

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>なお、軸回りのねじりモーメントにより端板に発生するせん断応力については、十分小さいので省略する。</p>	<p>なお、軸回りのねじりモーメントにより端板に発生するせん断応力については、十分小さいので省略する。</p>	<p>なお、軸回りのねじりモーメントにより端板に発生するせん断応力については、十分小さいので省略する。</p>																																							
<p>6.2.5 応力評価</p>	<p>7.2.5 応力評価</p>	<p>6.2.5 応力評価</p>																																							
<p>6.2.4項で算出した端板の発生応力を用い、端板が健全であることを確認する。</p>	<p>7.2.4項で算出した端板の発生応力を用い、端板が健全であることを確認する。</p>	<p>6.2.4項で算出した端板の発生応力を用い、端板が健全であることを確認する。</p>																																							
<p>(1) 荷重の組合せ及び応力強さの限界</p>	<p>(1) 荷重の組合せ及び応力強さの限界</p>	<p>(1) 荷重の組合せ及び応力強さの限界</p>																																							
<p>端板の荷重の組合せ及び応力強さの限界は、第6-3表に示すとおりである。また、材料の最高使用温度等における応力強さの限界を第6-4表に示す。</p>	<p>端板の荷重の組合せ及び応力強さの限界は、表7-3に示すとおりである。また、材料の最高使用温度等における応力強さの限界を表7-4に示す。</p>	<p>端板の荷重の組合せ及び応力強さの限界は、表6-3に示すとおりである。また、材料の最高使用温度等における応力強さの限界を表6-4に示す。</p>																																							
<p>第6-3表 考慮する外力及び応力強さの限界</p>	<p>表7-3 考慮する外力及び応力強さの限界</p>	<p>表6-3 考慮する外力及び応力強さの限界</p>																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重の組合せ</th> <th colspan="2">応力強さの限界</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設計引張強さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント</td> <td colspan="2">3S</td> </tr> </tbody> </table>	荷重の組合せ	応力強さの限界		設計引張強さ		①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重の組合せ</th> <th colspan="2">応力強さの限界</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設計引張強さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント</td> <td colspan="2">3S</td> </tr> </tbody> </table>	荷重の組合せ	応力強さの限界		設計引張強さ		①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重の組合せ</th> <th colspan="2">応力強さの限界</th> </tr> <tr> <th colspan="2">設計引張強さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント</td> <td colspan="2">3S</td> </tr> </tbody> </table>	荷重の組合せ	応力強さの限界		設計引張強さ		①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S																
荷重の組合せ		応力強さの限界																																							
	設計引張強さ																																								
①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S																																								
荷重の組合せ	応力強さの限界																																								
	設計引張強さ																																								
①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S																																								
荷重の組合せ	応力強さの限界																																								
	設計引張強さ																																								
①配管自重による反力及びモーメント ②配管熱膨張による反力及びモーメント ③事故時の原子炉格納容器膨張に伴う 相対変位による配管反力及びモーメント	3S																																								
<p>第6-4表 材料の原子炉格納容器内温度等における応力強さの限界</p>	<p>表7-4 材料の原子炉格納容器内温度等における応力強さの限界</p>	<p>表6-4 材料の原子炉格納容器内温度等における応力強さの限界</p>																																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>応力強さ</th> <th>材 料</th> <th>評価温度 (°C)</th> <th>応力強さの限界 3S (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>513</td> <td>一次+二次 応力強さ</td> <td></td> <td>302.4 (注1)</td> <td>396 (注2)</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部番号	応力強さ	材 料	評価温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)	513	一次+二次 応力強さ		302.4 (注1)	396 (注2)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>応力強さ</th> <th>材 料</th> <th>原子炉格納 容器内温度 (°C)</th> <th>応力強さの限界 3S (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>410</td> <td rowspan="2">一次+二次 応力強さ</td> <td rowspan="2"></td> <td>200</td> <td>393 (注)</td> </tr> <tr> <td>409, 411</td> <td>200</td> <td>369 (注)</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部番号	応力強さ	材 料	原子炉格納 容器内温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)	410	一次+二次 応力強さ		200	393 (注)	409, 411	200	369 (注)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>応力強さ</th> <th>材 料</th> <th>原子炉格納 容器内温度 (°C)</th> <th>応力強さの限界 3S (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>413, 414</td> <td>一次+二次 応力強さ</td> <td>SGV480</td> <td>200</td> <td>393 (注)</td> </tr> <tr> <td>419, 420</td> <td>一次+二次 応力強さ</td> <td>SUS304</td> <td>200</td> <td>369 (注)</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部番号	応力強さ	材 料	原子炉格納 容器内温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)	413, 414	一次+二次 応力強さ	SGV480	200	393 (注)	419, 420	一次+二次 応力強さ	SUS304	200	369 (注)	
貫通部番号	応力強さ	材 料	評価温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)																																					
513	一次+二次 応力強さ		302.4 (注1)	396 (注2)																																					
貫通部番号	応力強さ	材 料	原子炉格納 容器内温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)																																					
410	一次+二次 応力強さ		200	393 (注)																																					
409, 411			200	369 (注)																																					
貫通部番号	応力強さ	材 料	原子炉格納 容器内温度 (°C)	応力強さの限界 3S (MPa)																																					
413, 414	一次+二次 応力強さ	SGV480	200	393 (注)																																					
419, 420	一次+二次 応力強さ	SUS304	200	369 (注)																																					
<p>(注1) 配管内部流体温度 (注2) 評価温度における値</p>	<p>(注) 評価温度における値</p>	<p>(注) 評価温度における値</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>																																									

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>6.3 評価結果</p> <p>端板に生じる応力を第6-5表、評価結果を第6-6表に示す。端板に生じる応力は許容値を満足しており、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>7.3 評価結果</p> <p>端板に生じる応力を表7-5-1、評価結果を表7-5-2に示す。端板に生じる応力は許容値を満足しており、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>6.3 評価結果</p> <p>端板に生じる応力を表6-5、評価結果を表6-6に示す。端板に生じる応力は許容値を満足しており、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>第6-5表 端板の発生応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="4">貫通部 番号</th> <th colspan="6">応力(MPa)</th> </tr> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内 圧力による応力</th> <th colspan="3">配管荷重 による応力</th> </tr> <tr> <th colspan="6">一次応力</th> </tr> <tr> <th colspan="2">軸方向</th> <th colspan="2">半径方向</th> <th colspan="2">曲げ モーメント による応力</th> </tr> <tr> <th>ST1</th> <th>SR1</th> <th>SR2</th> <th>SR3T</th> <th>SR4T</th> <th>SR5T</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>410</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>409</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>411</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)						原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力			一次応力						軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力		ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T	410						409						411						<p>表7-5-1 端板の発生応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="4">貫通部 番号</th> <th colspan="6">応力(MPa)</th> </tr> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内 圧力による応力</th> <th colspan="3">配管荷重 による応力</th> </tr> <tr> <th colspan="6">一次応力</th> </tr> <tr> <th colspan="2">軸方向</th> <th colspan="2">半径方向</th> <th colspan="2">曲げ モーメント による応力</th> </tr> <tr> <th>ST1</th> <th>SR1</th> <th>SR2</th> <th>SR3T</th> <th>SR4T</th> <th>SR5T</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>410</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>409</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>411</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)						原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力			一次応力						軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力		ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T	410						409						411						<p>表6-5 端板の発生応力</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="4">貫通部 番号</th> <th colspan="6">応力(MPa)</th> </tr> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内 圧力による応力</th> <th colspan="3">配管荷重 による応力</th> </tr> <tr> <th colspan="6">一次応力</th> </tr> <tr> <th colspan="2">軸方向</th> <th colspan="2">半径方向</th> <th colspan="2">曲げ モーメント による応力</th> </tr> <tr> <th>ST1</th> <th>SR1</th> <th>SR2</th> <th>SR3T</th> <th>SR4T</th> <th>SR5T</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>413</td> <td>0.6</td> <td>3.0</td> <td>3.8</td> <td>2.9</td> <td>2.3</td> <td>249.1</td> </tr> <tr> <td>414</td> <td>0.6</td> <td>3.0</td> <td>3.8</td> <td>1.3</td> <td>2.4</td> <td>255.4</td> </tr> <tr> <td>419</td> <td>0.6</td> <td>6.2</td> <td>9.0</td> <td>1.8</td> <td>1.6</td> <td>22.6</td> </tr> <tr> <td>420</td> <td>0.6</td> <td>6.2</td> <td>9.0</td> <td>1.5</td> <td>0.9</td> <td>22.2</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)						原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力			一次応力						軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力		ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T	413	0.6	3.0	3.8	2.9	2.3	249.1	414	0.6	3.0	3.8	1.3	2.4	255.4	419	0.6	6.2	9.0	1.8	1.6	22.6	420	0.6	6.2	9.0	1.5	0.9	22.2
貫通部 番号		応力(MPa)																																																																																																																																																													
		原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力																																																																																																																																																										
		一次応力																																																																																																																																																													
	軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力																																																																																																																																																										
ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T																																																																																																																																																										
410																																																																																																																																																															
409																																																																																																																																																															
411																																																																																																																																																															
貫通部 番号	応力(MPa)																																																																																																																																																														
	原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力																																																																																																																																																											
	一次応力																																																																																																																																																														
	軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力																																																																																																																																																										
ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T																																																																																																																																																										
410																																																																																																																																																															
409																																																																																																																																																															
411																																																																																																																																																															
貫通部 番号	応力(MPa)																																																																																																																																																														
	原子炉格納容器内 圧力による応力			配管荷重 による応力																																																																																																																																																											
	一次応力																																																																																																																																																														
	軸方向		半径方向		曲げ モーメント による応力																																																																																																																																																										
ST1	SR1	SR2	SR3T	SR4T	SR5T																																																																																																																																																										
413	0.6	3.0	3.8	2.9	2.3	249.1																																																																																																																																																									
414	0.6	3.0	3.8	1.3	2.4	255.4																																																																																																																																																									
419	0.6	6.2	9.0	1.8	1.6	22.6																																																																																																																																																									
420	0.6	6.2	9.0	1.5	0.9	22.2																																																																																																																																																									
<p>第6-6表 端板の応力評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">貫通部 番号</th> <th colspan="2">応力(MPa)</th> <th rowspan="3">設計の基準</th> </tr> <tr> <th colspan="2">一次+二次応力強さ</th> </tr> <tr> <th>ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>513</td> <td>72</td> <td>396</td> <td>3S</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)		設計の基準	一次+二次応力強さ		ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値	513	72	396	3S	<p>表7-5-2 端板の応力評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">貫通部 番号</th> <th colspan="2">応力(MPa)</th> <th rowspan="3">許容値</th> </tr> <tr> <th colspan="2">一次+二次応力強さ</th> </tr> <tr> <th>ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>410</td> <td>236</td> <td>393</td> <td>3S</td> </tr> <tr> <td>409</td> <td>97</td> <td>369</td> <td>3S</td> </tr> <tr> <td>411</td> <td>49</td> <td>369</td> <td>3S</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)		許容値	一次+二次応力強さ		ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値	410	236	393	3S	409	97	369	3S	411	49	369	3S	<p>表6-6 端板の応力評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">貫通部 番号</th> <th colspan="2">応力(MPa)</th> <th rowspan="3">許容値</th> </tr> <tr> <th colspan="2">一次+二次応力強さ</th> </tr> <tr> <th>ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>413</td> <td>262</td> <td>393</td> <td>3S</td> </tr> <tr> <td>414</td> <td>267</td> <td>393</td> <td>3S</td> </tr> <tr> <td>419</td> <td>42</td> <td>369</td> <td>3S</td> </tr> <tr> <td>420</td> <td>41</td> <td>369</td> <td>3S</td> </tr> </tbody> </table>	貫通部 番号	応力(MPa)		許容値	一次+二次応力強さ		ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値	413	262	393	3S	414	267	393	3S	419	42	369	3S	420	41	369	3S																																																																																																					
貫通部 番号		応力(MPa)			設計の基準																																																																																																																																																										
		一次+二次応力強さ																																																																																																																																																													
	ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値																																																																																																																																																													
513	72	396	3S																																																																																																																																																												
貫通部 番号	応力(MPa)		許容値																																																																																																																																																												
	一次+二次応力強さ																																																																																																																																																														
	ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値																																																																																																																																																													
410	236	393	3S																																																																																																																																																												
409	97	369	3S																																																																																																																																																												
411	49	369	3S																																																																																																																																																												
貫通部 番号	応力(MPa)		許容値																																																																																																																																																												
	一次+二次応力強さ																																																																																																																																																														
	ST1+SR1+SR2+SR3T+ SR4T+SR5T	許容値																																																																																																																																																													
413	262	393	3S																																																																																																																																																												
414	267	393	3S																																																																																																																																																												
419	42	369	3S																																																																																																																																																												
420	41	369	3S																																																																																																																																																												
<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>																																																																																																																																																															

