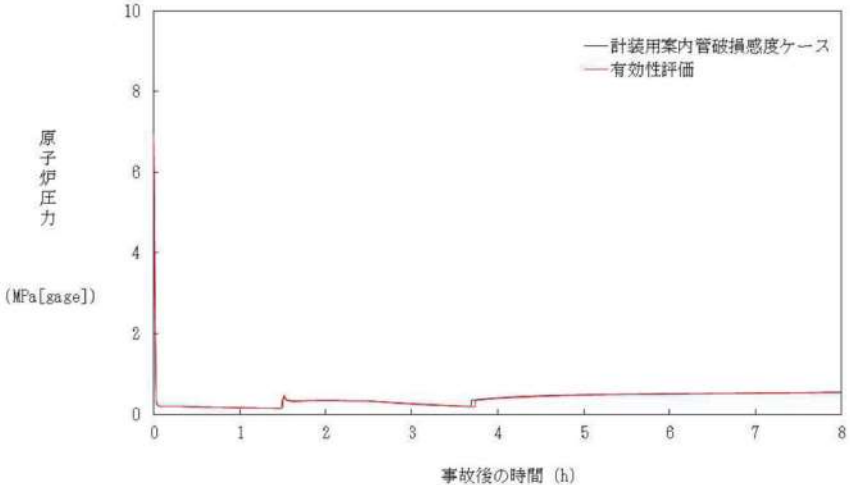
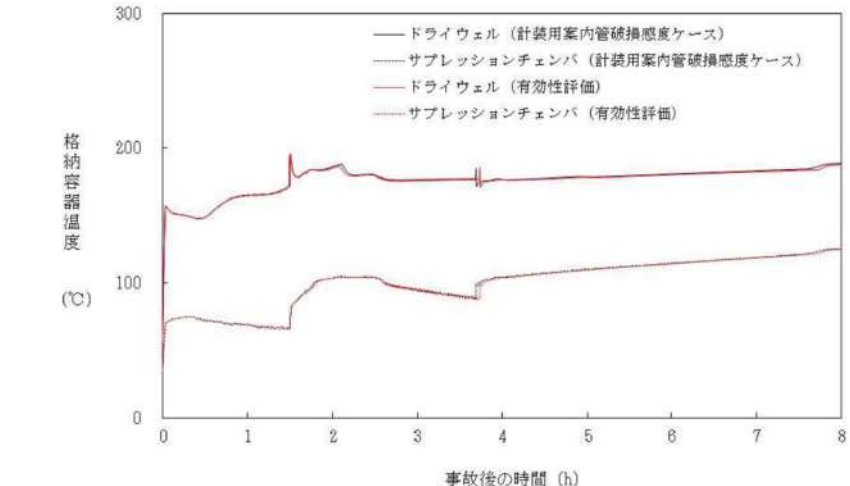
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照） 原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2とL-8の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整のみによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。 一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。 一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。 有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.20「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。 一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、溶融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.4「MAAPでの原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>記載内容の相違 ・PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</p> <p>対策の相違</p> <p>記載内容の相違</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

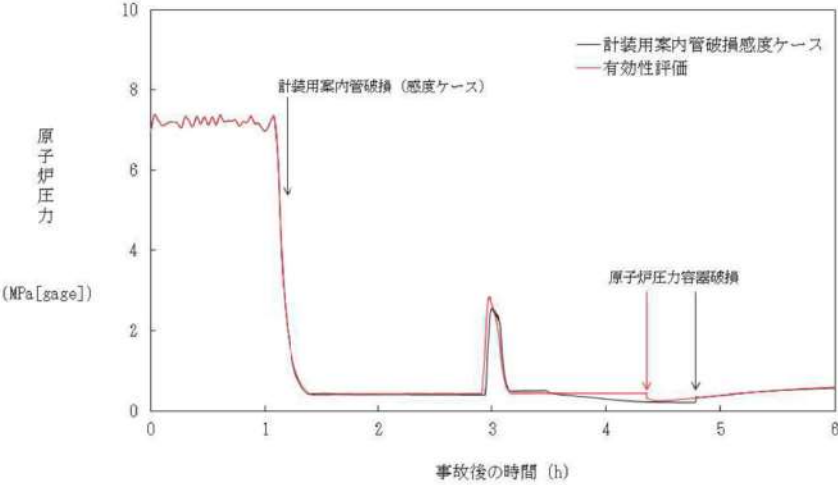
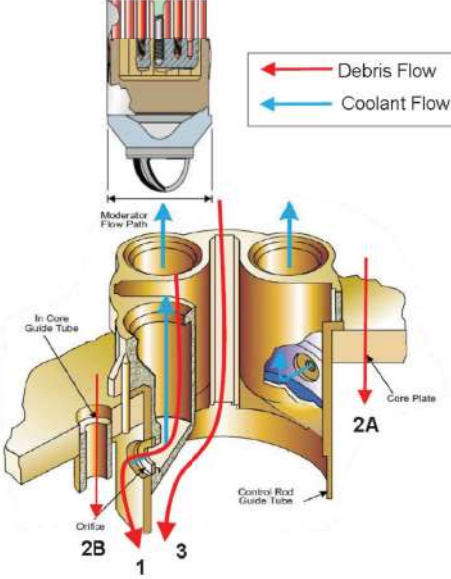
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 1-2.2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における原子炉圧力変化の比較</p>  <p>別図 1-2.2-2 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における格納容器温度変化の比較</p>		<p>記載内容の相違 ・泊では有効性評価で計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</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（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 1-2.2-3 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉圧力変化の比較</p>  <p>別図 1-2.2-4 炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行経路^[4]</p>		<p>設計の相違</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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAP コード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良^[6]</p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[6]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、制御材である B₄C の酸化モデルが追加されている。B₄C 酸化については、QUENCH 実験において、B₄C 酸化による H₂ 発生量全体に寄与する割合は QUENCH07 で 2.4%、QUENCH09 で 2.2%と小さいことが確認されている。すなわち、炉心損傷進展に伴う不確かさに比べればその影響は小さく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 一次系モデル</p> <p>(a) 主蒸気管ノードの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、主蒸気管ノードが一次系ノードに追加され、高温ガスによるクリープ損傷がモデル化されている。本現象は、炉心損傷後に原子炉圧力容器内が長時間高温・高圧状態に維持される場合に生じ得るが、有効性評価では、運転員操作による炉心損傷の初期段階での原子炉減圧を想定しているため、主蒸気管のクリープ損傷が発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>また、仮にクリープ損傷が生じた場合にも、2.2における原子炉圧力容器からの気相漏えいと同等に事象進展への影響は小さいと推定される。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、原子炉内核計装等の計装管の損傷がモデル化されており、損傷した計装管への溶融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、2.1及び2.2で述べたように原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、上述のように有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[6]及び MASCA^[7]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉圧力容器を外部から冠水させて溶融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に溶融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p> <p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 圧力抑制プールの多ノード化</p>	<p>3. MAAP コードの改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良^[6]</p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[6]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルに Urbanic-Heidrick の式(U-Hの式)が追加されている。U-H 式は、有効性評価に適用している現行 MAAP で使用する Baker-Just の式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H 式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 1次系モデル</p> <p>(a) ループモデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、1次系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、3つあるループを2グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが追加されており、損傷した計装管への溶融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉容器からの気相漏えいとして現れるが、2.2で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[4]及び MASCA^[6]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外部から冠水させて溶融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に溶融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p> <p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 放射線水分解モデルの追加</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>MAAP コード最新バージョンでは、圧力抑制プールの多ノードモデルが追加されており、逃がし安全弁排気管からの入熱等による温度分布を評価することが可能となっている。これにより、圧力抑制プール水の温度成層化の模擬が可能である。</p> <p>この多ノード化については、2.2 で述べたように、圧力抑制プールの温度成層化は、逃がし安全弁の作動状況に依存するものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいと考えられる。</p>	<p>MAAP コード最新バージョンでは、放射線水分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生主要因となるジルコニウム-水反応を考慮しており、水の放射線分解による水素発生影響は小さい。したがって、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p>	<p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p>
<p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画^{[9][10]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 試験結果との比較による妥当性確認が行われている^[11]。</p> <p>これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、熔融物落下後にドライ条件である程度コンクリート侵食が進んだ後に上部から注水（TopFlooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、熔融炉心が水中へ落下し、粒子化した後、床面に粒子状ベッドとして堆積する場合の伝熱挙動とは異なるため、このモデル改良が、有効性評価にそのまま適用されるわけではない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	<p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画等^{[6][7][8]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 実験の結果との比較による妥当性確認が行われている^[9]。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、添付資料 7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確実さを考慮し、MCCI 実験の結果（SWISS 実験、CCI 実験、SSWICS 実験）に基づき、熔融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は参照する文献が OECD/NEA だけでなく EPRI も含むことから等を記載 記載内容の相違</p>
<p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている^[4]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>(1) 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</p> <p>BWR の炉心下部構造を模擬した熔融炉心の下部プレナムへの落下経路が追加された。2.1 及び 2.2 にて示したように、本モデルによって、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。したがって、有効性評価に適用している現行 MAAP は保守的な扱いとなっていると考えられる。</p>	<p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている^[10]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>これらモデル改良は BWR に特化したものであるため、有効性評価に適用している現行 MAAP に影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>記載内容の相違 ・MAAP コードの改良は BWR に特化したものであるため記載内容が異なる</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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 下部プレナム内構造物と溶融炉心との相互作用</p> <p>BWR 下部プレナムは制御棒 (CR) 案内管・制御棒駆動機構 (CRD) ハウジング等の構造物を有している。有効性評価に適用している現行 MAAP では、これらを1個のヒートシンクとしてモデル化しているが、径方向に複数のグループに分類して、下部プレナム内溶融炉心との接触面積の相違を考慮し、CR 案内管・CRD ハウジング内冷却水保有量とそれらの溶融をグループごとに評価するモデルが追加された。これによって、炉心部から下部プレナムへの溶融炉心の落下が段階的に発生する。すなわち、(1)と同様に、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、原子炉圧力容器破損後に格納容器床に落下する溶融炉心は、ユーザーが指定する床面積まで直ちに拡がるモデルとなっている。この拡がり挙動を現実的に評価することを目的として、拡がり速度を指定可能とするデブリ拡がりモデルが追加されている。本モデルは、原子炉圧力容器から段階的に溶融炉心が落下する場合に拡がり制限される可能性があるが、BWR で支配的な CRD ハウジング逸出による破損モードの場合、瞬時に大量の溶融物が落下するため、拡がり挙動の影響は小さいと考えられる。</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p>【該当する資料無し】</p>	<p style="text-align: right;">別添1 別紙</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項のうち、MAAP コードによる有効性評価に対して留意すべき項目の抽出過程について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項より、MAAP コードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目として4項目（表1）を抽出しており、その抽出過程について本資料にまとめた。</p> <p style="text-align: center;">表1 MAAP コードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目</p> <table border="1" data-bbox="1153 523 1888 734"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(1)</td> <td>原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(2)</td> <td>コア・コンクリート反応について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(3)</td> <td>水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(4)</td> <td>原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> </tr> </tbody> </table> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項にかかる報告書「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告 2022年11月10日 東京電力ホールディングス株式会社」（以下、「東電報告書」と記載）では、課題リストとして、「共通」及び「各号機」別に、合計52項目が抽出されている。</p> <p style="text-align: center;">課題リスト～共通～： 共通-1 ～ 共通-16 ⇒ 16項目 課題リスト～1号機～： 1号機-1 ～1号機-11 ⇒ 11項目 課題リスト～2号機～： 2号機-1 ～2号機-13 ⇒ 13項目 課題リスト～3号機～： 3号機-1 ～3号機-12 ⇒ 12項目</p> <p>これら52項目は、図1に示すように、A～Dの4つの項目とさらなる細目にて分類されているが、A「機器の動作・応答・特性」、C「地震・津波」及びD「その他」（ヒューマンファクター）については、MAAP コードによる事象進展解析とは直接的には関係がないと考えられるため、これらを除外し、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」について留意すべきかについて検討した。</p> <p>さらに、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」は、①～⑦に細分化されているが、①「圧力・水位・温度の挙動」、②「炉心損傷過程・デブリ挙動」、③「RPV 漏えい」及び④「PCV 漏えい」は、MAAP コードによる事象進展解析に直接的に関係する可能性があると考えられる。一方で、⑤「核種放出・線量上昇・汚染」、及び⑥「水素爆発」は、MAAP コードによる事象進展解析を参考にしつつも、MAAP コード以外の計算コード・手法による評価を「有効性評価」として最終的に実施すること</p>	泊3号炉		(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について	(2)	コア・コンクリート反応について	(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて	<p>記載内容の相違</p> <p>・泊は福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項において留意すべき項目の選定方法について記載</p>
泊3号炉												
(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について											
(2)	コア・コンクリート反応について											
(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動											
(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて											