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;">添付 6-1</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器貫通部の評価部位の代表性について</p> <p>1. はじめに 今回評価対象とした配管貫通部端板の代表性を示したものである。</p> <p>2. 配管貫通部端板の代表選定の考え方 配管の代表性について配管実支持間隔を基に、配管貫通部端板に発生する応力比について感度評価を実施した。具体的には、下記の方法で評価を行った。</p> <p>①端板の評価は、原子炉格納容器の変位の影響を受けやすい、固定式配管貫通部を評価対象とする。</p> <p>②端板の配管荷重による応力は、6.3 項に示す通り、曲げモーメントによる応力 (SR5T) が支配的である。なお、既工事計画認可申請書評価結果においても同様である。</p> <p>③固定式配管貫通部ごとに、配管外径、板厚、変位及び実支持間隔等から端板に作用する配管荷重による曲げモーメント (MOT) を算出する。曲げモーメント (MOT) は片端固定はりの材料力学の式にて算出する。</p> $MOT = P \times L$ $P = 3E \cdot I \cdot \delta / L^3$ <p>I：配管の断面二次モーメント ($I = \pi (D^4 - d^4) / 64$ D:外径 d:内径)</p> <p>E：縦弾性係数 δ：変位 L：実支持長さ</p> <p>④固定式配管貫通部ごとに、③にて算出した配管荷重による曲げモーメント (MOT) 及び端板仕様による項の比を最大値を 1.0 として求める。また曲げモーメントによる応力 (SR5T) についても、最大発生応力を 1.0 とし、各貫通部における応力比を求める。</p> $SR5T = \frac{\beta \cdot MOT}{A \cdot T^2} \left[\begin{array}{l} MOT : \text{モーメントによる項} \\ \beta / (A \cdot T^2) : \text{端板仕様による項} \end{array} \right]$	<p style="text-align: right;">添付 7-1</p> <p style="text-align: center;">端板の評価部位の代表性について</p> <p>1. はじめに 今回評価を実施した端板の代表性を示したものである。</p> <p>2. 代表選定の考え方 配管の代表性について添付 5-1 で説明した配管実支持間隔を基に、配管貫通部端板に発生する応力比について感度評価を実施した。具体的には、以下の方法で評価を行った。</p> <p>①端板の評価は、伸縮式配管貫通部では伸縮継手により原子炉格納容器の事故時変位を吸収し、貫通配管から端板に作用する荷重は小さくなるため、固定式配管貫通部を評価対象とする。</p> <p>②端板の配管荷重による応力は、7.3 項に示すとおり、曲げモーメントによる応力 (SR5T) が支配的である。なお、既工事計画認可申請書評価結果においても同様である。</p> <p>③固定式配管貫通部ごとに、配管外径、板厚、変位及び実支持間隔等から端板に作用する配管荷重による曲げモーメント (MOT) を算出する。曲げモーメント (MOT) は片端固定はりの材料力学の式にて算出する。</p> $MOT = P \times L$ $P = 3E \cdot I \cdot \delta / L^3$ <p>I：配管の断面二次モーメント ($I = \pi (D^4 - d^4) / 64$ D:外径 d:内径)</p> <p>E：縦弾性係数 δ：変位 L：実支持長さ</p> <p>④固定式配管貫通部ごとに、③にて算出した配管荷重による曲げモーメント (MOT) による応力 (SR5T) について、最大発生応力を 1.0 とし、各貫通部における応力比を求める。</p> $SR5T = \frac{\beta \cdot MOT}{A \cdot T^2} \left[\begin{array}{l} MOT : \text{モーメントによる項} \\ \beta / (A \cdot T^2) : \text{端板仕様による項} \end{array} \right]$	<p style="text-align: right;">添付 6-1</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器貫通部の評価部位の代表性について</p> <p>1. はじめに 今回評価対象とした配管貫通部端板の代表性を示したものである。</p> <p>2. 配管貫通部端板の代表選定の考え方 配管の代表性について添付 4-1 で説明した配管実支持間隔を基に、配管貫通部端板に発生する応力比について感度評価を実施した。具体的には、下記の方法で評価を行った。</p> <p>①端板の評価は、原子炉格納容器の変位の影響を受けやすい、固定式配管貫通部を評価対象とする。</p> <p>②端板の配管荷重による応力は、6.3 項に示す通り、曲げモーメントによる応力 (SR5T) が支配的である。なお、既工事計画認可申請書評価結果においても同様である。</p> <p>③固定式配管貫通部ごとに、配管外径、板厚、変位及び実支持間隔等から端板に作用する配管荷重による曲げモーメント (MOT) を算出する。曲げモーメント (MOT) は片端固定はりの材料力学の式にて算出する。</p> $MOT = P \times L$ $P = 3E \cdot I \cdot \delta / L^3$ <p>I：配管の断面二次モーメント ($I = \pi (D^4 - d^4) / 64$ D:外径 d:内径)</p> <p>E：縦弾性係数 δ：変位 L：実支持長さ</p> <p>④固定式配管貫通部ごとに、③にて算出した配管荷重による曲げモーメント (MOT) による応力 (SR5T) について、最大発生応力を 1.0 とし、各貫通部における応力比を求める。</p> $SR5T = \frac{\beta \cdot MOT}{A \cdot T^2} \left[\begin{array}{l} MOT : \text{モーメントによる項} \\ \beta / (A \cdot T^2) : \text{端板仕様による項} \end{array} \right]$	<p>【伊方】 資料名の相違</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】 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>3. 評価結果</p> <p>2. に基づき、端板に発生する応力比を整理した結果は第6-1-1表のとおりである。このうち応力比が最も高い貫通部(513)を代表として選定した(第6-1-2表)。</p> <table border="1" data-bbox="197 343 604 523"> <caption>添付第6-1-1表 評価結果</caption> <thead> <tr> <th>号炉</th> <th>貫通部番号</th> <th>SR5Tの比^(注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">3号炉</td> <td>512, 513</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>420</td> <td>0.82</td> </tr> <tr> <td>511, 514</td> <td>0.79</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">4号炉</td> <td>512, 513</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>420</td> <td>0.84</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">511, 514</td> <td>0.79</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注)端板に作用する配管荷重による曲げモーメント(MOT)より曲げモーメントによる応力(SR5T)を算出し、最大応力値を1.0とした場合の比</p> <table border="1" data-bbox="197 654 638 742"> <caption>添付第6-1-2表 選定貫通部</caption> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>端板外径 (mm)</th> <th>端板板厚 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>513</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="340 794 728 817" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 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。 </div>	号炉	貫通部番号	SR5Tの比 ^(注)	3号炉	512, 513	1.00	420	0.82	511, 514	0.79	4号炉	512, 513	1.00	420	0.84	511, 514	0.79	貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)	513			<p>3. 代表部位選定結果</p> <p>2. に基づき、端板に発生する応力比を整理した結果は添付表7-1-1のとおりである。EL.が高いほど応力比が高い傾向を示しており、応力比が高いEL. 32.3m以上の貫通部(409, 410, 411)を代表として選定した(添付表7-1-2)。</p> <table border="1" data-bbox="824 375 1288 494"> <caption>添付表7-1-1 評価結果</caption> <thead> <tr> <th>EL.</th> <th>変位(mm)</th> <th>④SR5Tの比^(注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>32.3m以上(O/F)</td> <td>約49</td> <td>0.5~1.0</td> </tr> <tr> <td>24.0m~32.3m</td> <td>約24~42</td> <td>0.1~0.3</td> </tr> <tr> <td>16.2m~24.0m</td> <td>約4~18</td> <td>~0.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注)端板に作用する配管荷重による曲げモーメント(MOT)より曲げモーメントによる応力(SR5T)を算出し、最大応力値を1.0とした場合の比</p> <table border="1" data-bbox="833 638 1281 746"> <caption>添付表7-1-2 EL. 32.3m以上の選定貫通部</caption> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>端板外径 (mm)</th> <th>端板板厚 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>410</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>409, 411</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	EL.	変位(mm)	④SR5Tの比 ^(注)	32.3m以上(O/F)	約49	0.5~1.0	24.0m~32.3m	約24~42	0.1~0.3	16.2m~24.0m	約4~18	~0.2	貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)	410			409, 411			<p>3. 評価結果</p> <p>2. に基づき、端板に発生する応力比を整理した結果は表添付6-1-1のとおりである。T.P.が高いほど応力比が高い傾向を示しており、応力比が高いT.P. 33.1m以上の貫通部(413, 414, 419, 420)を代表として選定した(表添付6-1-2)。</p> <table border="1" data-bbox="1534 359 1881 491"> <caption>表添付6-1-1 評価結果</caption> <thead> <tr> <th>T.P.</th> <th>変位(mm)</th> <th>④SR5Tの比^(注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>33.1m以上(O/F)</td> <td>約51~58</td> <td>0.4~1.0</td> </tr> <tr> <td>24.8m~33.1m</td> <td>約25~38</td> <td>0.1~0.3</td> </tr> <tr> <td>17.8m~24.8m</td> <td>約4~18</td> <td>~0.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注)端板に作用する配管荷重による曲げモーメント(MOT)より曲げモーメントによる応力(SR5T)を算出し、最大応力値を1.0とした場合の比</p> <table border="1" data-bbox="1500 606 1937 734"> <caption>表添付6-1-2 T.P. 33.1m以上の選定貫通部</caption> <thead> <tr> <th>貫通部番号</th> <th>端板外径 (mm)</th> <th>端板板厚 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>413, 414</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>419, 420</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1635 794 2033 817" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 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。 </div>	T.P.	変位(mm)	④SR5Tの比 ^(注)	33.1m以上(O/F)	約51~58	0.4~1.0	24.8m~33.1m	約25~38	0.1~0.3	17.8m~24.8m	約4~18	~0.1	貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)	413, 414			419, 420			<p>[大飯, 伊方] 設備の相違</p>
号炉	貫通部番号	SR5Tの比 ^(注)																																																																		
3号炉	512, 513	1.00																																																																		
	420	0.82																																																																		
	511, 514	0.79																																																																		
4号炉	512, 513	1.00																																																																		
	420	0.84																																																																		
	511, 514	0.79																																																																		
		貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)																																																																
513																																																																				
EL.	変位(mm)	④SR5Tの比 ^(注)																																																																		
32.3m以上(O/F)	約49	0.5~1.0																																																																		
24.0m~32.3m	約24~42	0.1~0.3																																																																		
16.2m~24.0m	約4~18	~0.2																																																																		
貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)																																																																		
410																																																																				
409, 411																																																																				
T.P.	変位(mm)	④SR5Tの比 ^(注)																																																																		
33.1m以上(O/F)	約51~58	0.4~1.0																																																																		
24.8m~33.1m	約25~38	0.1~0.3																																																																		
17.8m~24.8m	約4~18	~0.1																																																																		
貫通部番号	端板外径 (mm)	端板板厚 (mm)																																																																		
413, 414																																																																				
419, 420																																																																				

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. 配管貫通部 閉止フランジ</p> <p>7.1 評価方針</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdを考慮した場合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては、原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。</p> <p>一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため圧縮量を管理し、締付圧力によりシール能力が決定される閉止フランジ用ガスケットについては、200℃、2Pd環境下でガスケット材がシール能力を発揮するために必要となる必要圧縮量と管理圧縮量の大小関係を確認する。</p> <p>また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認する。</p> <p>7.2 評価</p> <p>評価対象は通常運転時に閉止フランジで閉止されている貫通部を対象とする。</p> <p>7.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、フランジ径、ガスケット材質、ガスケット係数を第7-1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第7-1表 評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV内圧力 (MPa[gage])</td> <td>0.78</td> </tr> <tr> <td>CV内温度 (℃)</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>ガスケット仕様</td> <td rowspan="4" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>フランジ径</td> </tr> <tr> <td>ガスケット材質</td> </tr> <tr> <td>ガスケット係数</td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部番号</td> <td>557, 559, 561, 563, 564</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; 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>	項目	数値	CV内圧力 (MPa[gage])	0.78	CV内温度 (℃)	200	ガスケット仕様		フランジ径	ガスケット材質	ガスケット係数	評価対象配管貫通部番号	557, 559, 561, 563, 564	<p>8. 配管貫通部 閉止フランジ</p> <p>8.1 評価方針</p> <p>閉止フランジ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。</p> <p>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ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用し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。閉止フランジには、原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPaの耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。</p> <p>一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pdの環境下でガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量と管理圧縮量の大小関係を確認する。</p> <p>また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認する。</p> <p>8.2 評価</p> <p>評価対象は、通常運転時に閉止フランジで閉止されている貫通部を対象とする。</p> <p>8.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、フランジ径、ガスケット材質、ガスケット係数を表8-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表8-1 評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <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>フランジ径</td> <td>2B、6B、8B、12B</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ガスケット材質</td> <td rowspan="2" style="border: 2px dashed black;"></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ガスケット係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部</td> <td>308, 401, 403, 404, 405, 406, 407, 408</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; 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>	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		フランジ径	2B、6B、8B、12B		ガスケット材質			ガスケット係数		評価対象配管貫通部	308, 401, 403, 404, 405, 406, 407, 408		<p>7. 配管貫通部 閉止フランジ</p> <p>7.1 評価方針</p> <p>閉止フランジ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。</p> <p>今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が作用し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。閉止フランジに対して作用する外力としては、原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LBの閉止フランジ、すなわち1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。</p> <p>一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため圧縮量を管理し、締付圧力によりシール能力が決定される閉止フランジ用ガスケットについては、200℃、2Pdの環境下でガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量と管理圧縮量の大小関係を確認する。</p> <p>また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認する。</p> <p>7.2 評価</p> <p>評価対象は通常運転時に閉止フランジで閉止されている貫通部を対象とする。</p> <p>7.2.1 評価条件</p> <p>評価に使用する圧力、温度、フランジ径、ガスケット材質、ガスケット係数を表7-1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表7-1 評価条件</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <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>フランジ径</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ガスケット材質</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ガスケット係数</td> <td>3</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象配管貫通部</td> <td>326, 327, 328, 411, 412, 415, 417</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; 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>	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		フランジ径			ガスケット材質		ガスケット係数	3		評価対象配管貫通部	326, 327, 328, 411, 412, 415, 417		<p>【大飯】記載充実</p> <p>【大飯、伊方】記載表現の相違</p> <p>【大飯実績を反映した。】</p> <p>【伊方】記載充実</p> <p>【大飯実績を反映した。】</p> <p>【伊方】記載充実</p>
項目	数値																																																							
CV内圧力 (MPa[gage])	0.78																																																							
CV内温度 (℃)	200																																																							
ガスケット仕様																																																								
フランジ径																																																								
ガスケット材質																																																								
ガスケット係数																																																								
評価対象配管貫通部番号	557, 559, 561, 563, 564																																																							
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																																																							
フランジ径	2B、6B、8B、12B																																																							
ガスケット材質																																																								
ガスケット係数																																																								
評価対象配管貫通部	308, 401, 403, 404, 405, 406, 407, 408																																																							
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																																																							
フランジ径																																																								
ガスケット材質																																																								
ガスケット係数	3																																																							
評価対象配管貫通部	326, 327, 328, 411, 412, 415, 417																																																							

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>7.2.2 評価に使用する記号の定義 ガasketの評価に使用する記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="107 231 712 430"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P_g</td> <td>N/mm²</td> <td>必要締付圧力</td> </tr> <tr> <td>P_f</td> <td>N/mm²</td> <td>流体圧力</td> </tr> <tr> <td>m</td> <td>-</td> <td>ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)</td> </tr> </tbody> </table> <p>7.2.3 評価方法 ガasketがシール能力を発揮するために必要な圧縮量は、作用する流体圧力とガスケット係数から算出される必要締付圧力と圧縮特性カーブの関係から求めることができる。</p> <p>7.2.4 計算方法 (1)必要締付圧力 ガasketに作用する圧力とガスケット係数より、シールするために必要な締付圧力を算出する。算出式は以下のとおり。 $P_g = m \cdot P_f$</p> <p>7.3 評価結果 以下に示すとおり、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>7.3.1 圧縮量評価 必要締付圧力および圧縮量を第7-2表に示すが、施工管理はこれらのいずれかを満足しており、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。</p> <table border="1" data-bbox="174 1141 645 1236"> <caption>第7-2表 必要締付圧力</caption> <thead> <tr> <th>ガスケット仕様</th> <th>必要締付圧力 (MPa)</th> <th>必要圧縮量 (mm) (注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 当該ガスケット圧縮特性カーブによる。</p> <p style="text-align: right;">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	定義	P_g	N/mm ²	必要締付圧力	P_f	N/mm ²	流体圧力	m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)	ガスケット仕様	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)				<p>8.2.2 評価に使用する記号の定義 ガasketの評価に使用する記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="768 231 1350 430"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P_g</td> <td>N/mm²</td> <td>必要締付圧力</td> </tr> <tr> <td>P_f</td> <td>N/mm²</td> <td>流体圧力</td> </tr> <tr> <td>m</td> <td>-</td> <td>ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)</td> </tr> </tbody> </table> <p>8.2.3 評価方法 ガasketがシール能力を発揮するために必要な圧縮量は、作用する流体圧力とガスケット係数から算出される必要締付圧力と圧縮特性カーブの関係から求めることができる。</p> <p>8.2.4 計算方法 (1)必要締付圧力 ガasketに作用する圧力とガスケット係数より、シールするために必要な締付圧力を算出する。算出式は以下のとおり。 $P_g = m \cdot P_f$</p> <p>8.3 評価結果 以下に示すとおり、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>8.3.1 圧縮量評価 必要締付圧力を表8-2に、必要圧縮量を表8-3に示す。ここで表8-3より、必要圧縮量は管理圧縮量を満足している。</p> <table border="1" data-bbox="768 1141 1328 1236"> <caption>表8-2 必要締付圧力</caption> <thead> <tr> <th>ガスケット材質</th> <th>必要締付圧力 (MPa)</th> <th>必要圧縮量 (mm) (注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 当該ガスケット圧縮特性カーブによる。</p> <table border="1" data-bbox="768 1332 1350 1396"> <caption>表8-3 必要圧縮量と管理圧縮量</caption> <thead> <tr> <th>ガスケット材質</th> <th>必要圧縮量 (mm)</th> <th>管理圧縮量 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	記号	単位	定義	P_g	N/mm ²	必要締付圧力	P_f	N/mm ²	流体圧力	m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)	ガスケット材質	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)				ガスケット材質	必要圧縮量 (mm)	管理圧縮量 (mm)				<p>7.2.2 評価に使用する記号の定義 ガasketの評価に使用する記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="1417 231 2000 430"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P_g</td> <td>N/mm²</td> <td>必要締付圧力</td> </tr> <tr> <td>P_f</td> <td>N/mm²</td> <td>流体圧力</td> </tr> <tr> <td>m</td> <td>-</td> <td>ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)</td> </tr> </tbody> </table> <p>7.2.3 評価方法 ガasketがシール能力を発揮するために必要な圧縮量は、作用する流体圧力とガスケット係数から算出される必要締付圧力と圧縮特性カーブの関係から求めることができる。</p> <p>7.2.4 計算方法 (1)必要締付圧力 ガasketに作用する圧力とガスケット係数より、シールするために必要な締付圧力を算出する。算出式は以下のとおり。 $P_g = m \cdot P_f$</p> <p>7.3 評価結果 以下に示すとおり、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>7.3.1 圧縮量評価 必要締付圧力を表7-2に、必要圧縮量を表7-3に示す。ここで表7-3より、必要圧縮量は管理圧縮量を満足している。</p> <table border="1" data-bbox="1496 1141 1966 1236"> <caption>表7-2 必要締付圧力</caption> <thead> <tr> <th>ガスケット仕様</th> <th>必要締付圧力 (MPa)</th> <th>必要圧縮量 (mm) (注)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 当該ガスケット圧縮特性カーブによる。</p> <table border="1" data-bbox="1462 1332 1989 1396"> <caption>表7-3 必要圧縮量と管理圧縮量</caption> <thead> <tr> <th>ガスケット仕様</th> <th>必要圧縮量 (mm)</th> <th>管理圧縮量 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <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>	記号	単位	定義	P_g	N/mm ²	必要締付圧力	P_f	N/mm ²	流体圧力	m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)	ガスケット仕様	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)				ガスケット仕様	必要圧縮量 (mm)	管理圧縮量 (mm)				<p>【大阪】 記載表現の相違</p>
記号	単位	定義																																																																			
P_g	N/mm ²	必要締付圧力																																																																			
P_f	N/mm ²	流体圧力																																																																			
m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)																																																																			
ガスケット仕様	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)																																																																			
記号	単位	定義																																																																			
P_g	N/mm ²	必要締付圧力																																																																			
P_f	N/mm ²	流体圧力																																																																			
m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)																																																																			
ガスケット材質	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)																																																																			
ガスケット材質	必要圧縮量 (mm)	管理圧縮量 (mm)																																																																			
記号	単位	定義																																																																			
P_g	N/mm ²	必要締付圧力																																																																			
P_f	N/mm ²	流体圧力																																																																			
m	-	ガスケット係数 締付圧力と流体圧力の比 JIS B 0116 (1978)																																																																			
ガスケット仕様	必要締付圧力 (MPa)	必要圧縮量 (mm) (注)																																																																			
ガスケット仕様	必要圧縮量 (mm)	管理圧縮量 (mm)																																																																			