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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>から、ここでは着目しないこととした。また、⑦「その他」についても、MAAP コードでの事象進展解析には関係しないものと判断した。選定フローについては図2に示す。</p> <p>以上より、B①～B④の4項目で分類される福島第一原子力発電所事故の未確認・未解明事項に対して、それぞれから代表的な1項目を抽出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="1070 411 1944 1114" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <pre> graph LR A["A 機器の動作・応答・特性 (事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題)"] --- A1["①主蒸気逃がし安全弁"] A --- A2["②IC・RCIC・HPCI"] A --- A3["③消防車注水"] A --- A4["④ベント関連設備"] A --- A5["⑤計装"] A --- A6["⑥その他"] B["B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム (炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題)"] --- B1["①圧力・水位・温度の挙動"] B --- B2["②炉心損傷過程・デブリ挙動"] B --- B3["③RPV漏えい"] B --- B4["④PCV漏えい"] B --- B5["⑤核種放出・線量上昇・汚染"] B --- B6["⑥水素爆発"] B --- B7["⑦その他"] C["C 地震・津波 (地震・津波の発生とその影響に係る検討課題)"] --- C1["①地震・津波の発生とその影響"] C --- C2["②その他"] D["D その他"] </pre> </div>	

図1 東電報告書における福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項の分類
 (報告書 P.90 より抜粋)

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

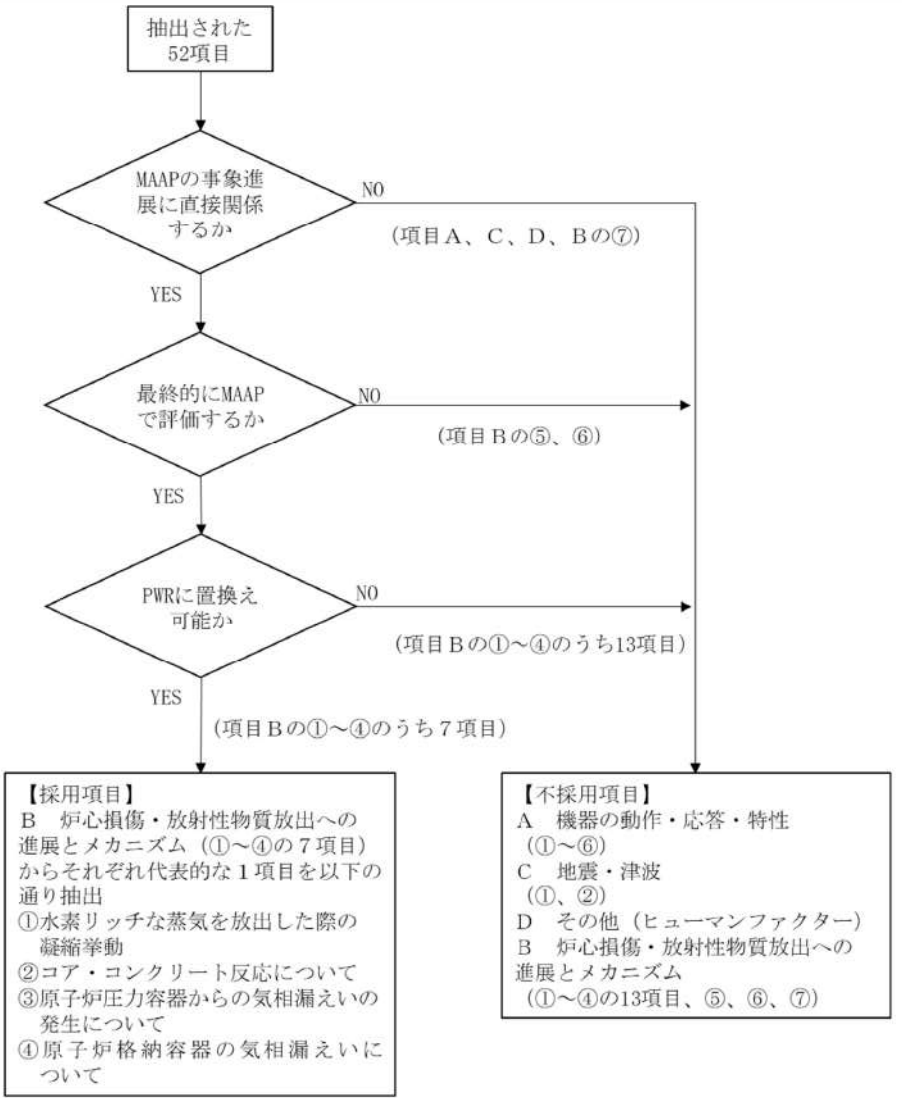
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>抽出された52項目</p> <p>MAAPの事象進展に直接関係するか</p> <p>NO (項目A、C、D、Bの⑦)</p> <p>YES</p> <p>最終的にMAAPで評価するか</p> <p>NO (項目Bの⑤、⑥)</p> <p>YES</p> <p>PWRに置換え可能か</p> <p>NO (項目Bの①～④のうち13項目)</p> <p>YES (項目Bの①～④のうち7項目)</p> <p>【採用項目】 B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム (①～④の7項目) からそれぞれ代表的な1項目を以下の通り抽出 ①水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 ②コア・コンクリート反応について ③原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について ④原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>【不採用項目】 A 機器の動作・応答・特性 (①～⑥) C 地震・津波 (①、②) D その他 (ヒューマンファクター) B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム (①～④の13項目、⑤、⑥、⑦)</p>	

図2 福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項から有効性評価において留意すべき項目の選定フロー

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第3回進捗報告,” 平成 27 年 5 月 20 日</p> <p>[3] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討,” 平成 24 年 2 月 1 日</p> <p>[4] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPP”, Proceedings of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</p> <p>[5] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance”, May 2015.</p> <p>[6] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[7] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “Corium Coolability under Ex-Vessel Debris Cooling Tests”, Proc. Of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[9] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[10] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[11] Q. Zhou, et al., “Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series”, Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, 2014.</p>	<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告,” 2022 年 11 月 20 日</p> <p>[3] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance, Desktop Reference for Using MAAP5 Software -Phase 3 Report,” November 2017</p> <p>[4] “IN-VESSEL CORE DBRIS PETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[5] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[6] M. T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments”, Proc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[7] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[9] Q. Zhou, C.Y. Paik, and P.B. McMinn, “Enhancements in MAAP5.03+ MCCI and Corium Coolability Models and Benchmarks against OECD CCI Tests,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30-September 4, 2015.</p> <p>[10] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPPs”, Proceedings of ICAPP2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</p>	<p>参考文献の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・泊の[10]は女川の[4]に相当</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【第5部 MAAP 添付1より抜粋】</p>	<p>【第3部 MAAP コード 添付1より抜粋】</p>	
<p>3. 不確かさに関する整理</p>	<p>3. 不確かさに関する整理</p>	
<p>格納容器破損防止対策の有効性評価においては、HPME/DCH 発生防止策の有効性を評価するために原子炉圧力が高く維持されるシーケンスを選定し、逃がし安全弁による手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている原子炉圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p>	<p>実験等による知見から、熔融炉心の分散放出が無視できる1次系圧力は約 2.0 MPa[gage]と評価される。一方、原子炉容器破損時の1次系圧力には不確かさがあると考えられる。</p>	
<p>本事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。また、本シーケンスにおける BWR5, Mark-I 改良型格納容器プラントの原子炉圧力の応答例を図 3-2 に示す。事象発生時には炉心は冠水状態にあるが、給水喪失、逃がし安全弁からの冷却材流出により炉水位が低下し、事象発生から約 1.1 時間後に逃がし安全弁2弁により原子炉の減圧を行う。炉心燃料や構造材は熔融を開始し、熔融プールを形成しつつ、熔融炉心は炉心部下方へ落下する。約 2.9 時間後に熔融炉心が炉心支持板から下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内 FCI）により発生した水蒸気により原子炉圧力容器内は加圧されるが、逃がし安全弁は2弁開維持されているため、速やかに減圧する。約 4.3 時間後に原子炉圧力容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は約 0.4MPa[gage] であり、2.0MPa[gage] を大きく下回っている。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力と均圧する。</p>	<p>HPME/DCH 防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、1次冷却系が高圧条件である「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定し、加圧器逃がし弁の手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている1次冷却材圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p>	<p>※女川相当となるよう記載を見直し、図3-1を追加</p>
<p>本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。泊3号炉の1次冷却材圧力の応答は図 3-2 に示すとおりであり、約 3.3 時間に1次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約 5.4 時間で熔融炉心が下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約 8.0 時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は 1.4MPa[gage] であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。</p>	<p>本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。泊3号炉の1次冷却材圧力の応答は図 3-2 に示すとおりであり、約 3.3 時間に1次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約 5.4 時間で熔融炉心が下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約 8.0 時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は 1.4MPa[gage] であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。</p>	
<p>図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p>図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	<p>図3-2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次冷却材圧力の推移</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

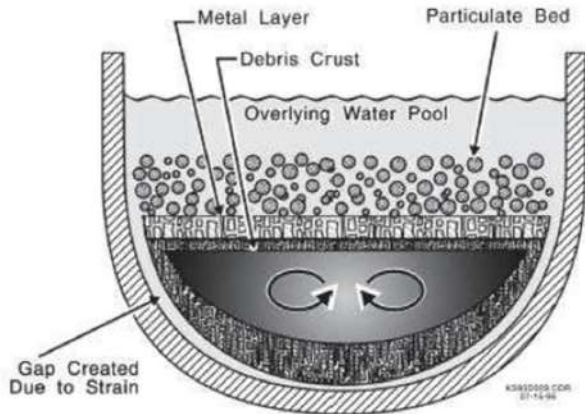
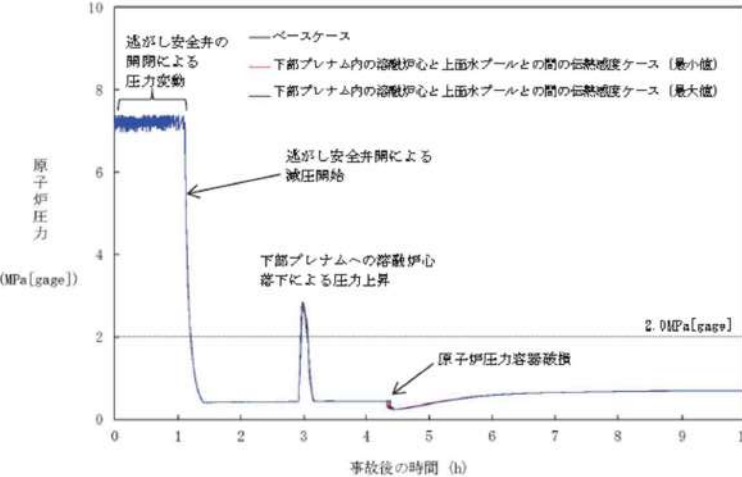

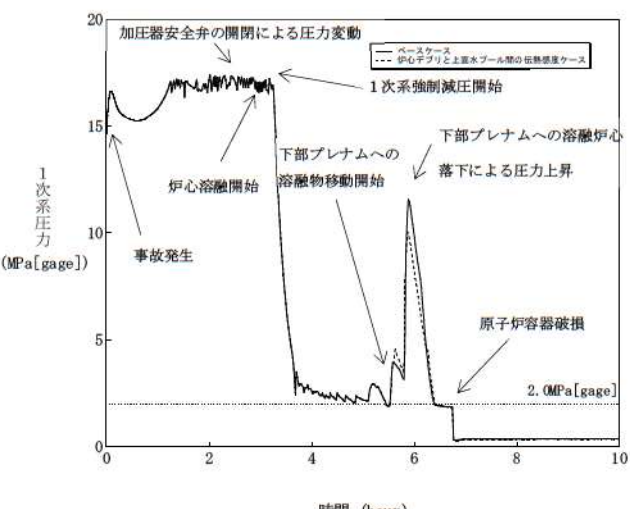
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">付録2 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>(1) 感度係数の位置づけ 本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した溶融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。 付図2-1に、MAAPにおけるデブリベッドへの冷却材侵入による冷却の状態図を示す。MAAPパラメータ内で適用している本係数の下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属表面で対流または熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流又は熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の侵入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。 MAAPパラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験^{(4)※1}で得られた除熱量を参考にした設定値（<input type="text"/>），上限としてMAAPの感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの溶融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値（<input type="text"/>）を考慮し、その中間値（<input type="text"/>）をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。</p> <p>※1：グリムスヴォトン溶岩（Grimscotn Lava field）での実験 グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のみを除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量（約40kW/m²）が評価されている。</p> <p>(2) 感度係数の影響 付図2-2に、係数を<input type="text"/>～<input type="text"/>の範囲で変化させた解析結果を示す。溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉圧力容器の破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、推奨範囲の中間値（<input type="text"/>）をベースケース解析において使用することは妥当と考える。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">添付1-3 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>(1) 感度係数の位置づけ 原子炉容器破損時の1次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。 付図3-1にMAAPで想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導のみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。 MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、<input type="text"/>が設定されている。一方、下限値として設定される<input type="text"/>は、実験的に設定された値であり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。</p> <p>(2) 感度係数の影響 図3-2にベースケースとして<input type="text"/>を、感度解析ケースとして<input type="text"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える</p> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;"><input type="text"/> 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>	<p>※女川の付録2 相当の資料を新規作成</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（第3部 MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>  <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	 <p>付図 3-1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>付図 3-2 1次系圧力の時間変化</p> <p>付図 3-2 の内容が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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