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> <p style="text-align: center;">$t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$</p> <p style="text-align: center; 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="750 837 1355 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> <p style="text-align: center;">$t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$</p> <p style="text-align: center; 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	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、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及び圧縮力が生じないことから、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>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> <p style="text-align: center;">$t_{sr} = d \sqrt{\frac{K \cdot P}{S}}$</p> <p style="text-align: center; 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	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）

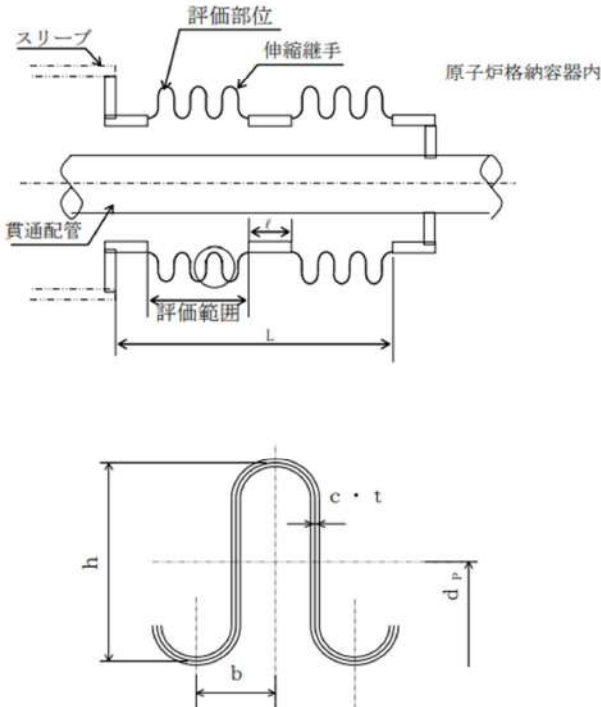
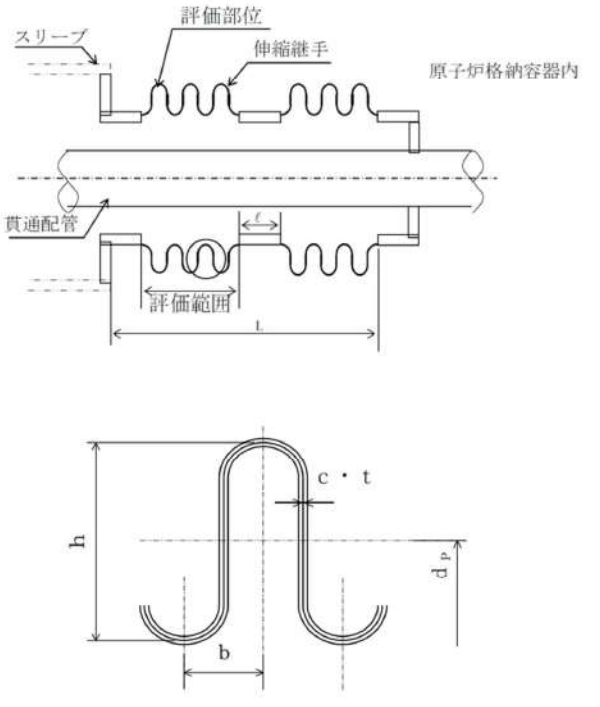
大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																				
<p>8.3 評価結果</p> <p>以下の表に示すとおり、貫通部予備スリーブの閉止板の厚さは、閉止板の計算上必要な厚さ以上である。これより、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能を期待できる。</p> <table border="1" data-bbox="73 327 732 805"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価箇所</th> <th>φ406.4 貫通部予備スリーブの閉止板</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>P</th> <th>MPa[gage]</th> <td>0.78</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力</td> <td>P</td> <td>MPa[gage]</td> <td>0.78</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>許容引張応力</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>131</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板の最小内のり</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板の取付方法による係数</td> <td>K</td> <td>—</td> <td>0.33</td> </tr> <tr> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>17.0</td> </tr> <tr> <td>閉止板の厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号 (大飯3、4号炉共通)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>E617, E633</td> </tr> </tbody> </table>	評価箇所			φ406.4 貫通部予備スリーブの閉止板	項目	P	MPa[gage]	0.78	原子炉格納容器内圧力	P	MPa[gage]	0.78	温度	—	℃	200	許容引張応力	S	MPa	131	材料	—	—		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	閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	17.0	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	<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> <table border="1" data-bbox="732 319 1384 805"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価箇所</th> <th>φ548 予備スリーブの閉止板</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>P</th> <th>MPa</th> <td>0.566</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>許容引張応力</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>131</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板の最小内のり</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板の取付方法による係数</td> <td>K</td> <td>—</td> <td>0.33</td> </tr> <tr> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>19.3</td> </tr> <tr> <td>閉止板の厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>214, 219, 222, 231, 235, 240, 307, 323</td> </tr> </tbody> </table>	評価箇所			φ548 予備スリーブの閉止板	項目	P	MPa	0.566	原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566	温度	—	℃	200	許容引張応力	S	MPa	131	材料	—	—		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	閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3	閉止板の厚さ	t	mm		評価対象貫通部番号	—	—	214, 219, 222, 231, 235, 240, 307, 323	<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> <table border="1" data-bbox="1384 327 2038 805"> <thead> <tr> <th colspan="3">評価箇所</th> <th>φ548 貫通部予備スリーブの閉止板</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>P</th> <th>MPa</th> <td>0.566</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内圧力</td> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>0.566</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>—</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>許容引張応力</td> <td>S</td> <td>MPa</td> <td>131</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>SGV480</td> </tr> <tr> <td>閉止板の最小内のり</td> <td>d</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>閉止板の取付方法による係数</td> <td>K</td> <td>—</td> <td>0.33</td> </tr> <tr> <td>閉止板の計算上必要な厚さ</td> <td>t_{sr}</td> <td>mm</td> <td>19.3</td> </tr> <tr> <td>閉止板の厚さ</td> <td>t</td> <td>mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>評価対象貫通部番号</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>228, 236, 246, 252</td> </tr> </tbody> </table>	評価箇所			φ548 貫通部予備スリーブの閉止板	項目	P	MPa	0.566	原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566	温度	—	℃	200	許容引張応力	S	MPa	131	材料	—	—	SGV480	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	閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3	閉止板の厚さ	t	mm		評価対象貫通部番号	—	—	228, 236, 246, 252	<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>
評価箇所			φ406.4 貫通部予備スリーブの閉止板																																																																																																																																				
項目	P	MPa[gage]	0.78																																																																																																																																				
原子炉格納容器内圧力	P	MPa[gage]	0.78																																																																																																																																				
温度	—	℃	200																																																																																																																																				
許容引張応力	S	MPa	131																																																																																																																																				
材料	—	—																																																																																																																																					
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																																																																																																																																				
閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	17.0																																																																																																																																				
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																																																																																																																																				
評価箇所			φ548 予備スリーブの閉止板																																																																																																																																				
項目	P	MPa	0.566																																																																																																																																				
原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																				
温度	—	℃	200																																																																																																																																				
許容引張応力	S	MPa	131																																																																																																																																				
材料	—	—																																																																																																																																					
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																																																																																																																																				
閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3																																																																																																																																				
閉止板の厚さ	t	mm																																																																																																																																					
評価対象貫通部番号	—	—	214, 219, 222, 231, 235, 240, 307, 323																																																																																																																																				
評価箇所			φ548 貫通部予備スリーブの閉止板																																																																																																																																				
項目	P	MPa	0.566																																																																																																																																				
原子炉格納容器内圧力	P	MPa	0.566																																																																																																																																				
温度	—	℃	200																																																																																																																																				
許容引張応力	S	MPa	131																																																																																																																																				
材料	—	—	SGV480																																																																																																																																				
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																																																																																																																																				
閉止板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	19.3																																																																																																																																				
閉止板の厚さ	t	mm																																																																																																																																					
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ものであるため、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。</p> <p>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 1177 1384 1417"> <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>伸縮継手は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、短管に溶接構造で取り付けられている。伸縮継手の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊及び疲労破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域ではないことから、脆性破壊は評価対象外と考えることができる。</p> <p>一方、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ものであるため、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。</p> <p>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 1145 2040 1321"> <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> <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>	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】記載表現の相違と女川実績を反映した。【伊方】記載箇所の相違</p> <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																																												

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																																																																																																																																																						
	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。	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。																																																																																																																																																							
	<table border="1"> <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	<table border="1"> <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">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">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	
--------------	--

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	原子炉格納容器内温度 (°C)	200	継手部の有効径 (mm)	d	継手部の高さ (mm)	h	1個の継手部の山数	W _s	継手部の波のピッチの2分の1 (mm)	b	継手部の波の厚さ (mm)	t	継手部の波の長さ (mm)	継手部の波数の2倍の値	n	継手部の波数の2倍の値	c	継手部の層数	材料	SUS304	弾塑性係数 (MPa)	E	183,000	伸縮継手の長さ (mm)	L	伸縮継手の有効長さ (mm)	中間の管の長さ (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	疲労係数	許容繰返し回数	疲労係数	通常運転時疲労係数 (注)	疲労累積係数
200°C、2Pd時	1,695	0.00142	N	U _i	U ₂	U F
		0.06902			0.00826	0.0787

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。

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	原子炉格納容器内温度 (°C)	200	継手部の有効径 (mm)	d _p	継手部の波の高さ (mm)	h	1個の継手部の山数	W _s	継手部の波のピッチの2分の1 (mm)	b	継手部の波の厚さ (mm)	t	継手部の波の長さ (mm)	継手部の波数の2倍の値	n	継手部の波数の2倍の値	c	継手部の層数	材料	SUS304	弾塑性係数 (MPa)	E	183000	伸縮継手の長さ (mm)	L	伸縮継手の有効長さ (mm)	中間の管の長さ (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	疲労係数	許容繰返し回数	疲労係数	通常運転時疲労係数 (注)	疲労累積係数
200°C、2Pd時	1927.7	0.00223	N	U _i	U ₂	U F
		0.07428			0.01205	0.08856

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。

特記事項：特記事項欄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																																																																																																																																																																																											
	伊方発電所3号炉 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」																																																																																																																																																																																													
	添付-1																																																																																																																																																																																													
	<p>PERFORATION NO. 201 ** BELLOWS ** --- DOUBLE TYPE --- ** CASE-1 (NORMAL,S,I,LOCA) **</p> <p>第8表 伸縮継手計算結果及び評価 (15/20)</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>DM</th> <th>DM</th> <th>H</th> <th>H</th> <th>r</th> <th>T</th> <th>VN</th> <th>LN</th> <th>E</th> <th>AL</th> <th>L</th> <th>YOUNG'S MODULUS (N/mm²)</th> <th>TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)</th> <th>BELLOWS LENGTH WHOL (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <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> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>18100.0</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) DESIGN CONDITION</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>DISPLACEMENT (mm)</th> <th>REAL REPEAT NUMBER</th> <th>AXIAL PERP. AXIAL</th> <th>DK</th> <th>DY</th> <th>HR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>12.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>5.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>36.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>76.0</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>-SEISMIC</td> <td>44.0</td> <td></td> <td></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</th> <th rowspan="2">BY BEL. DISP.</th> <th rowspan="2">C/V PRESS.</th> <th rowspan="2">STRESS (MPa)</th> <th rowspan="2">TOTAL</th> <th rowspan="2">ALLOWABLE NUMBER</th> <th rowspan="2">REPEAT</th> <th rowspan="2">UNB</th> <th rowspan="2">NR</th> <th rowspan="2">S160 * UNB-LNB</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP.</th> <th>AXIAL</th> <th>US</th> <th>US</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>20.5</td> <td>9.1</td> <td>20.5</td> <td>9.1</td> <td>88.4</td> <td>18.4</td> <td>0.0858</td> <td>0.0858</td> <td>0.0858</td> <td>0.0858</td> <td>0.10707</td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>22.3</td> <td>9.1</td> <td>22.3</td> <td>9.1</td> <td>31.4</td> <td>80.4</td> <td>0.0852</td> <td>0.0852</td> <td>0.0852</td> <td>0.0852</td> <td>0.10707</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>71.3</td> <td>9.1</td> <td>71.3</td> <td>9.1</td> <td>80.4</td> <td>80.4</td> <td>0.0928</td> <td>0.0928</td> <td>0.0928</td> <td>0.0928</td> <td>0.10707</td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td>119.5</td> <td>9.1</td> <td>119.5</td> <td>9.1</td> <td>128.6</td> <td>128.6</td> <td>0.0051</td> <td>0.0051</td> <td>0.0051</td> <td>0.0051</td> <td>0.10707</td> </tr> </tbody> </table>	C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	HIGH	DM	DM	H	H	r	T	VN	LN	E	AL	L	YOUNG'S MODULUS (N/mm ²)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)	BELLOWS LENGTH WHOL (mm)																			18100.0		DISPLACEMENT (mm)	REAL REPEAT NUMBER	AXIAL PERP. AXIAL	DK	DY	HR	NORMAL-A	12.0					NORMAL-B	5.0					SEISMIC	36.0					LOCA						SEISMIC	76.0					-SEISMIC	44.0					DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL		BY BEL. DISP.	C/V PRESS.	STRESS (MPa)	TOTAL	ALLOWABLE NUMBER	REPEAT	UNB	NR	S160 * UNB-LNB	AXIAL	PERP.	AXIAL	US	US	NORMAL-A	20.5	9.1	20.5	9.1	88.4	18.4	0.0858	0.0858	0.0858	0.0858	0.10707	NORMAL-B	22.3	9.1	22.3	9.1	31.4	80.4	0.0852	0.0852	0.0852	0.0852	0.10707	SEISMIC	71.3	9.1	71.3	9.1	80.4	80.4	0.0928	0.0928	0.0928	0.0928	0.10707	LOCA	119.5	9.1	119.5	9.1	128.6	128.6	0.0051	0.0051	0.0051	0.0051	0.10707	<p>第1表 伸縮継手計算結果及び評価 (11/12)</p> <p>種別 形式 構造 (L/L)</p> <p>ケース (垂直配管+S、垂直管+車輪等)</p> <p>1. 概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高使用圧力 (MPa)</td> <td>201</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>SUS304</td> </tr> <tr> <td>設計温度 (°C)</td> <td>291</td> </tr> <tr> <td>設計圧力 (MPa)</td> <td>0.293</td> </tr> <tr> <td>設計速度 (mm/s)</td> <td>0.293</td> </tr> <tr> <td>設計圧力係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計圧力係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 設計方法</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計速度 (mm/s)</td> <td>0.293</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計圧力係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 応力及び疲労</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計速度 (mm/s)</td> <td>0.293</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計圧力係数</td> <td>176000</td> </tr> <tr> <td>設計速度係数</td> <td>176000</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	最高使用圧力 (MPa)	201	材料	SUS304	設計温度 (°C)	291	設計圧力 (MPa)	0.293	設計速度 (mm/s)	0.293	設計圧力係数	176000	設計速度係数	176000	設計圧力係数	176000	設計速度係数	176000	項目	値	設計速度 (mm/s)	0.293	設計速度係数	176000	設計圧力係数	176000	設計速度係数	176000	項目	値	設計速度 (mm/s)	0.293	設計速度係数	176000	設計圧力係数	176000	設計速度係数	176000	<p>相違理由</p>
C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE THICK. (mm)	WAVE RADIUS (mm)	HIGH	DM	DM	H	H	r	T	VN	LN	E	AL	L	YOUNG'S MODULUS (N/mm ²)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)	BELLOWS LENGTH WHOL (mm)																																																																																																																																																																											
																		18100.0																																																																																																																																																																												
DISPLACEMENT (mm)	REAL REPEAT NUMBER	AXIAL PERP. AXIAL	DK	DY	HR																																																																																																																																																																																									
NORMAL-A	12.0																																																																																																																																																																																													
NORMAL-B	5.0																																																																																																																																																																																													
SEISMIC	36.0																																																																																																																																																																																													
LOCA																																																																																																																																																																																														
SEISMIC	76.0																																																																																																																																																																																													
-SEISMIC	44.0																																																																																																																																																																																													
DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL		BY BEL. DISP.	C/V PRESS.	STRESS (MPa)	TOTAL	ALLOWABLE NUMBER	REPEAT	UNB	NR	S160 * UNB-LNB																																																																																																																																																																																			
	AXIAL	PERP.										AXIAL	US	US																																																																																																																																																																																
NORMAL-A	20.5	9.1	20.5	9.1	88.4	18.4	0.0858	0.0858	0.0858	0.0858	0.10707																																																																																																																																																																																			
NORMAL-B	22.3	9.1	22.3	9.1	31.4	80.4	0.0852	0.0852	0.0852	0.0852	0.10707																																																																																																																																																																																			
SEISMIC	71.3	9.1	71.3	9.1	80.4	80.4	0.0928	0.0928	0.0928	0.0928	0.10707																																																																																																																																																																																			
LOCA	119.5	9.1	119.5	9.1	128.6	128.6	0.0051	0.0051	0.0051	0.0051	0.10707																																																																																																																																																																																			
項目	値																																																																																																																																																																																													
最高使用圧力 (MPa)	201																																																																																																																																																																																													
材料	SUS304																																																																																																																																																																																													
設計温度 (°C)	291																																																																																																																																																																																													
設計圧力 (MPa)	0.293																																																																																																																																																																																													
設計速度 (mm/s)	0.293																																																																																																																																																																																													
設計圧力係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計圧力係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													
項目	値																																																																																																																																																																																													
設計速度 (mm/s)	0.293																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計圧力係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													
項目	値																																																																																																																																																																																													
設計速度 (mm/s)	0.293																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計圧力係数	176000																																																																																																																																																																																													
設計速度係数	176000																																																																																																																																																																																													

□ 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)

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, S1, LOCA) >></p> <p>PENETRATION NO. 303 ** 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>HIGH RADIUS (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>THICK. (mm)</th> <th>WAVE NUMBER</th> <th>LAVER NUMBER</th> <th>NUMBER</th> <th>MATERIAL</th> <th>YOUNG'S MODULUS (MPa)</th> <th>TWO BELLOWS LENGTH (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P</td> <td>DN</td> <td>H</td> <td>R</td> <td>T</td> <td>WN</td> <td>LN</td> <td>LN</td> <td>E</td> <td>AL</td> <td>L</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.89 SUS304 18100.0</p> <p>(2) DESIGN CONDITION</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>DISPLACEMENT (mm)</th> <th>SEAL REPEAT NUMBER</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AXIAL PERP. AXIAL</td> <td>NR</td> </tr> <tr> <td>DX</td> <td>NR</td> </tr> <tr> <td>DY</td> <td>NR</td> </tr> <tr> <td>DZ</td> <td>NR</td> </tr> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>13.0</td> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>38.0</td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td>18.0</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>78.0</td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td>34.0</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 rowspan="2">BY BEL. DISPL. (mm)</th> <th colspan="3">---STRESS--- (KG/CM²)</th> <th rowspan="2">ALLOWABLE REPEAT (NA)</th> <th rowspan="2">UNA UNB US = NA</th> <th rowspan="2">NR</th> <th rowspan="2">SICU = UNB +US+UL</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>BY BEL. DISPL.</th> <th>SP</th> <th>ST</th> <th>UL</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NORMAL-A</td> <td>38.6</td> <td>9.1</td> <td>38.6</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> </tr> <tr> <td>NORMAL-B</td> <td>21.6</td> <td>9.1</td> <td>21.6</td> <td>9.1</td> <td>30.7</td> <td>0.0379</td> <td>0.0379</td> <td>0.0379</td> <td>0.0379</td> <td>0.0379</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td>53.4</td> <td>9.1</td> <td>53.4</td> <td>9.1</td> <td>62.5</td> <td>0.01513</td> <td>0.01513</td> <td>0.01513</td> <td>0.01513</td> <td>0.01513</td> </tr> <tr> <td>LOCA</td> <td>104.8</td> <td>9.1</td> <td>104.8</td> <td>9.1</td> <td>113.9</td> <td>0.00033</td> <td>0.00033</td> <td>0.00033</td> <td>0.00033</td> <td>0.00033</td> </tr> </tbody> </table>	C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	HIGH RADIUS (mm)	WAVE RADIUS (mm)	THICK. (mm)	WAVE NUMBER	LAVER NUMBER	NUMBER	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH (mm)	P	DN	H	R	T	WN	LN	LN	E	AL	L	DISPLACEMENT (mm)	SEAL REPEAT NUMBER	AXIAL PERP. AXIAL	NR	DX	NR	DY	NR	DZ	NR	NORMAL-A	13.0	NORMAL-B	3.0	SEISMIC	38.0	LOCA	18.0	SEISMIC	78.0	LOCA	34.0	DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL (mm)		BY BEL. DISPL. (mm)	---STRESS--- (KG/CM ²)			ALLOWABLE REPEAT (NA)	UNA UNB US = NA	NR	SICU = UNB +US+UL	AXIAL	PERP. AXIAL	BY BEL. DISPL.	SP	ST	UL	NORMAL-A	38.6	9.1	38.6	9.1	47.7	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	NORMAL-B	21.6	9.1	21.6	9.1	30.7	0.0379	0.0379	0.0379	0.0379	0.0379	SEISMIC	53.4	9.1	53.4	9.1	62.5	0.01513	0.01513	0.01513	0.01513	0.01513	LOCA	104.8	9.1	104.8	9.1	113.9	0.00033	0.00033	0.00033	0.00033	0.00033		
C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	HIGH RADIUS (mm)	WAVE RADIUS (mm)	THICK. (mm)	WAVE NUMBER	LAVER NUMBER	NUMBER	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (MPa)	TWO BELLOWS LENGTH (mm)																																																																																																		
P	DN	H	R	T	WN	LN	LN	E	AL	L																																																																																																		
DISPLACEMENT (mm)	SEAL REPEAT NUMBER																																																																																																											
AXIAL PERP. AXIAL	NR																																																																																																											
DX	NR																																																																																																											
DY	NR																																																																																																											
DZ	NR																																																																																																											
NORMAL-A	13.0																																																																																																											
NORMAL-B	3.0																																																																																																											
SEISMIC	38.0																																																																																																											
LOCA	18.0																																																																																																											
SEISMIC	78.0																																																																																																											
LOCA	34.0																																																																																																											
DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL (mm)		BY BEL. DISPL. (mm)	---STRESS--- (KG/CM ²)			ALLOWABLE REPEAT (NA)	UNA UNB US = NA	NR	SICU = UNB +US+UL																																																																																																		
	AXIAL	PERP. AXIAL		BY BEL. DISPL.	SP	ST					UL																																																																																																	
NORMAL-A	38.6	9.1	38.6	9.1	47.7	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785	0.00785																																																																																																		
NORMAL-B	21.6	9.1	21.6	9.1	30.7	0.0379	0.0379	0.0379	0.0379	0.0379																																																																																																		
SEISMIC	53.4	9.1	53.4	9.1	62.5	0.01513	0.01513	0.01513	0.01513	0.01513																																																																																																		
LOCA	104.8	9.1	104.8	9.1	113.9	0.00033	0.00033	0.00033	0.00033	0.00033																																																																																																		