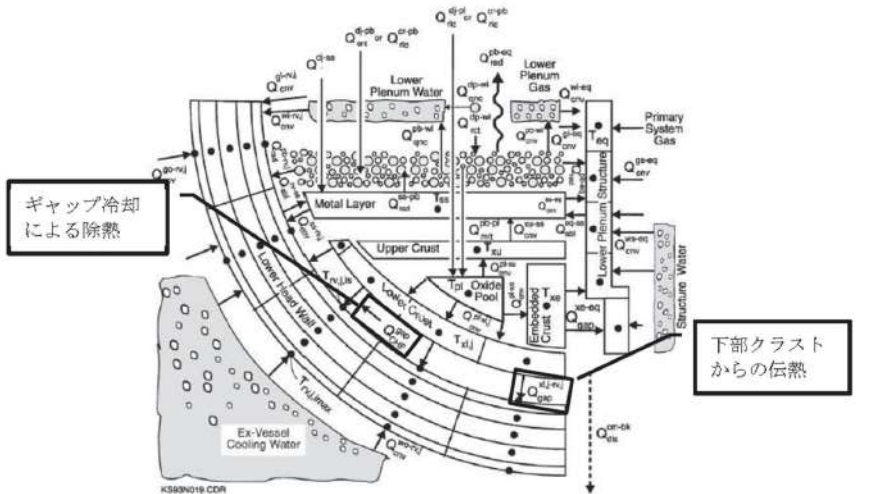

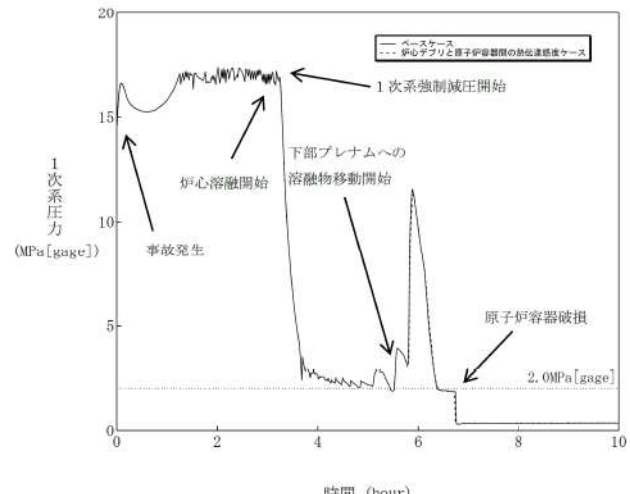
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">付録3 熔融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について</p> <p>付図3-1に下部プレナムでのエネルギー移行図を示す。 MAAPでは、下部プレナムに落下した熔融デブリは熔融プールの外側にクラストが形成される。この、下部クラストと原子炉圧力容器内面にひずみが生じ、下部クラストと容器内面に生じたギャップに冷却材が流入することでクラスト表面及び原子炉圧力容器内面から除熱される「ギャップ冷却」が生じるといっているモデルになっている。 付図3-1に示すとおり、MAAPでは、上述のギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストから移行し、ギャップ冷却で取り除かれない伝熱量は、原子炉圧力容器内面への伝熱量として評価される。ギャップ冷却は、ギャップに浸入した水の沸騰時の限界熱流束により評価される。熔融デブリと原子炉圧力容器間のギャップに存在する水による除熱量と熔融デブリから原子炉圧力容器への伝熱量を比較すると、下部プレナムギャップの除熱量は、熔融デブリから原子炉容器への伝熱量に比べて非常に小さいことから、原子炉圧力容器温度の上昇が発生する。ドライアウト後、ギャップ冷却効果はゼロとなる。</p> <p>以上の事から、下部プレナムギャップの除熱量が熔融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達に与える感度は小さく、4.1.(8)の感度解析にて示すとおり下部プレナムギャップの除熱量に係る係数が原子炉圧力容器表面の温度に与える影響は小さいといえる。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">添付1-4 熔融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却</p> <p>(1)感度解析の位置付け 原子炉容器破損時の1次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムの下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ熱伝達にかかる係数である。付図4-1にMAAPコードで想定している下部プレナムでのエネルギー移行の状態を示す。</p> <p>付図4-1に示すとおり、MAAPコードではギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストからの伝熱量のうち、ギャップ冷却で除去されない伝熱量は、原子炉容器内面への伝熱量となる。この効果の不確かさを確認するために、ギャップ冷却に関する感度解析を実施している。 MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、ギャップによる除熱量の評価式をそのまま適用するための値として、<input type="text"/>が設定されている。一方、熔融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として、<input type="text"/>とした評価を実施する。</p> <p>(2)感度解析の影響 付図4-1にベースケースとして<input type="text"/>を、感度解析ケースとして<input type="text"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内の下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ伝熱量の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。</p> <p style="text-align: right;"><input type="text"/> 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>	<p>※女川の付録3 相当の資料を新規作成</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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>付図 4-1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>付図 4-2 1次系圧力の時間変化</p> <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>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

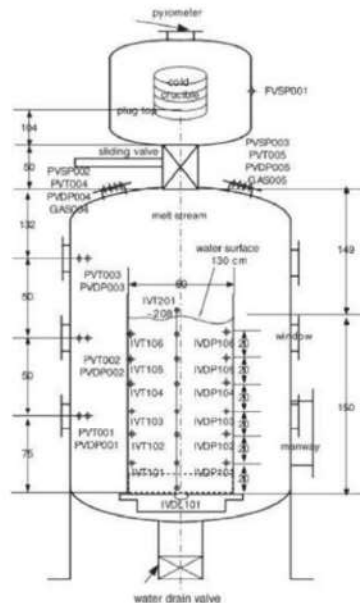
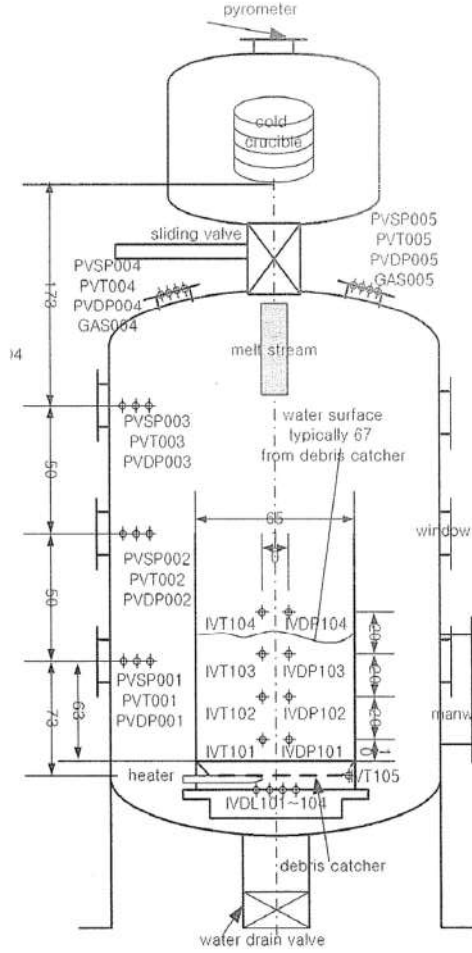
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.1 FCI実験の概要より抜粋】</p> <p>(5) TROI実験</p> <p>TROI 実験^[8]は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007年から2012年までは、KROTOS実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図3-10に示す。また、実験条件及び実験結果を表3-6に示す。</p> <p>ZrO₂ を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、UO₂/ZrO₂ の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。</p> <p>TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実験と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。 ・水深が深い場合（130cm）には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある^[9]。 	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.1 FCI実験の概要より抜粋】</p> <p>(5) TROI実験</p> <p>TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その溶融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は60cmから130cmまでを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図3.1-10に示す。初期段階から、FCIにおける物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の溶融物について検討されてきた。</p> <p>表3.1-5にTROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ZrO₂を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。 ・UO₂-ZrO₂ 混合物を使用した実験においては、80%UO₂+20%ZrO₂ 混合物と70%UO₂+30%ZrO₂ 混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である70%UO₂+30%ZrO₂ 混合物と非共晶物である80%UO₂+20%ZrO₂ 混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物（80%UO₂+20%ZrO₂）では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を妨げ、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物（70%UO₂+30%ZrO₂）では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。 ・UO₂-ZrO₂-金属混合物（UO₂-ZrO₂/Zr/Fe）を使用した実験では、2つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた溶融物でのFCI実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。 ・いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合または溶融物の過熱度が高い場合である。 	<p>※女川の3.1相当となるよう「TROI実験」に関する資料を新規作成</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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>2. set up (surely from TROI-50 experiment)</p> <p>出典：参考文献^[8] Appendix B. p.202 図3-10 TROI 実験装置の概要</p>	 <p>図 3.1-10 TROI 実験装置の概要^[2]</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（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

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 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (1/2) [8] [9] [10] [11]											表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (1/2)												
実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)			
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-	1	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5	>3373	-	5	-	-	-			
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-	2	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5.5	>3373	-	5	-	-	-			
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-	3	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.9	>3373	-	50	-	-	-			
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-	4	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-			
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-	5	98.5%ZrO ₂ +1.5%Zr	0	2.9	3373	-	36	-	○	-			
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	4.3	3300	-	77(*)	-	-	-			
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	8.7	3800	-	79(*)	-	○	-			
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	9.2	>3800	-	77(*)	-	-	-			
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	8.4	3800	-	80(*)	○	○	-			
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 (注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%	13	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	7.7	2600	-	81	○	○	-			
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3090 (注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-	14	69%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	6.5	3000	-	88	○	○	-			
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	No	-	15	89%ZrO ₂ +11%Zr	0	2.3	3750	-	83	○	○	-			
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-	17	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	-	-	-	-	-	-	-			
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-	18	78%UO ₂ +22%ZrO ₂	7.8	9.1	-	-	-	-	-	-			
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	7.3	3000	-	75	-	-	-			
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	9.9	2900	-	76	-	-	-			
	24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	10.4	3600	-	80	-	-	-			
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	24	100%ZrO ₂	0	6.4	3600	-	85	○	○	-			
	26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	9.0	3500	-	86	○	○	-			
											26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	12.3	3300	-	90	○	○	-			
											29	50%UO ₂ +50%ZrO ₂	3.5	11.5	-	-	-	-	-	-			
											32	87%UO ₂ +13%ZrO ₂	8.7	-	-	-	-	-	-	-			
											34	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	10.5	3670	-	32	○	○	0.63			
											35	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	19.9	2900	-	39	○	○	0.21			
											36	70%UO ₂ +29%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	5.3	3510	-	68	○	○	0.50			
											37	80%UO ₂ +19%ZrO ₂ +1%Zr	3.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01			
										38	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	7.9	5.3	3650	-	85	-	-	-				
										39	79%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	7.9	3.4	3730	-	88	○	○	-				
表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (2/2) [8] [9] [10] [11]											表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)												
実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)			
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (60/40)	11.9	-	-	-	-	-	No	-	40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	>3000	-	86(*)	-	-	-			
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)	-	-	-	-	-	-	No	-	43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.2	2600	-	77	○	-	-			
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	19.5	~3000	-	0.341	0.67	Yes	Yes	0.63	44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.8	2680	-	78	-	-	-			
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21	45	100%ZrO ₂	0	5.5	3280	-	84	○	○	-			
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000	-	305	0.95	Yes	Yes	0.50	46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	6.7	11.7	3090	-	86	○	○	-			
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01	47	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.7	3030	-	79	-	-	-			
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-	48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	6.7	19.0	3620	-	38	○	-	-			
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-	49	62.5%UO ₂ +19%ZrO ₂ +11.7%Zr+11%Fe	6.23	16.0	3500	-	-	-	-	-			
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-	50	59.5%UO ₂ +18%ZrO ₂ +11.9%Zr+10.6%Fe	6.595	14.5	-	-	-	-	-	-			
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61.3/13/11.7/11)	15.96	2730(3360)	-	-	-	-	-	-	51	62.8%UO ₂ +15.5%ZrO ₂ +12.0%Zr+11.1%SS	6.228	6.3	3420	-	79	○	○	-			
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46	-	-	-	-	-	-	-	52	61.0%UO ₂ +16.0%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	6.61	8.6	2950	-	88	○	○	-			
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (69.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-													
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (51/18/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.110	285	1.30	Yes	Steam Spike	-													
	(注 1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には 3500K 程度以上と推測されている。 (注 2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度 (4000K、3200K) を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。											*) 系の圧力が約 0.1MPa であるため、373K から水の温度を差し引いた値を記載。											

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）

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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] U.S. NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.</p> <p>[2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.</p> <p>[3] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.</p> <p>[4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.</p> <p>[5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.</p> <p>[6] D. Magallon, et al. Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.</p> <p>[7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.</p> <p>[8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.</p> <p>[9] J.H.Kim, et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04.</p> <p>[10] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月</p> <p>[11] K.Moriyama, et al. Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.</p> <p>[12] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第7回衝撃工学フォーラム(中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成20年11月</p> <p>[13] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER'S MANUAL VOLUME I, 2007.</p> <p>[14] T.Okkonen, et al. Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR'S, NUREG/CP-0127, 1994.</p> <p>[15] T.G. Theofanous, et al. Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.</p> <p>[16] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.</p>	<p>[1] V.Tyrpekl, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID : 全般)</p> <p>[2] J.H.Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO₂ with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID : 1, 2, 3, 4, 5)</p> <p>[3] J.H.Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID : 6)</p>	<p>※女川の TROI 実験で引用している参考文献は [8], [9], [19], [20]</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[17] O.Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.</p> <p>[18] M. Kato, et al. Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.</p> <p>[19] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.</p> <p>[20] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.</p> <p>[21] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.</p> <p>[22] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.</p> <p>[23] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User's Manual, EPRI Report prepared by Fauske & Associates, Inc.</p> <p>[24] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.</p>	<p>[4] J.H.Song, et al, "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID : 9, 10, 11, 12)</p> <p>[5] J.H.Song, et al., "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID : 13, 14, 15)</p> <p>[6] J.H.Kim, et al., "The influence of Variations in the water depth and melt composition on a spontaneous steam explosion in the TROI experiments," Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004 (ID : 21, 22, 23, 24, 25, 26)</p> <p>[7] J.H.Kim, et al., "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID : 34, 35, 36, 37)</p> <p>[8] J.H.Kim, et al., "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID : 38, 39)</p> <p>[9] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID : 43, 44)</p> <p>[10] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID : 45, 46, 47, 48)</p> <p>[11] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID : 51, 52)</p>	

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.1 FCI 実験の概要より抜粋】</p> <p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001年から2006年にかけて実施されたフェーズ1と、2007年から2012年にかけて実施されたフェーズ2に分かれている。フェーズ1では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2では KROTOS 及び TROI 装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行われた実験の実験条件及び実験結果を表3-7に示す。</p> <p>フェーズ1、フェーズ2においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。</p> <p>フェーズ1</p> <ul style="list-style-type: none"> （解析）解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、$UO_2 \cdot ZrO_2$ コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。 （解析）予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。 （解析）予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。 <p>フェーズ2</p> <ul style="list-style-type: none"> （実験）80%$UO_2 \cdot 20\%ZrO_2$ コリウムは、70%$UO_2 \cdot 30\%ZrO_2$ コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ1の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。 （実験）$UO_2 \cdot ZrO_2$のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。 （実験）コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。 （実験）全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、UO_2の密度が高いために溶解 コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。 	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.1 FCI 実験の概要より抜粋】</p> <p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2つの型の装置（TROI 及び KROTOS）を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的としている。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。</p> <p>表3.1-6に TROI（TS-1～TS-6）及び KROTOS（KS-1～KS-6）実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には0.1%程度、大きくとも0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は1次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が高いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。 以前の TROI 実験では70%$UO_2 + 30\%ZrO_2$燃料（いわゆる共晶物）を使用しており、この場合、80%$UO_2 + 20\%ZrO_2$燃料（いわゆる非共晶物）の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、80%$UO_2 + 20\%ZrO_2$燃料の方が70%$UO_2 + 30\%ZrO_2$燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。 UO_2とZrO_2からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。 TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない溶融物組成が原因ということで注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。 注目されるもう一つの相違は、これら2つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験（KROTOS）は、それほど厳格ではない制限下での実験（TROI）よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。 KROTOS と TROI の結果は、一般的に2つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。 	<p>※女川の3.1相当となるよう「SERENA 実験」に関する資料を新規作成</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<ul style="list-style-type: none"> • KROTOS 実験と TROI 実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ボイド率及び熔融物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。 	

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（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉

表 3-7 SERENA 実験（フェーズ2）の主要な実験条件及び実験結果 [2.2]

実験名	実験ケース	溶解物組成 (wt%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気発生	機械的エネルギー変換効率(%)
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2869	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	-(注1)	-
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2884	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	-	
KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0	

(注1) 実験失敗
 (注2) 計測失敗

泊発電所3号炉

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧[1]

実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物質量 kg	溶解物 温度 K	圧力 MPa	外部トリガーの有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROJ	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	15.4	~3000	0.4	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	12.5	3063	0.2	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	15.9	3107	0.2	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	14.3	3011	0.2	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	17.9	2940	0.2	○	-	0.06
	TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	9.3	2910	0.2	○	○	0.66
KROTOS	KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	2.4	2869	0.4	○	○	0.10
	KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.9	3049	0.2	○	○	0.08
	KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.8	2850	-	-	-	-
	KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.3	2958	0.2	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	1.7	2884	0.2	○	-	-
	KS-6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	1.7	2853	0.2	○	○	~0

[1] OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions, NEA/CSSN/R(2014)15.

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCI と MCCI の影響緩和において、格納容器下部への初期水張が重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCI の観点では、これまでのFCI 実験結果の知見から、BWR の実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと、粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCI の観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして体積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCI の影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCI を緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</p> <p>FCI の観点では、これまでの実験的知見から、UO₂ を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。</p> <p>MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。</p> <p>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCI による原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</p>	<p>※女川の3.2相当となるよう「FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方」について追記</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付2より抜粋】</p> <p>付録1 FARO 実験による MAAP の圧カスパイクモデル妥当性確認</p> <p>1. FARO 実験の概要</p> <p>FCI の代表的実験である FARO 実験は、UO₂/ZrO₂/Zr 熔融混合物を噴出させ、装置下部の冷却材との相互作用を検証する実験である。実験装置、実験条件及び実験結果の概要は3.1章(3) FARO 実験に記載している。</p> <p>2. MAAP コードによる FARO 実験の検証解析</p> <p>MAAP コードでは、熔融炉心と冷却材の相互作用を計算し、圧カスパイクを取り扱うモデルに関するパラメータのうち、三つのモデルパラメータが FARO 実験のベンチマーク解析によって妥当性を評価されている。熔融炉心のエントレインメント係数、及び粒子径ファクタである。</p> <p>エントレインメント係数は、ジェット速度と密度比から熔融炉心のエントレインメント量を計算する際の係数であり、細粒化モデル(Ricou-Spalding モデル)に使用される。エントレインメント量はプール水への伝熱量に寄与する。また、エントレインメント速度(m/s)を求める下式からは、プール底部におけるジェット直径、ジェットの粒子化割合が求められる。</p> $m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$ <p>E_o：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度[m/s] ρ_{dj}：ジェット密度[kg/m³] ρ_w：水密度[kg/m³]</p> <div style="border: 1px solid black; width: 350px; height: 30px; margin: 10px auto;"></div> <p>粒子径ファクタは、ジェット表面からエントレインメントを受けた粒子の直径を計算する際の係数である。計算された粒子径は、粒子の沈降速度やデブリ温度の計算に用いられる。</p> <p>圧カスパイクモデルのベンチマーク解析における仮定を以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2より抜粋】</p> <p>添付2-1 FARO 実験における MAAP の圧カスパイクモデルの妥当性確認</p> <p>(1)FARO 実験の概要</p> <p>FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる熔融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。</p> <p>(2)MAAP コードによる FARO 実験解析</p> <p>FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する3つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧カスパイクモデルの妥当性を確認する。</p> <p>感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 250px; height: 50px; margin: 10px auto;"></div> <p>MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 350px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: right;"> 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>	<p>※女川の付録1相当である資料を新規作成</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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="159 209 1032 549" style="border: 1px solid black; height: 213px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 592 1032 651">上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧力スパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。</p> <p data-bbox="138 695 1032 826">付図1、付図2、付図3、付図4、付図5、付図6、付図7、付図8、付図9、付図10、付図11及び付図12にL-06、L-08、L-14、L-11実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と、MAAP解析結果の比較図を示す。MAAP解析結果は、三つのパラメータに対して、最適値、最大値、最小値の組み合わせを用いて評価されている。また、付表1にL-06、L-08、L-14、L-11実験の過熱度を示す。</p> <div data-bbox="255 847 904 951" style="text-align: center;"> <p>付表1 FARO 実験における過熱度^[24]</p> <table border="1" data-bbox="255 871 904 951"> <thead> <tr> <th>実験ケース</th> <th>L-06</th> <th>L-08</th> <th>L-14</th> <th>L-11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度[K]</td> <td>63</td> <td>163</td> <td>263</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="159 975 1032 999">いずれの実験の圧力挙動も、MAAP解析結果では再現をみた。</p> <div data-bbox="159 999 1032 1070" style="border: 1px solid black; height: 45px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 1078 1032 1137">また、デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても、実験結果のデータは、エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合のMAAP解析結果の範囲内によく再現されている。</p> <div data-bbox="696 1214 1003 1283" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: 137px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11	過熱度[K]	63	163	263	100	<div data-bbox="1070 201 1966 448" style="border: 2px solid black; height: 155px; width: 399px;"></div> <p data-bbox="1055 592 1966 651">上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。</p> <p data-bbox="1055 695 1966 791">以下では、実験L-06、L-08、L-11、L-14と解析の比較について、圧力（付図1-1～付図1-4）、堆積デブリ質量（付図1-5～付図1-8）、及びデブリ粒子径（付図1-9～付図1-12）を示す。いずれの実験の圧力挙動もMAAPコードによる解析結果とよく一致した。</p> <div data-bbox="1335 815 1910 839" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 257px;"> <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>	
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11								
過熱度[K]	63	163	263	100								

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

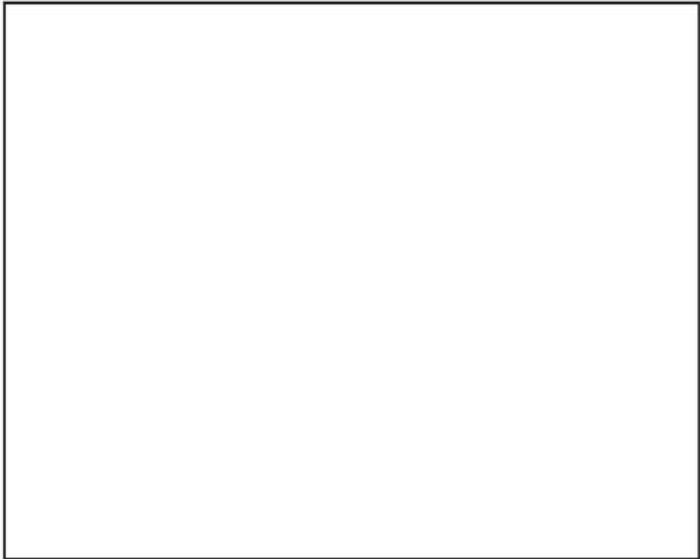

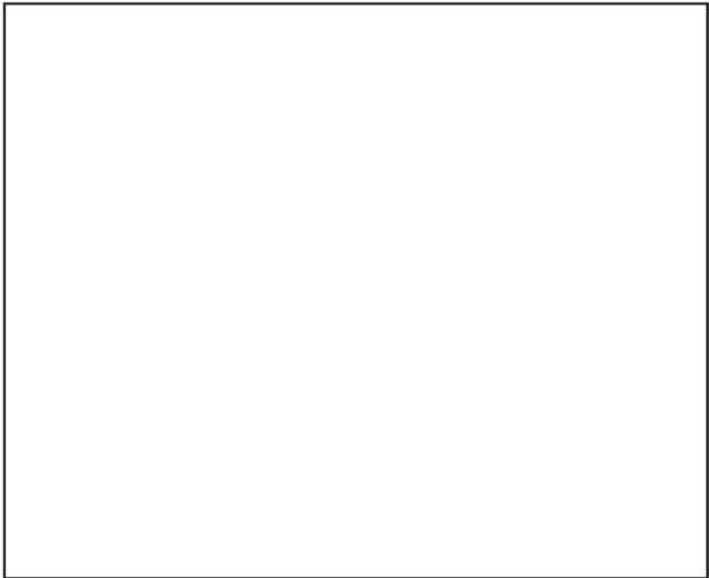
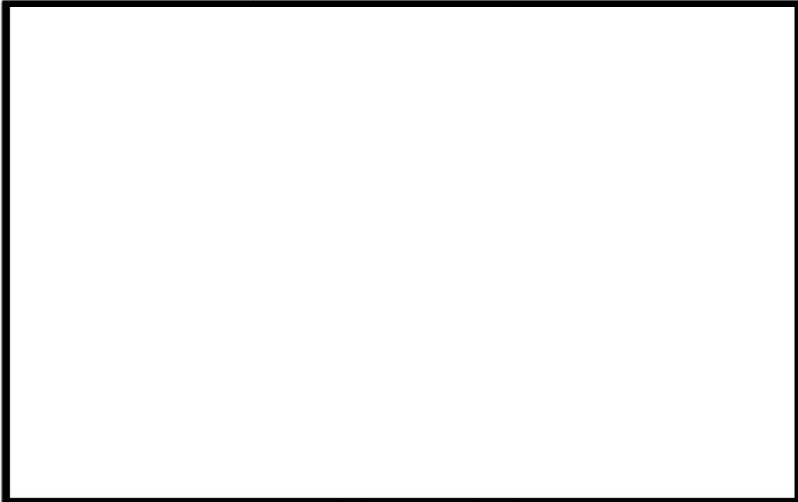

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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="248 197 943 759" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="353 767 862 798" data-label="Caption"> <p>付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p> </div> <div data-bbox="259 826 943 1370" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="353 1377 862 1407" data-label="Caption"> <p>付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p> </div>	<div data-bbox="1111 197 1910 738" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1279 743 1727 774" data-label="Caption"> <p>付図1-1 L-06 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1330 775 1686 805" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1111 801 1910 1313" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1279 1313 1727 1343" data-label="Caption"> <p>付図1-2 L-08 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1330 1345 1686 1375" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1330 1385 1921 1417" data-label="Text"> <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）