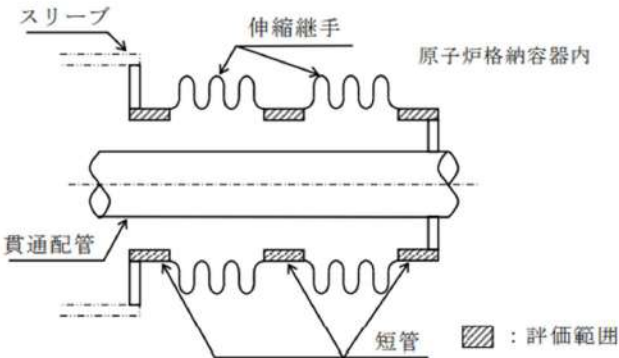
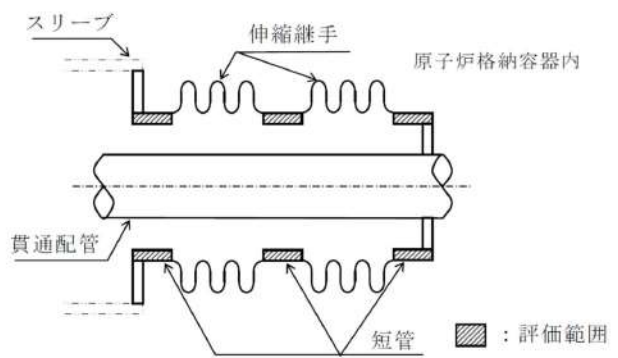
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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;">PENETRATION NO. 205 ** BELLOWS ** --- DOUBLE TYPE --- << CASE-1 (NORMAL, S1, LOCA) >></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 LENGTH (mm)</th> <th>WAVE THICKNESS (mm)</th> <th>WAVE RADIUS (mm)</th> <th>LAYER NUMBER</th> <th>MATERIAL</th> <th>YOUNG'S MODULUS (N/mm²)</th> <th>TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)</th> <th>WAVE LENGTH (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>P</td> <td>DN</td> <td>H</td> <td>R</td> <td>T</td> <td>VN</td> <td>LN</td> <td>SUS304</td> <td>E</td> <td>AL</td> <td>L</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2.89</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>18100.0</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) DESIGN CONDITION</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>DX</td> <td>30.0</td> <td>12.0</td> <td>5.0</td> <td>NR</td> </tr> <tr> <td>DX</td> <td>21.0</td> <td>5.0</td> <td>5.0</td> <td>NR</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 DISPLACEMENT (mm)</th> <th colspan="2">STRESS (KG/MM²)</th> <th rowspan="2">ALLOWABLE REPEAT NUMBER</th> <th rowspan="2">LINA UNB US - MA</th> <th rowspan="2">NR</th> <th rowspan="2">S10U = UNB-408 -405-LL</th> </tr> <tr> <th>AXIAL</th> <th>PERP. AXIAL</th> <th>BY BEL. BY C/V</th> <th>TOTAL</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>WX</td> <td>38.6</td> <td>21.6</td> <td>9.1</td> <td>47.7</td> <td>UL</td> <td>0.00785</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>WY</td> <td>63.0</td> <td>63.0</td> <td>9.1</td> <td>73.1</td> <td>UL</td> <td>0.00379</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>WZ</td> <td>111.2</td> <td>111.2</td> <td>9.1</td> <td>120.3</td> <td>UL</td> <td>0.02000</td> <td></td> <td>0.00204</td> </tr> <tr> <td>SEISMIC</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>0.00040</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE LENGTH (mm)	WAVE THICKNESS (mm)	WAVE RADIUS (mm)	LAYER NUMBER	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (N/mm ²)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)	WAVE LENGTH (mm)	P	DN	H	R	T	VN	LN	SUS304	E	AL	L		2.89							18100.0			DISPLACEMENT (mm)	AXIAL	PERP. AXIAL	RIAL	REPEAT NUMBER	DX	30.0	12.0	5.0	NR	DX	21.0	5.0	5.0	NR	SEISMIC	38.0	24.0			LOCA - SEISMIC	78.0	38.0			DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL DISPLACEMENT (mm)		STRESS (KG/MM ²)		ALLOWABLE REPEAT NUMBER	LINA UNB US - MA	NR	S10U = UNB-408 -405-LL	AXIAL	PERP. AXIAL	BY BEL. BY C/V	TOTAL	WX	38.6	21.6	9.1	47.7	UL	0.00785			WY	63.0	63.0	9.1	73.1	UL	0.00379			WZ	111.2	111.2	9.1	120.3	UL	0.02000		0.00204	SEISMIC						0.00040				
C/V PRESSURE (MPa)	EFFICIENT DIAMETER (mm)	WAVE NUMBER	WAVE LENGTH (mm)	WAVE THICKNESS (mm)	WAVE RADIUS (mm)	LAYER NUMBER	MATERIAL	YOUNG'S MODULUS (N/mm ²)	TWO BELLOWS LENGTH CENTER (mm)	WAVE LENGTH (mm)																																																																																																				
P	DN	H	R	T	VN	LN	SUS304	E	AL	L																																																																																																				
	2.89							18100.0																																																																																																						
DISPLACEMENT (mm)	AXIAL	PERP. AXIAL	RIAL	REPEAT NUMBER																																																																																																										
DX	30.0	12.0	5.0	NR																																																																																																										
DX	21.0	5.0	5.0	NR																																																																																																										
SEISMIC	38.0	24.0																																																																																																												
LOCA - SEISMIC	78.0	38.0																																																																																																												
DISPLACEMENT PER WAVE (mm)	TOTAL DISPLACEMENT (mm)		STRESS (KG/MM ²)		ALLOWABLE REPEAT NUMBER	LINA UNB US - MA	NR	S10U = UNB-408 -405-LL																																																																																																						
	AXIAL	PERP. AXIAL	BY BEL. BY C/V	TOTAL																																																																																																										
WX	38.6	21.6	9.1	47.7	UL	0.00785																																																																																																								
WY	63.0	63.0	9.1	73.1	UL	0.00379																																																																																																								
WZ	111.2	111.2	9.1	120.3	UL	0.02000		0.00204																																																																																																						
SEISMIC						0.00040																																																																																																								

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。</p> <p>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> <table border="1" data-bbox="750 965 1361 1225"> <caption>表 11-1 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>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>短管は、原子炉格納容器本体に配管等を接続するために設けた部材であり、スリーブと伸縮継手間、伸縮継手と端板間に溶接構造で取り付けられている。</p> <p>短管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、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、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、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。</p> <p>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> <table border="1" data-bbox="1415 938 2011 1189"> <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>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;">□ 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 ・女川実績を反映した。</p> <p>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）

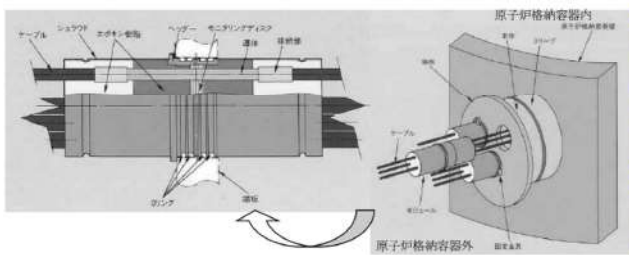
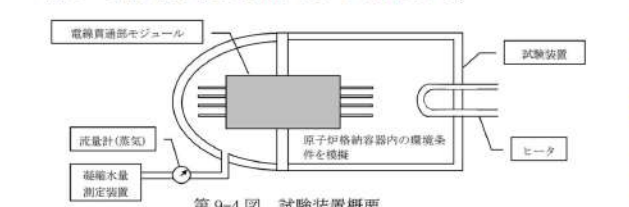
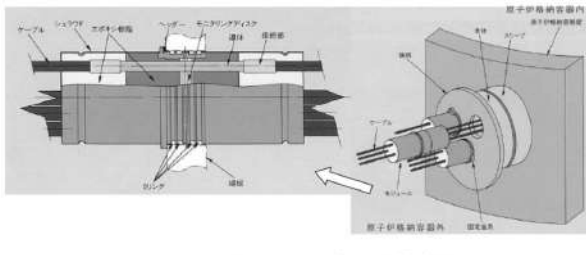
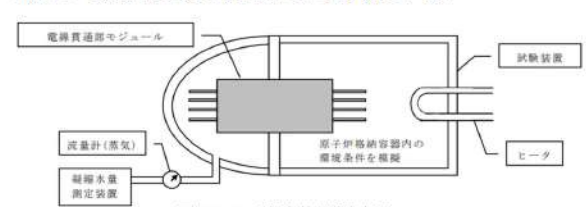
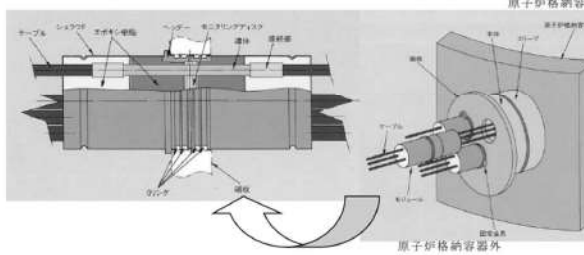
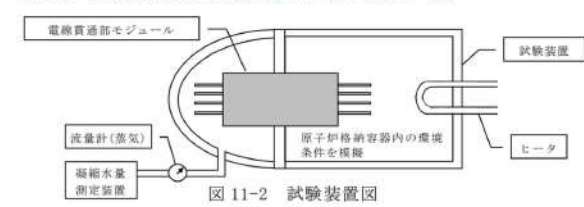
大飯発電所3/4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
	<p>11.2.2 評価部位 評価部位は、下記箇所とする。</p>  <p>11.2.3 強度計算に使用する記号の定義 短管の厚さ計算に用いる記号について以下に説明する。</p> <table border="1" data-bbox="739 766 1332 957"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B</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="732 335 1384 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>t</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_o	D_o	B	t	l	t	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="1384 335 2038 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>t</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	t	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_o	D_o	B		t	l	t																																								
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	t																																								
401, 402, 403	0.566			73.3	6.1																																										

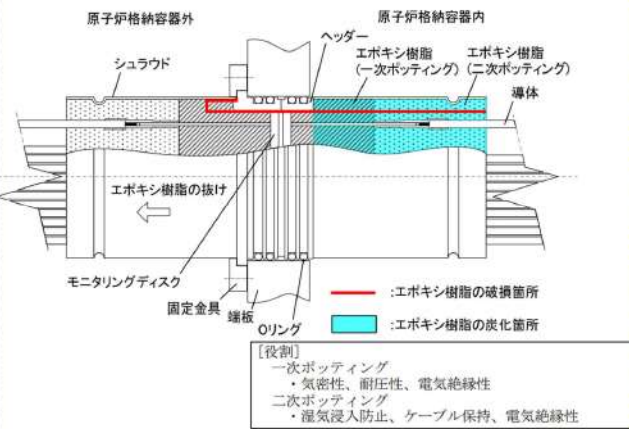
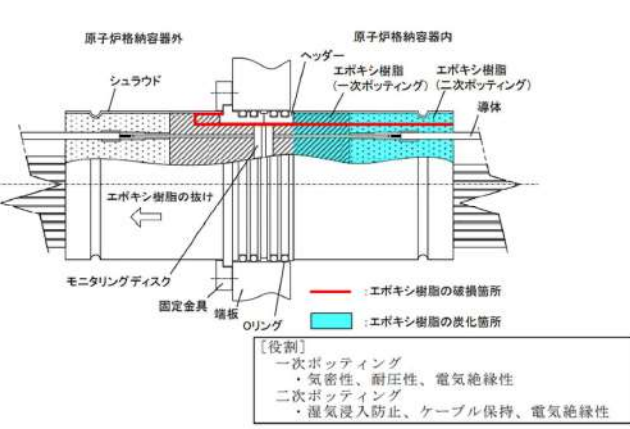
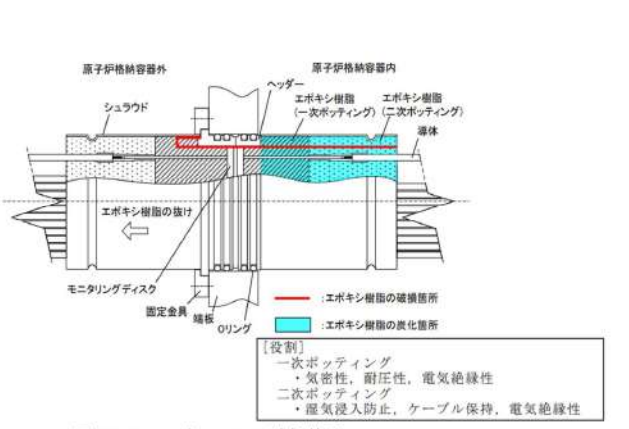
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>

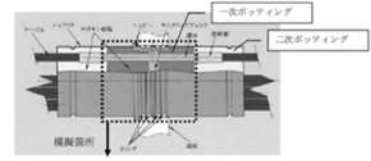
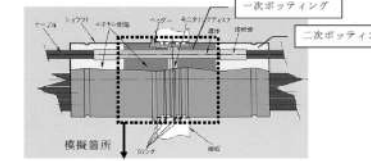
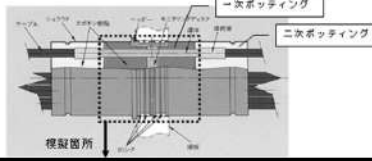
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
<p>大飯発電所3 / 4号炉</p> <p>第9-4表 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="134 175 571 263"> <tr> <td>試験条件</td> <td>最高試験圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>最高試験温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>集積放射線量</td> <td></td> </tr> </table> <p>※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。</p> <p>(3) 試験結果</p> <p>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)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>このことから、200°C、2Pd において、シール機能に問題はない。</p>  <p>第9-5図 モジュールの破損箇所</p>	試験条件	最高試験圧力			最高試験温度			集積放射線量		<p>伊方発電所3号炉</p> <p>表12-1 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="761 175 1220 263"> <tr> <td>試験条件</td> <td>最高試験圧力</td> <td>1.12MPa</td> </tr> <tr> <td></td> <td>最高試験温度</td> <td>300°C</td> </tr> <tr> <td></td> <td>集積放射線量</td> <td>2.2MGy^①</td> </tr> </table> <p>※：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。</p> <p>(3) 試験結果</p> <p>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)</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>  <p>図12-3 モジュールの破損箇所</p>	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 ^①	<p>泊発電所3号炉</p> <p>表11-1 試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1456 175 1892 263"> <tr> <td>試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>試験温度</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>放射線照射</td> <td></td> </tr> </table> <p>※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。</p> <p>(3) 試験結果</p> <p>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)。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>  <p>図11-3 モジュールの破損箇所</p> <p>[大飯、伊方] 設備の相違 ・有効性評価における温度・圧力の最高値の相違による。</p>	試験条件	試験圧力			試験温度			放射線照射	
試験条件	最高試験圧力																												
	最高試験温度																												
	集積放射線量																												
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 ^①																											
試験条件	試験圧力																												
	試験温度																												
	放射線照射																												

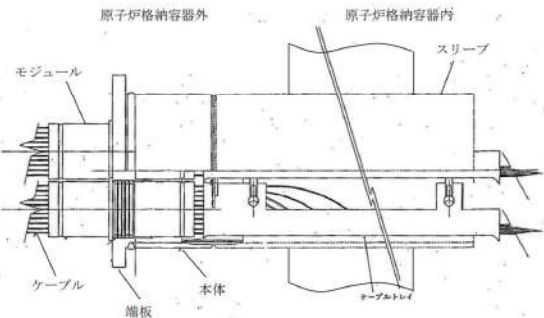
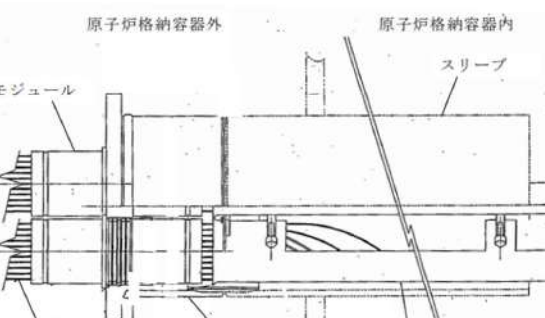
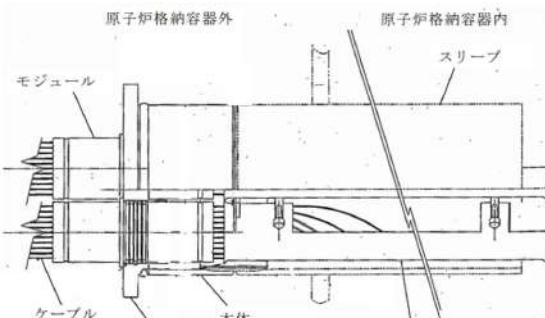
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>9.2.3 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</p> <p>【伊方】 記載箇所の相違</p> <p>【大飯、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>(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の条件を考慮した場合、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過度の圧縮力が本体・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、高温状態で内圧による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>【大飯、伊方】記載表現の相違 ・女川実績を反映した。</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 _{sr}	mm	端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	mm	端板の計算上必要な厚さ	t _{sr}	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>																																																																																																																																																

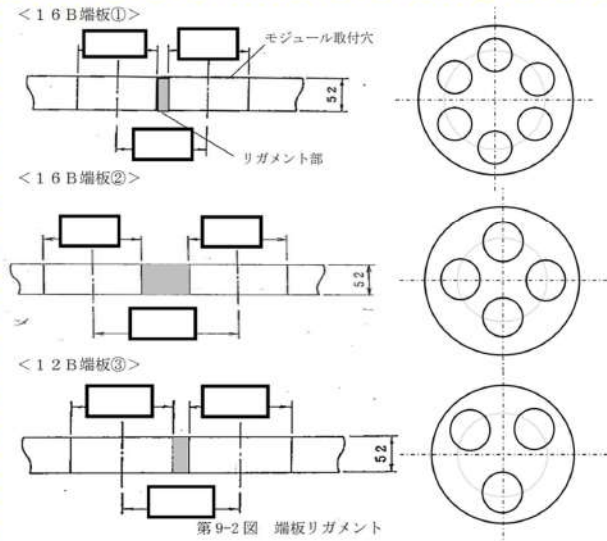
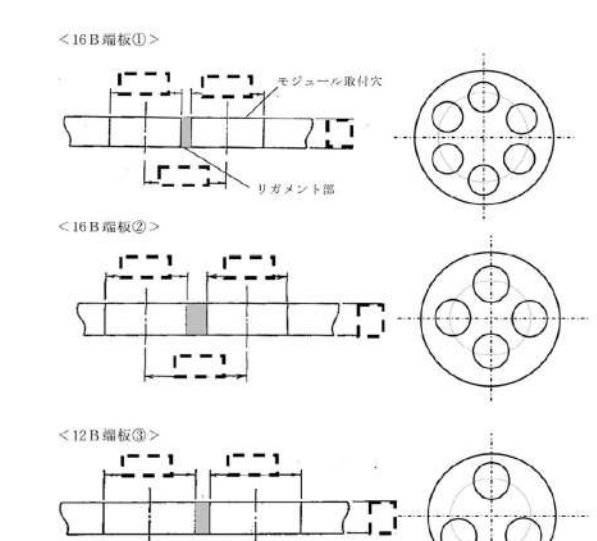
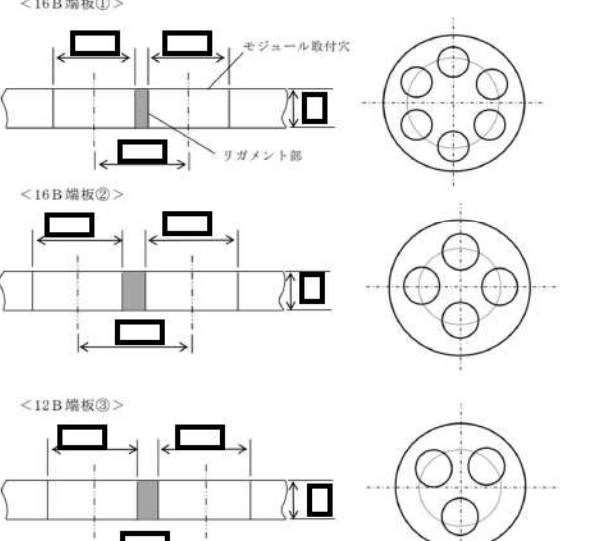

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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																																																																																																																																													
$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S_2}} \quad (\text{端板板厚}) \quad [\text{PVE-3410}]$ <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>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> <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 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>	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		$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S}} \quad [\text{PVE-3410}]$ <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> <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> <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>	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		$t_{sr} = d \sqrt{\frac{KP}{S}} \quad [\text{PVE-3410}]$ <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> <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> <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 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>	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>【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>
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																																																																																																																																													

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 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>b. 既工事計画認可申請書での解析結果 伊方3号炉での解析結果を以下に示す。</p>	<p>b. 既工事計画認可申請書での解析結果 泊発電所3号炉での解析結果を以下に示す。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</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 計算点</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>	荷重 計算点	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		<table border="1" data-bbox="750 877 1254 1228"> <thead> <tr> <th rowspan="2">荷重 計算点</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 計算点	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>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>特図みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	
荷重 計算点		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 計算点	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）

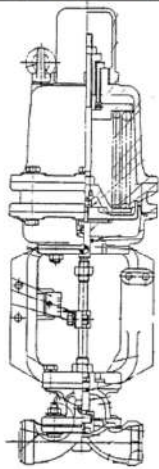
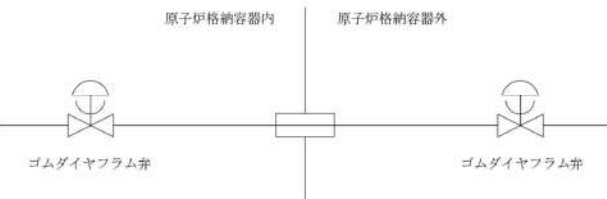
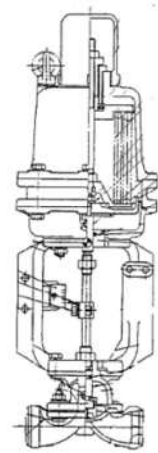
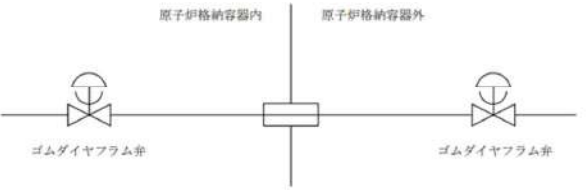
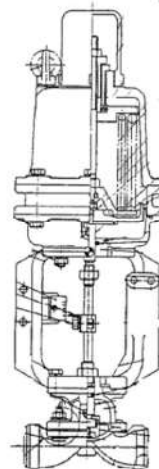