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図3 L-14 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^{〔23〕}</p>	 <p>付図1-3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図4 L-11 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^{〔23〕}</p>	 <p>付図1-4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <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>	

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


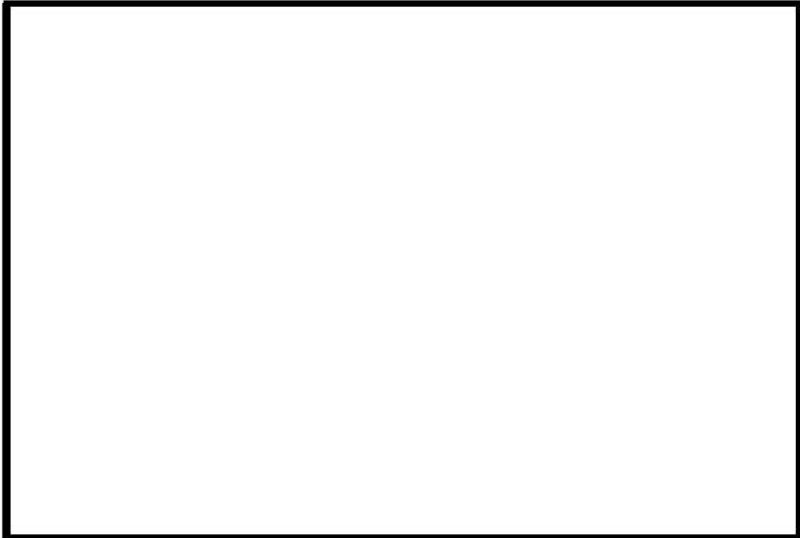



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	<p>付図1-5 L-06 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
		
<p>付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	<p>付図1-6 L-08 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<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>

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



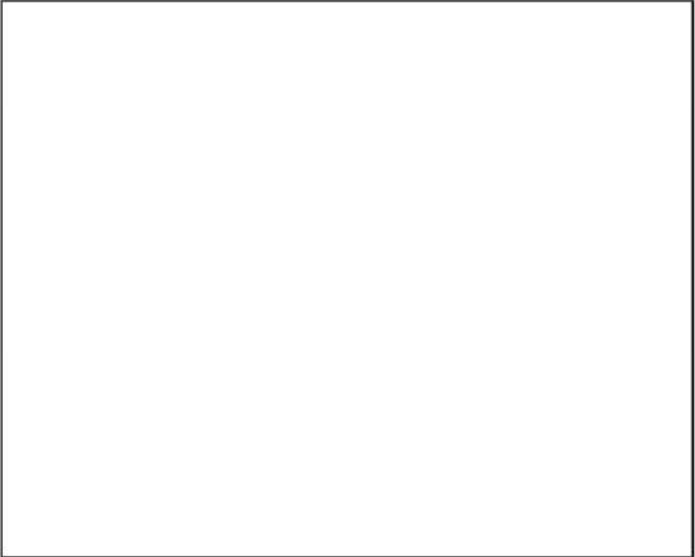


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

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="333 762 840 788">付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]</p>	 <p data-bbox="1236 751 1771 774">付図1-7 L-11 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 783 1682 805">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="333 1378 840 1404">付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1236 1323 1771 1345">付図1-8 L-14 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 1355 1682 1377">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1394 1917 1422">  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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

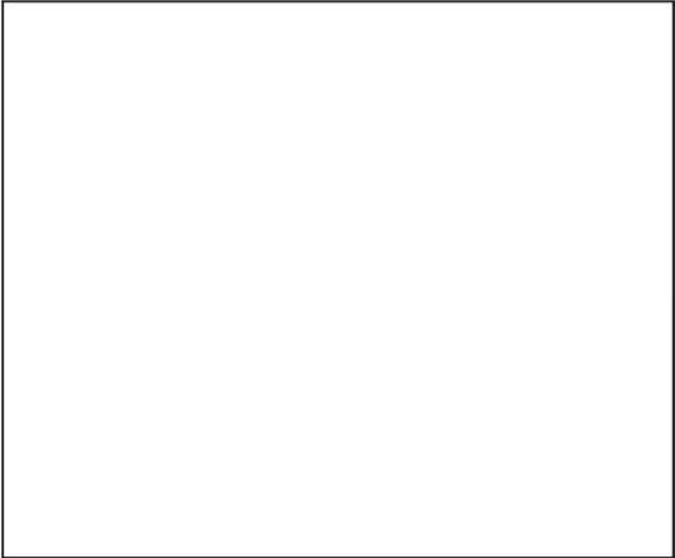
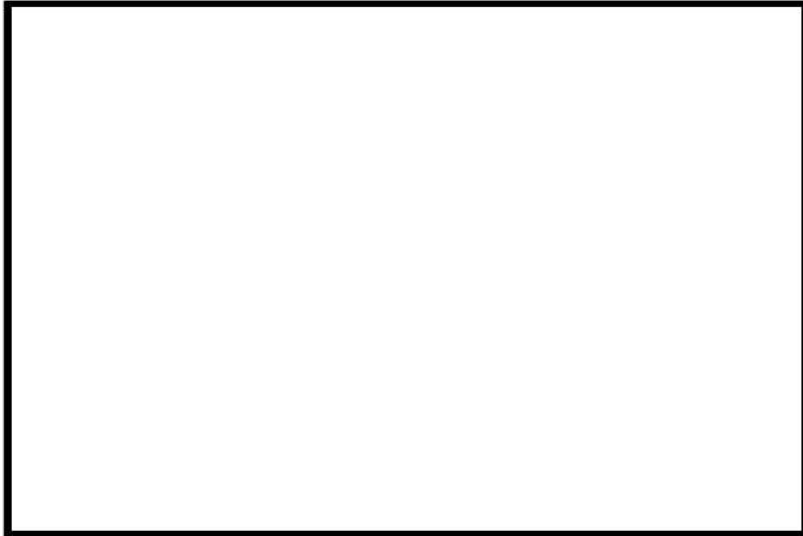
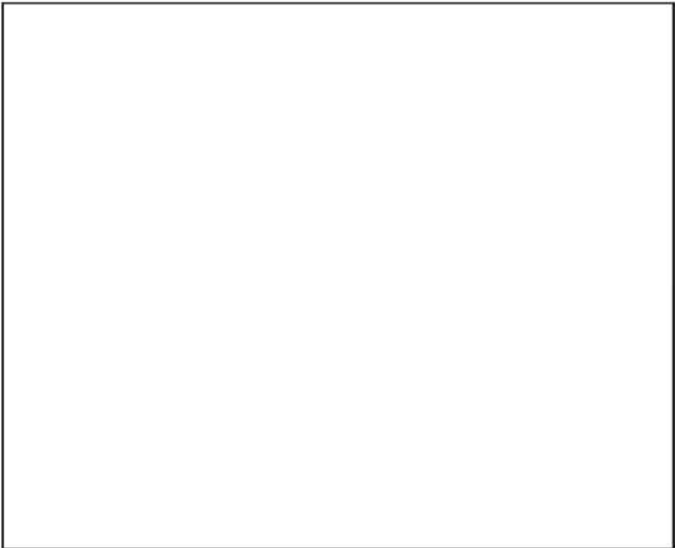


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

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="344 778 860 802">付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1245 742 1760 766">付図1-9 L-06 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1339 774 1675 798">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="309 1385 837 1409">付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1238 1316 1767 1340">付図1-10 L-08 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1339 1348 1682 1372">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1396 1917 1420">  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）

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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="327 759 871 786">付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1234 724 1765 751">付図 1-11. L-11 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1330 758 1682 785">出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="327 1383 871 1410">付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1234 1295 1765 1323">付図 1-12 L-14 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1330 1329 1682 1356">出典：MAAP4 User' s Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1352 1390 1924 1417">  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）

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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 結論</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	<p>(3)まとめ</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	

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（第3部 MAAP コード (MAAP 追加事項)）

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="448 172 745 196">【第5部 MAAP 添付3より抜粋】</p> <p data-bbox="147 209 566 233">付録5 粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="147 277 1046 371">粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている^[32]。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="147 384 1046 722">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図5-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル^[24]（次頁参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも圧力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p> <div data-bbox="383 762 808 1283"> </div> <p data-bbox="315 1310 875 1334">付図5-1 粒子状デブリベッドの流動状態の模式図^[32]</p>	<p data-bbox="1328 172 1693 196">【第3部 MAAP コード 添付2より抜粋】</p> <p data-bbox="1283 209 1738 233">添付3-2 粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="1059 277 1957 371">粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="1059 384 1957 722">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を図2-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル（表2-1参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも乱流域に対するLipinski 0-Dモデル粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p> <div data-bbox="1301 783 1704 1251"> </div> <p data-bbox="1323 1326 1704 1350">付図2-1 粒子状ベッド冷却の流動モデル</p> <p data-bbox="1189 1362 1816 1386">出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p>	<p data-bbox="1973 209 2116 300">※女川の付録5相当である資料を新規作成</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（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて（日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋）^[32]</p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の約合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \left\{ \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \right\} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>付表2-1 Lipinski 0-Dモデルについて</p> <p>出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1052 319 1489 359">モデル</th> <th data-bbox="1489 319 1966 359">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1052 359 1489 1452"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の約合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \left\{ \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \right\} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1489 359 1966 1452"> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の約合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \left\{ \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \right\} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>		
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の約合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_l \left\{ \left[1 + (u_2/u_1)^2 \right]^{1/2} - 1 \right\} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>						

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE10-9 r.3.0
提出年月日	令和5年5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5月
北海道電力株式会社

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;">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</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</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>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（ベント管ベローズ含む）） 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	-	
	ベント管ペローズ	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	-	
	縮付ボルト	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	-	
e. 逃がし安全弁搬出入口	シール部(扉以外)	-	シール能力低下	端板	延性破壊	-		
	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	-		
f. 配管貫通部	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	-		
	縮付ボルト	延性破壊	-	短管	延性破壊	-		
	閉止板	延性破壊	-	e. 電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	-	
	伸縮継手	疲労破壊	-		モジュール	-	エポキシ樹脂付着力低下, Oリング変形	
	短管	延性破壊	-	f. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	-	
	スリーブ	延性破壊	-		シール部	-	変形	
	アダプタ	延性破壊	-					
g. 電気配線貫通部	ヘッド	延性破壊	-					
	モジュール	-	シール能力低下					
h. 原子炉格納容器隔離弁	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2-8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)

設備の相違

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="203 879 958 1214"> <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> </div>	<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2-2 機器搬入口概略図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</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2-3 エアロック概略図 (泊発電所3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>			

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）

表 3-1 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)	原子炉格納容器内で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4.57mm）、ニードル弁で構成） 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））	127°C、0.24 MPa [gage] Co-1等エアロゾル 通気時間10～120分 NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 数百g/m ³ ～20kg/m ³	・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知見が得られた。 ・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	幅0.79～1.25mmの複層流路 (図3-3参照)	NaOH, Na ₂ CO ₃ , エアロゾル エアロゾル濃度 数百g/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)	複雑な流路を通るエアロゾルの閉塞試験から簡易モデルを提案	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エアロゾル エアロゾル濃度 10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの漏えい経路の形状の違いにより）であり、重大事故等時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.で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故等時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	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）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 約20g/m ³	・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知見が得られた。 ・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。
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	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）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 約20g/m ³	・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知見が得られた。 ・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。
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内の亀裂部に捕集されるエアロゾル量を評価	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）を分割し、亀裂（幅0.5mm、幅間13cm、長さ30cm）を設定 (図3-5参照)	110°C ドライ条件 Co-1, Cs-137等 エアロゾル濃度 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知見が得られた。 ・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4.57mm）、ニードル弁で構成） 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））	127°C、0.24 MPa [gage] Co-1等エアロゾル 通気時間10～120分 NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 数百g/m ³ ～20kg/m ³	・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知見が得られた。 ・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	幅0.79～1.25mmの複層流路 (図3-3参照)	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 約20g/m ³	・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知見が得られた。 ・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。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な流路を通るエアロゾルの閉塞試験から簡易モデルを提案	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エアロゾル エアロゾル濃度 10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの漏えい経路の形状の違いにより）であり、重大事故等時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.で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故等時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	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）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 約20g/m ³	・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知見が得られた。 ・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。
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	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）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 約20g/m ³	・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知見が得られた。 ・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。
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内の亀裂部に捕集されるエアロゾル量を評価	円筒形コンクリート壁（直径13cm×高さ30cm）を分割し、亀裂（幅0.5mm、幅間13cm、長さ30cm）を設定 (図3-5参照)	110°C ドライ条件 Co-1, Cs-137等 エアロゾル濃度 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知見が得られた。 ・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>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FP.</p>	<p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FP.</p>	
<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置^{※6}</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</p> <p>FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER</p>	<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置^{※6}</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</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>図3-3 Morewitzらの試験体系と漏えい経路^{※2}</p> <p>Figure 6 - IRSN experimental facility for aerosol retention measurement in concrete cracks.</p> <p>Fig. 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>図3-3 Morewitzらの試験体系と漏えい経路^{※2}</p> <p>Fig. 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>相違理由</p>
<p>図3-4 IRSN試験体系とコンクリートサンプル^{※4}</p>	<p>図3-4 IRSN試験体系とコンクリートサンプル^{※4}</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）

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>※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

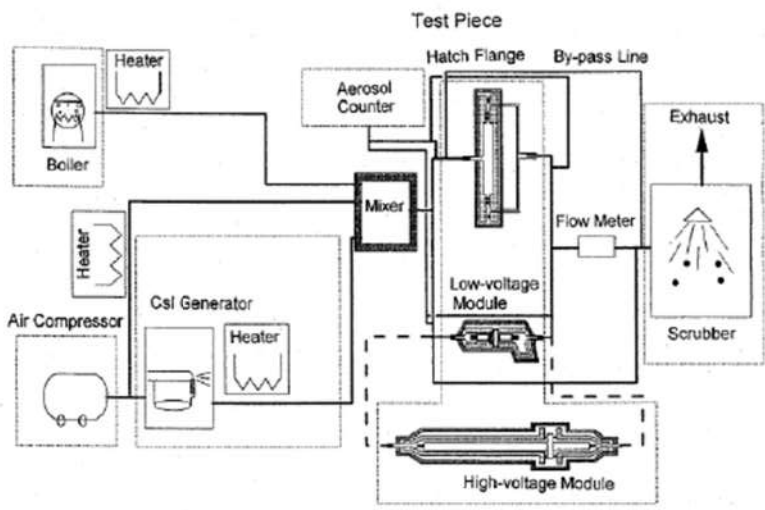
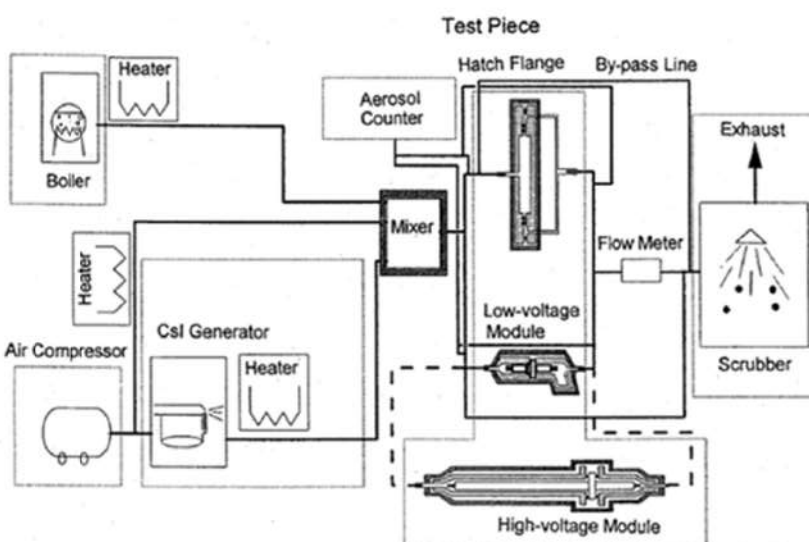
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、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="275 563 904 948"> <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="1167 576 1807 967"> <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" data-bbox="201 215 952 630"> <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℃/min^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25℃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℃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℃/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" data-bbox="1108 207 1870 582"> <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℃/min^{※1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25℃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℃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℃/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℃/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℃/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" data-bbox="201 805 952 1101"> <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℃^{※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℃以上（最大約270～350℃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℃ ^{※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" data-bbox="1108 798 1870 1109"> <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℃^{※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℃以上（最大約270～350℃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℃ ^{※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℃ ^{※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℃ ^{※1} 圧力：0.11～0.60MPa （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）

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

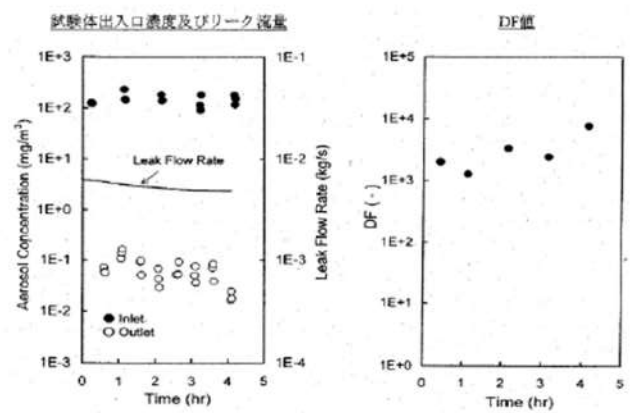
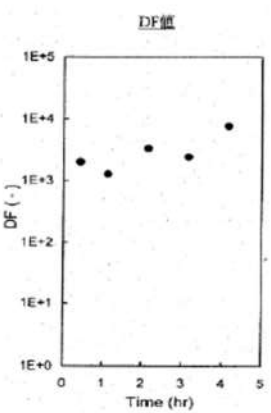
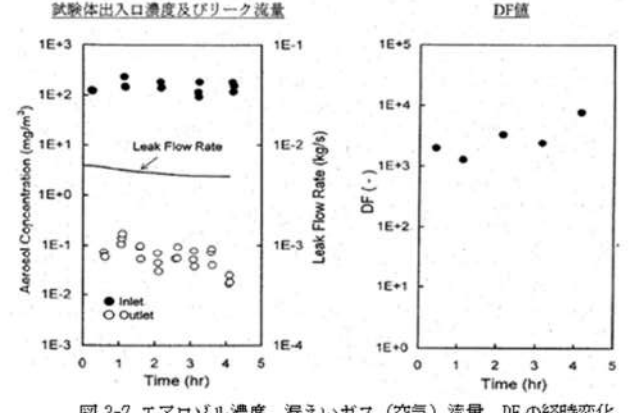
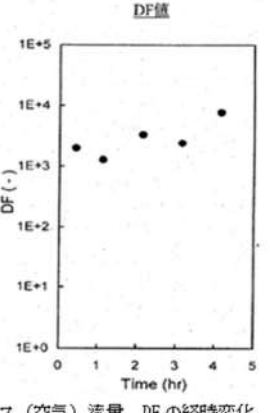
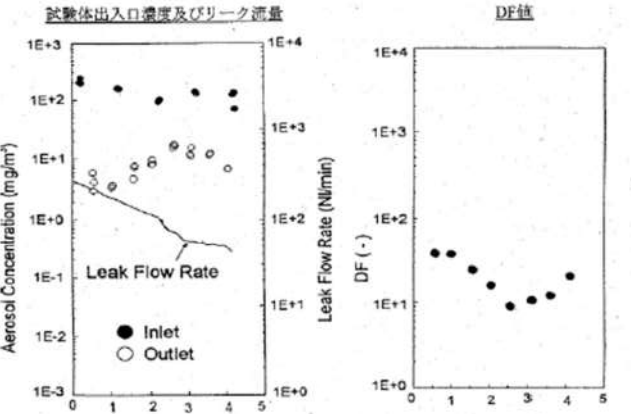
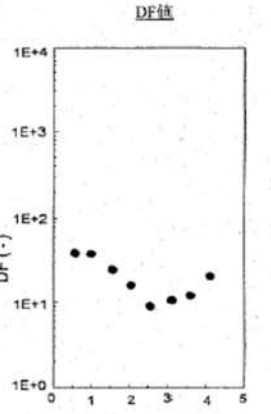
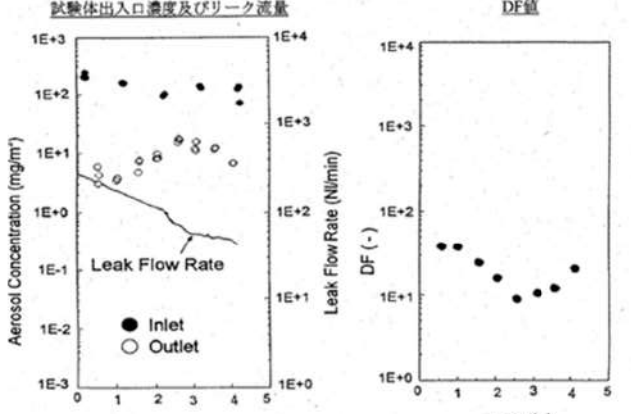
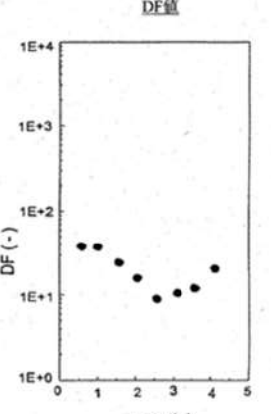
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																
<p>3.2 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表3-5に示す。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="179 391 981 981"> <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="1102 370 1883 976"> <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）

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℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい	500mm ²	無	空気	0.8	400℃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℃まで漏えい無し	500mm ²	有	水蒸気	0.8	400℃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					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。					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>試験体出入口濃度及びリーク流量</p>  <p>DF値</p> 	<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p>  <p>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>試験体出入口濃度及びリーク流量</p>  <p>DF値</p> 	<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p>  <p>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 ^{※1}	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 ^{※1}	加熱 ガス ^{※2}	圧力 ^{※2} (MPa)	破損 温度 ^{※2} (℃)	DF	相違理由
					全粒径範囲 (0.5~5μm)						全粒径範囲 (0.5~5μm)	
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）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 4-1 NUPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

漏えい想定する対象	NUPEC 試験における試験条件		比較結果・考察	
	Mark-I (改良型含む)	Mark-II (改良型含む)	RCV	
漏えい想定する対象	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。 重大事故等時における経路分布として放出量に支配的な事故初期 (格納容器スプレイ実施前) では数μm程度を想定しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
エアロゾル粒径	1~2 μm (CsI) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事故初期 格納容器スプレイ実施前)	数 μm (事故初期 格納容器スプレイ実施前)	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 フランジ・ガスケットについては、試験で用いたシール材と実際のシール材は異なるが、試験の材質より実際の材質の方が長期にわたり高温環境下においてシール機能を維持できると考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット：シリコンゴム	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット：改良 EPM	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット：改良 EPM	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 実験に用いたシール材は最大約 270~350°C の環境で曝露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実験においては 200°C 以下であり、導電率試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
環境条件	温度：100~200°C ^{※2} 圧力：0.11~0.6MPa [gage] (ドライ条件) ^{※3}	温度：~200°C 圧力：~0.85 MPa [gage] (ウエット条件) ^{※3}	温度：~200°C 圧力：~0.620 MPa [gage] (ウエット条件) ^{※3}	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC 試験による DF と比較には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対して明確な依存性がないと考えられ、NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】

※1 0 リングはメタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リングを使用しているが、重大事故等時の環境下においてシール機能を維持できていることを確認している
 ※2 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
 ※3 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

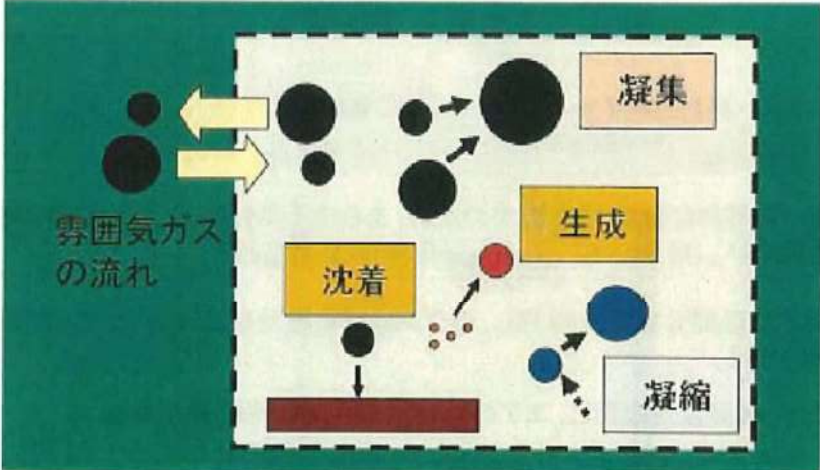
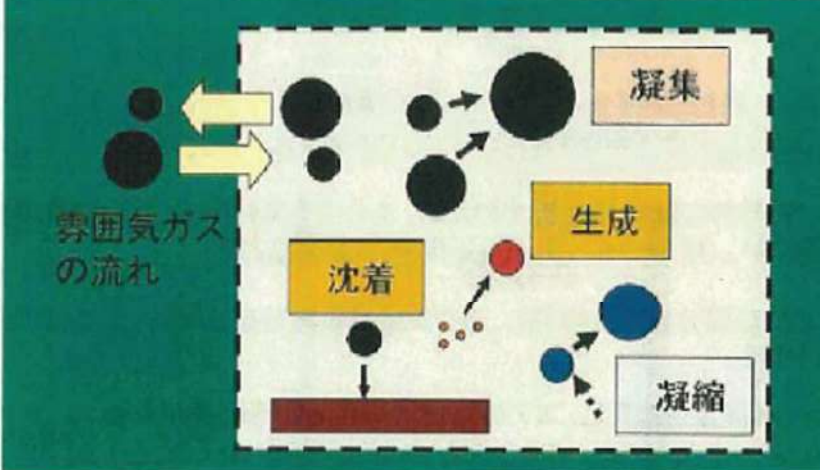
表 4-1 NUPEC 試験での試験条件と PWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

漏えい想定する対象	NUPEC 試験における試験条件		比較結果・考察	
	Mark-I (改良型含む)	Mark-II (改良型含む)	RCV	
漏えい想定する対象	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部 フランジ・ガスケット 	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。 重大事故等時における経路分布として放出量に支配的な事故初期 (格納容器スプレイ実施前) では数μm程度を想定している。NUPEC 試験では DF を 0.5~5μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
エアロゾル粒径	1~2 μm (CsI) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事故初期 格納容器スプレイ実施前)	数 μm (事故初期 格納容器スプレイ実施前)	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 電気配線貫通部については、試験で用いたシール材と実際のシール材は若干の違いはあるものの、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ることから、電気配線貫通部の 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。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 実験に用いたシール材は最大約 270~350°C の環境で曝露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実験においては 200°C 以下であり、導電率試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC 試験による DF と比較には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対して明確な依存性がないと考えられ、NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット：シリコンゴム	電気配線貫通部： (高電圧) エポキシ樹脂 (低電圧) エポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット：シリコンゴム	電気配線貫通部： (高電圧) エポキシ樹脂 (低電圧) エポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット：シリコンゴム	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC 試験による DF と比較には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対して明確な依存性がないと考えられ、NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】
環境条件	温度：100~200°C ^{※1} 圧力：0.11~0.6MPa [gage] (ドライ条件) ^{※2}	温度：~200°C 圧力：~0.8 MPa [gage] (ウエット条件) ^{※2}	温度：~200°C 圧力：~0.8 MPa [gage] (ウエット条件) ^{※2}	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 実験に用いたシール材は最大約 270~350°C の環境で曝露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実験においては 200°C 以下であり、導電率試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC 試験による DF と比較には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対して明確な依存性がないと考えられ、NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウエット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際の DF が大きくなられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】

※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
 ※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

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>	

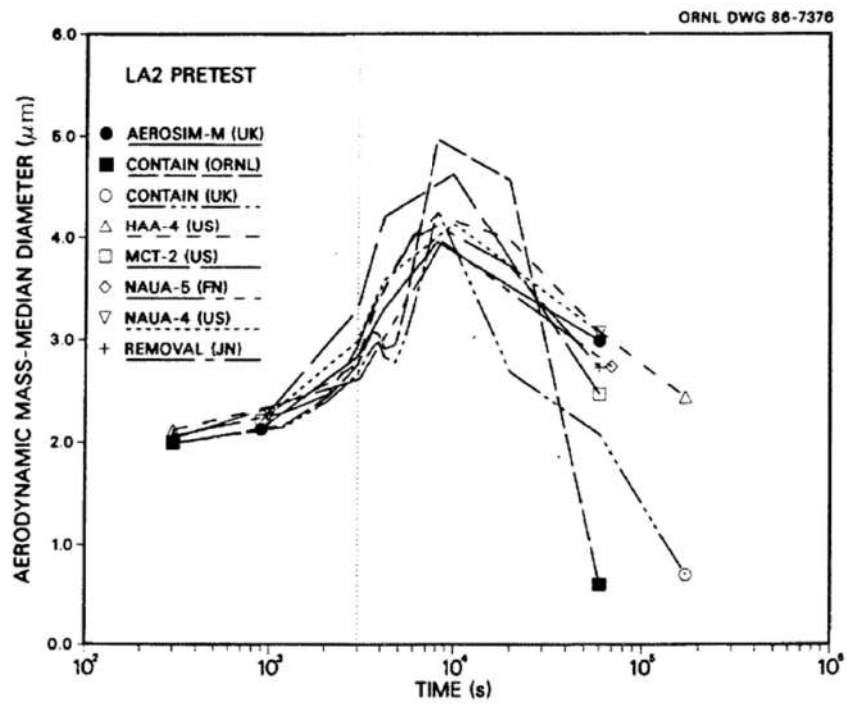
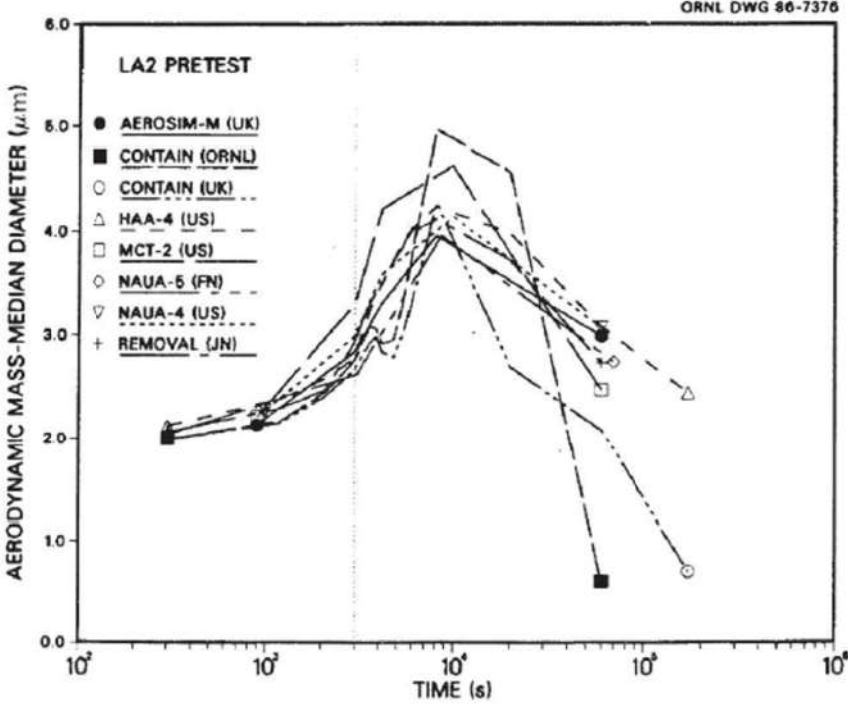
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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="165 694 987 1181"> <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> <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>	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="1077 667 1904 1181"> <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> <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>	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）																																															

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 data-bbox="174 917 974 965">Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p data-bbox="302 1021 840 1085">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 data-bbox="1093 917 1892 965">Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p data-bbox="1227 997 1758 1061">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>	

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
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>試験体入口側</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>試験体出口側</p> </div> </div> <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>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>試験体入口側</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>試験体出口側</p> </div> </div> <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>	

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>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>	

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
参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要 9.2.1 Aerosols in the RCS 9.2.1.1 AECL The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured. 9.2.1.2 PBF-SFD Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1. 9.2.2 Aerosols in the containment 9.2.2.1 PHEBUS FP The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (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.		参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要 9.2.1 Aerosols in the RCS 9.2.1.1 AECL The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured. 9.2.1.2 PBF-SFD Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1. 9.2.2 Aerosols in the containment 9.2.2.1 PHEBUS FP The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (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.		
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	

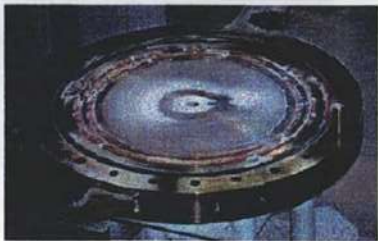


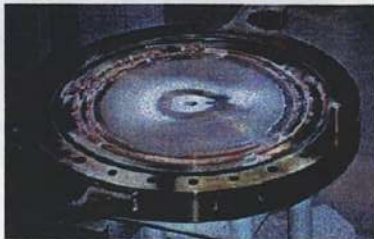


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

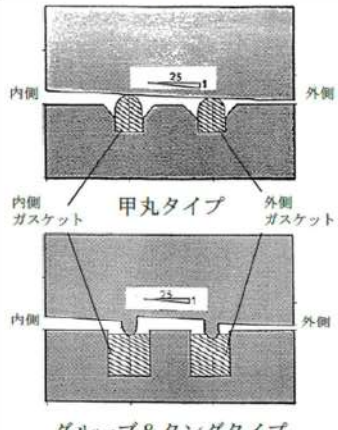
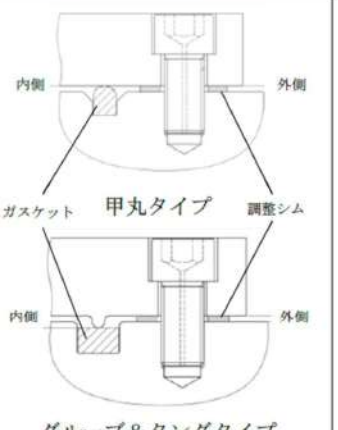
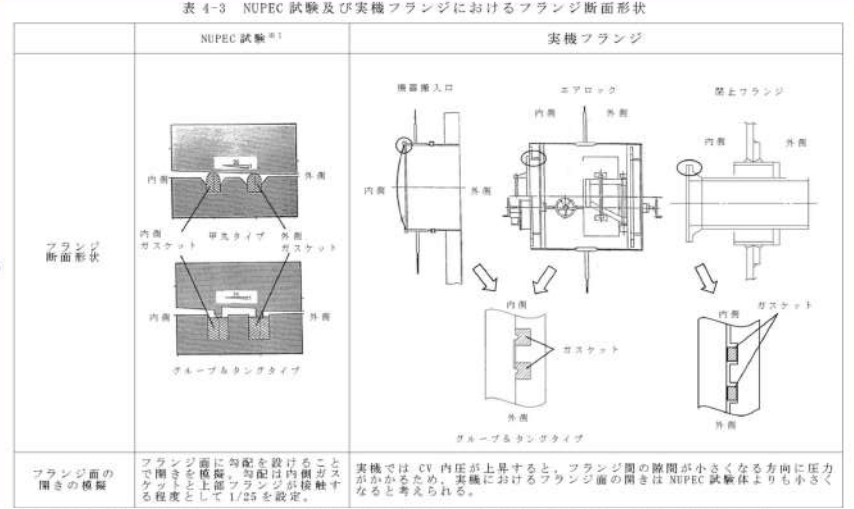
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。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>相違理由</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>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> <ul style="list-style-type: none"> ・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

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）

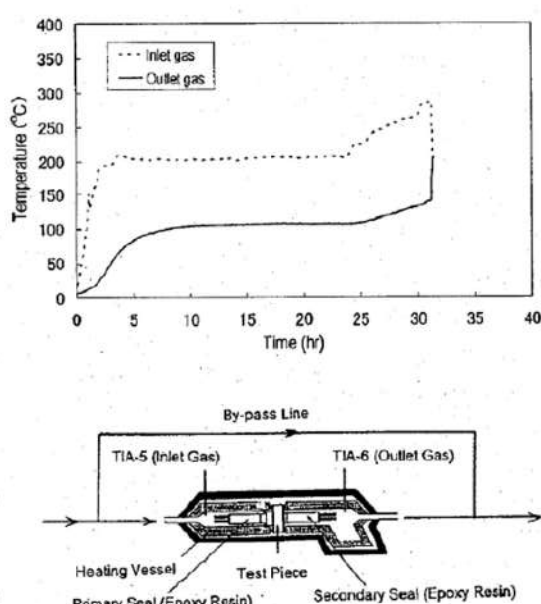
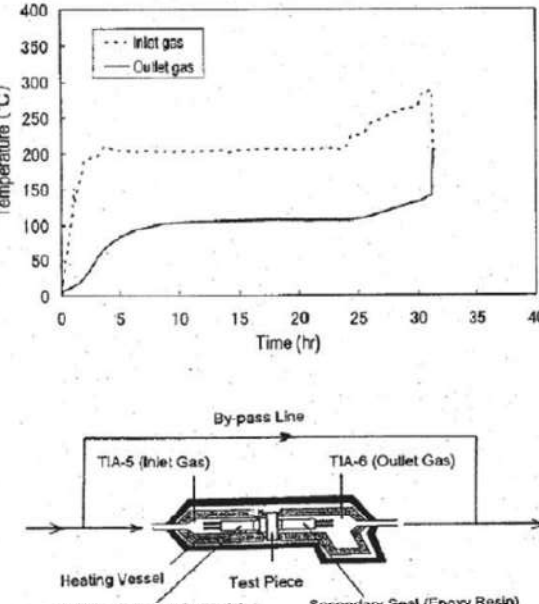
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部分 (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）

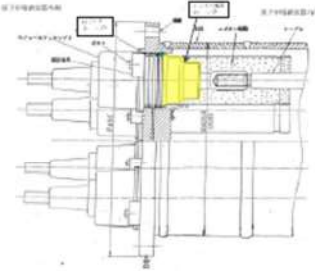
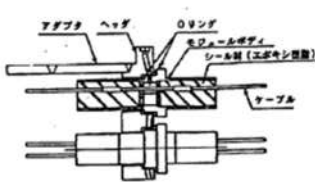
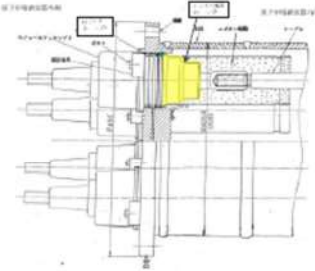
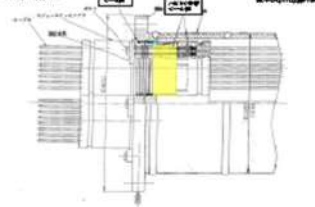
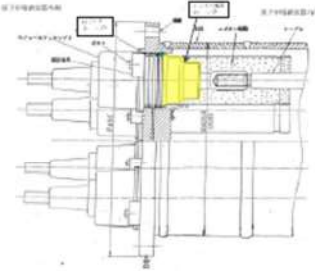
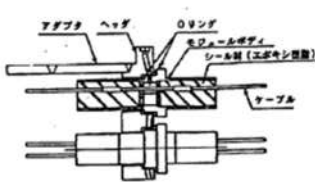
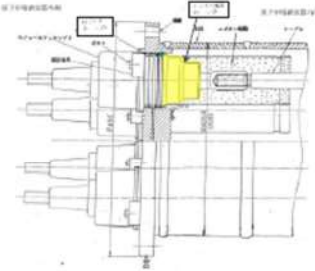
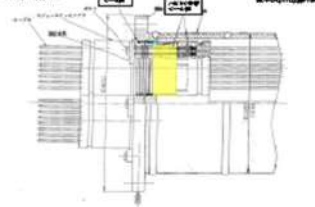
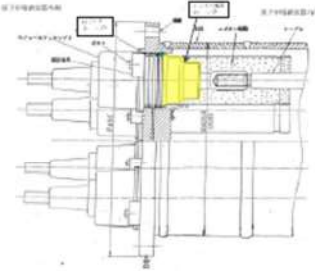
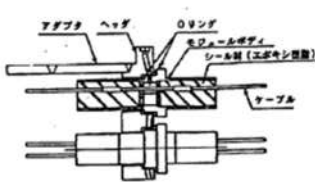
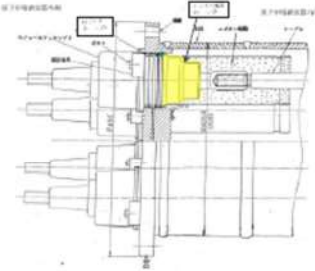
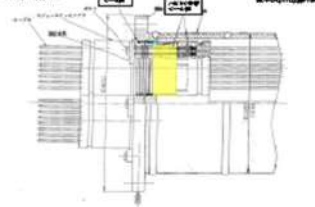
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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					
フランジ断面形状					設備の相違
	<p>グループ&タンクタイプ</p>	<p>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。勾配は内側ガスケット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。ガスケットの押し込み量は、リークが発生しない程度に設定。	<p>フランジ面の開きの模擬</p> <p>フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガスケットと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。</p> <p>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>		
<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>	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>		

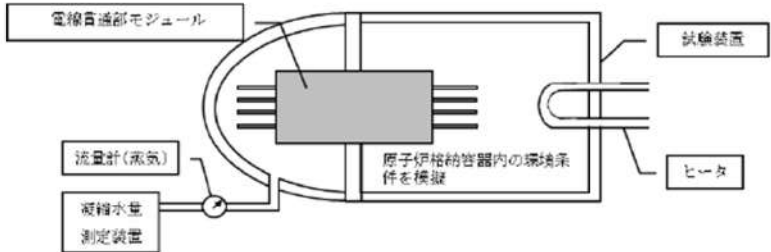
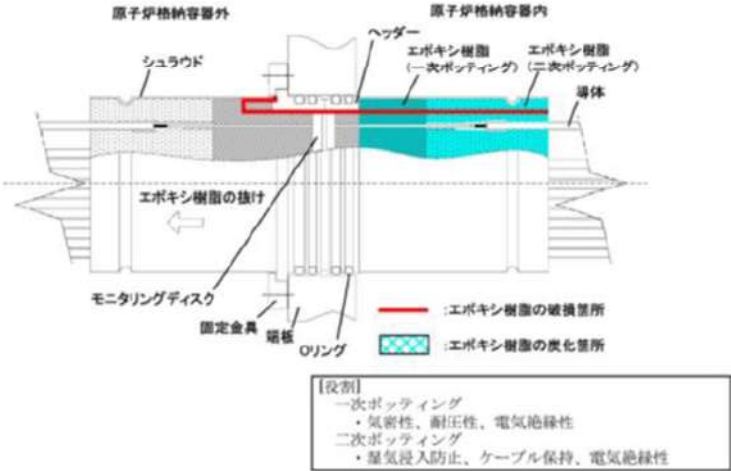
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>The graph shows Inlet gas temperature (dotted line) and Outlet gas temperature (solid line) over 40 hours. Inlet gas temperature rises from 0 to ~200°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~300°C at 30h. Outlet gas temperature rises from 0 to ~100°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~150°C at 30h. The schematic shows a test piece with a heating vessel, primary seal (epoxy resin), secondary seal (epoxy resin), and a by-pass line with TIAs for inlet and outlet gas.</p>	 <p>The graph shows Inlet gas temperature (dotted line) and Outlet gas temperature (solid line) over 40 hours. Inlet gas temperature rises from 0 to ~200°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~300°C at 30h. Outlet gas temperature rises from 0 to ~100°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~150°C at 30h. The schematic is identical to the one for Onagawa Unit 2.</p>	
<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>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>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>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</p> <p>・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 1276"> <thead> <tr> <th></th> <th>NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)</th> <th>PWR 実機電線貫通部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>貫通部 形状</td> <td> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> <td> <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 style="text-align: center;">図 4-6 試験装置概要</p>  <p style="text-align: center;">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}</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）

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>を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4-3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関わらず、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4-6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4-6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関わらず、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）

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

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：mm²

	室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)
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 (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10
2mm ²	-	2.6	1.7	45
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5
同軸	19	11	-	10
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	
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)	-
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)	

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

泊発電所3号炉

表4-3 試験体のリーク面積の温度依存性

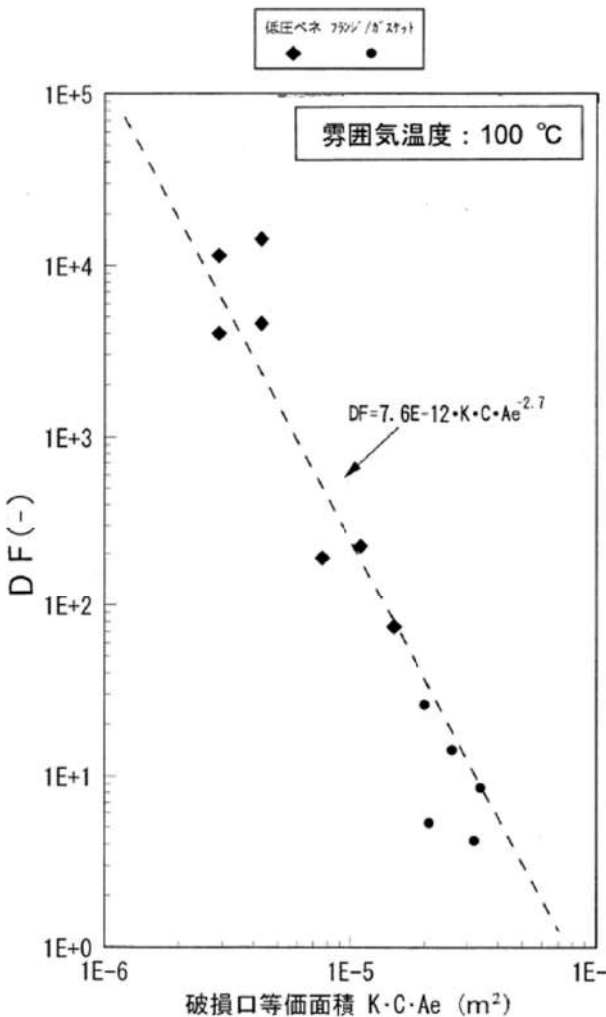
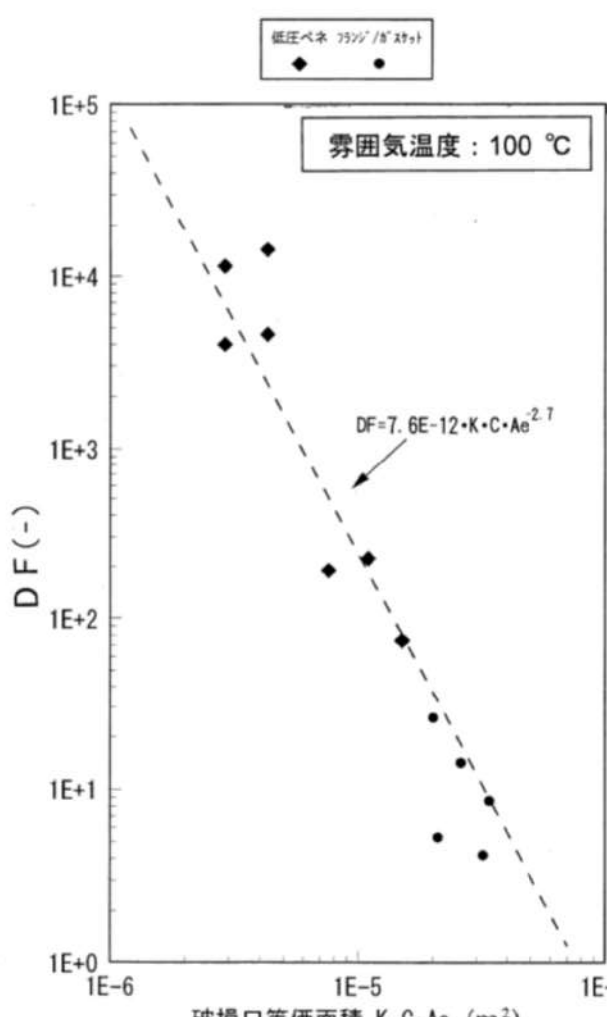
表3.1-13 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果^(注1) 単位：mm²

	室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)
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 (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10
2mm ²	-	2.6	1.7	45
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5
同軸	19	11	-	10
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	
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)	-
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)	

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

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>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4-6 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>	

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> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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> <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> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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>	<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> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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> <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> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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。</p> <p>—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>	<p>設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

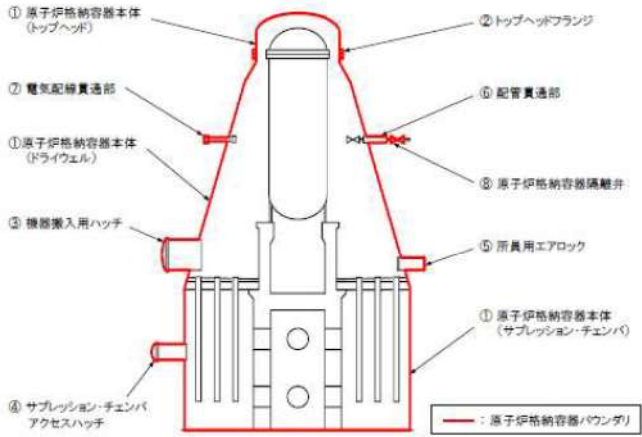
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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える。</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える。</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</p> <p>・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	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添1</p> <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 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 style="text-align: center;">図1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>		<p>記載内容の相違</p> <p>・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、ドライウェル、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	
	シール部(扉以外)	—	シール材劣化	
⑥配管貫通部	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	—	
	伸縮継手	疲労破壊	—	
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—	
	ヘッド	延性破壊	—	
	モジュール	—	シール材劣化	
⑧原子炉格納容器隔離弁	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> <ul style="list-style-type: none"> 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) b. 電気配線貫通部のシール部 (⑦電気配線貫通部) 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>				

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>電気配線貫通部 (低圧用)</p> <p>原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁)</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>原子炉格納容器隔離弁 (T I P ボール弁)</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>		

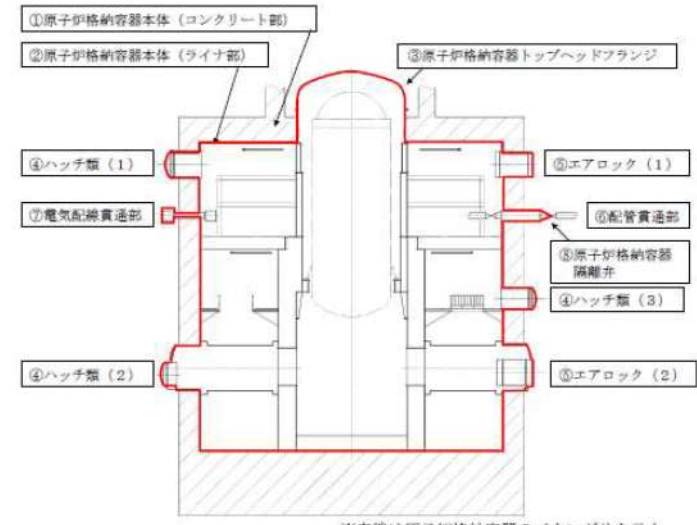
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>記載内容の相違</p> <p>・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
 <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（1） ⑤エアロック（1） ⑦電気配線貫通部 ⑧原子炉格納容器隔離弁 ④ハッチ類（2） ⑥配管貫通部 ④ハッチ類（3） ⑤エアロック（2）</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>	$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_t} \cdot \rho_t \cdot \left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <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> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ <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)(-) </p> <p> <i>P</i>₀：1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) <i>γ</i>：比熱比(-) <i>v</i>：比容積(-) </p> <p>理想気体の状態方程式(<i>ρ</i> = <i>R</i> · <i>T</i>₀ / <i>v</i>)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、<i>C</i> · <i>A</i> ≤ <i>A</i>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) <i>γ</i>：比熱比(-) <i>R</i>：気体定数(J/(kg·K)) (<i>P</i>_b/<i>P</i>₀ < <i>η</i>_{crit}の場合、<i>P</i>_b/<i>P</i>₀の代わりに<i>η</i>_{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) <i>γ</i>：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>	