大飯発電所3 / 4号炉		伊方発電所3号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																															
記号	説明	記号	説明	記号	説明																																																																																
D	自重	D	自重	D	自重																																																																																
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_a	一次一般膜応力強さ	P_a	一次一般膜応力強さ	P_a	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_a</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_a	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_a</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>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> <td rowspan="3">336MPa</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_a	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q	一次応力			一次+二次応力	16B（端板①）	18MPa (1.8kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	336MPa	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_a</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>16B（端板①）</td> <td>18MPa</td> <td>18MPa</td> <td>22MPa</td> <td>22MPa</td> <td rowspan="2">336MPa</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_a	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q	一次応力			一次+二次応力	16B（端板①）	18MPa	18MPa	22MPa	22MPa	336MPa	12B（端板③）	14MPa	14MPa	18MPa	18MPa	
強度	D+O+L（事故時）																																																																																				
	P_a	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_a	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q																																																																																	
	一次応力			一次+二次応力																																																																																	
16B（端板①）	18MPa (1.8kg/mm ²)	2MPa (0.2kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	24MPa (2.4kg/mm ²)	336MPa																																																																																
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_a	P_L	P_L+P_b	P_L+P_b+Q																																																																																	
	一次応力			一次+二次応力																																																																																	
16B（端板①）	18MPa	18MPa	22MPa	22MPa	336MPa																																																																																
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、座屈及び延性破壊が考えられるが、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及び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ることによる過度な変形（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>【大飯】 設備の相違</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p> <p>・女川実績を反映した。</p> <p>【大飯、伊方】 記載表現の相違</p> <p>・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）

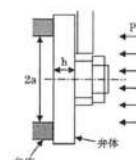
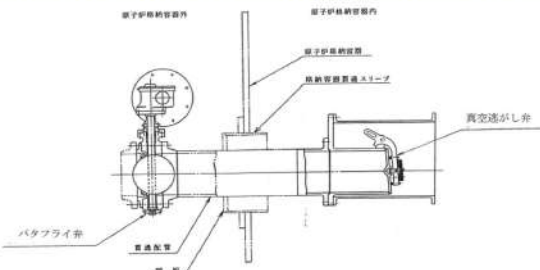
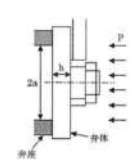
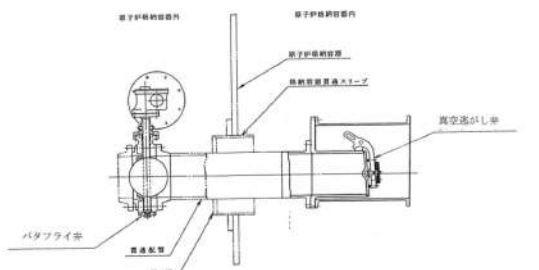
大飯発電所3 / 4号炉	伊方発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第10-1図 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>第10-2図 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	 <p>図13-1 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>図13-2 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	 <p>図12-1 ゴムダイヤフラム弁構造概略図</p>  <p>図12-2 ゴムダイヤフラム弁配置概略図</p>	
<p>10.2.2 評価</p> <p>原子炉格納容器隔離弁で使用しているゴムダイヤフラム弁は、圧力クラスとゴムダイヤフラム材質は同じであるが、弁箱材質がステンレス鋼 または、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;"> 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。 </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）

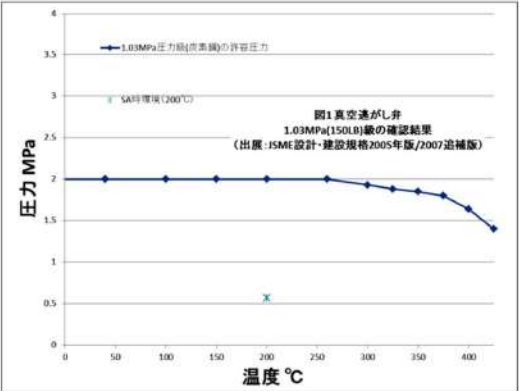
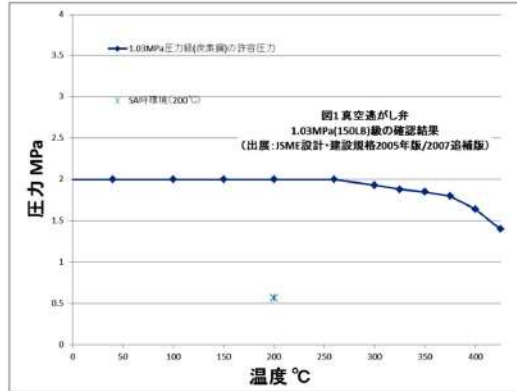
付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価（補足説明資料）

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
<p>図1 原子炉格納施設隔離弁(ダイヤフラム弁) 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出展:JSME設計-建設規格2005年版/2007追補版)</p>	<p>図1 原子炉格納施設隔離弁(ダイヤフラム弁) 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出展:JSME設計-建設規格2005年版/2007追補版)</p>	<p>図1 原子炉格納施設隔離弁(ダイヤフラム弁) 1.03MPa(150LB)級の確認結果 (出展:JSME設計-建設規格2005年版/2007追補版)</p>	
<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> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;">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>(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>	<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>	<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 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 応力分類の(3)、解説図 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> $\sigma_D = \frac{3(3+v)Pa^2}{8h^2} \quad (\text{式1})$   <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 応力分類の(3)、解説図 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> $\sigma_D = \frac{3(3+v)Pa^2}{8h^2} \quad (\text{式1})$   <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）

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>

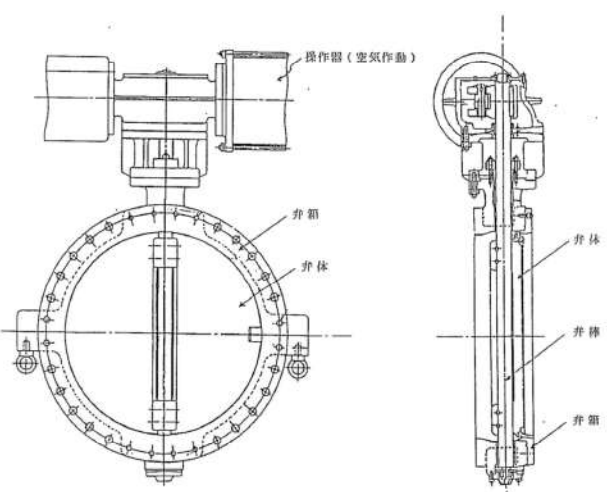
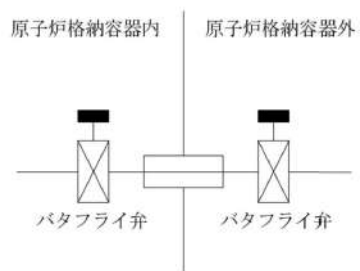
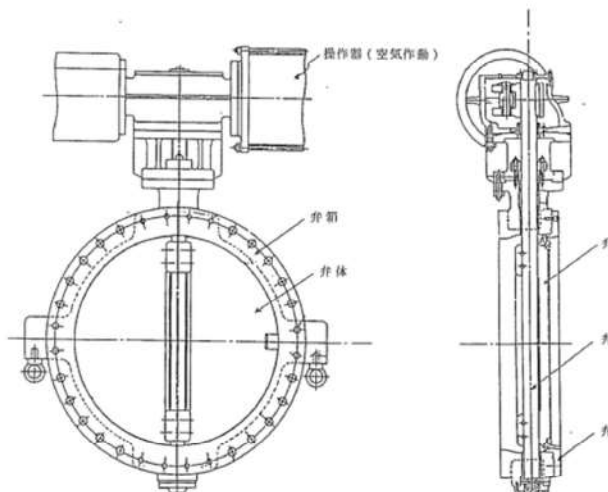
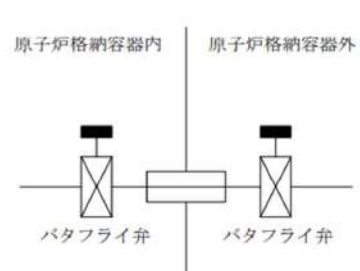
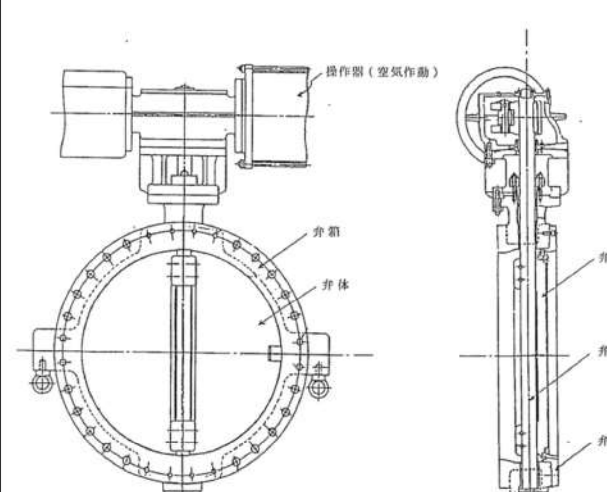
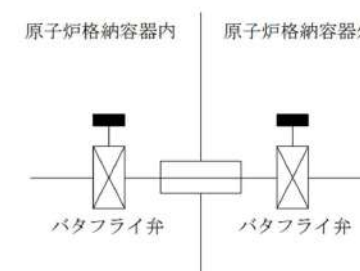
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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
	諸元			備考	諸元			備考	
	記号	記号説明	数値		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)	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)	 	-	a	弁座内半径 (mm)	 	-	
	h	弁体の厚さ (mm)	 	-	h	弁体の厚さ (mm)	 	-	
	v	ポアソン比	0.3	-	v	ポアソン比	0.3	-	
	P (P _{cs})	最高使用圧力 (MPa) (弁体許容圧力とする)	0.61	式1より算出	P (P _{cs})	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	
	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。				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。				
	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。				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。				【伊方】 設備の相違 ・泊はソフトシートである。
	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。				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。				
					 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）

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="159 231 651 327"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td rowspan="3">[Redacted]</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	[Redacted]	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="817 231 1310 327"> <tr> <td rowspan="3">試験条件</td> <td>試験圧力</td> <td rowspan="3">[Redacted]</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	[Redacted]	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="1456 231 1966 331"> <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>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>
試験条件		試験圧力		[Redacted]																
		試験温度																		
	積算放射線量																			
試験条件	試験圧力	[Redacted]																		
	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、保全計画にもとづき、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リングでパウンド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>・機器搬入口等に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り替を実施している。</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リングでパウンド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>・機器搬入口等に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り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リングでパウンド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>・機器搬入口等に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り替を実施している。</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																																																																																																																															
1. 概要	1. 概要	1. 概要																																																																																																																															
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。	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。	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。	【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。																																																																																																																														
2. 試験条件	2. 試験条件	2. 試験条件																																																																																																																															
2.1 評価項目	2.1 評価項目	2.1 評価項目																																																																																																																															
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。	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。	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。																																																																																																																															
2.2 熱劣化期間算出	2.2 熱劣化期間算出	2.2 熱劣化期間算出																																																																																																																															
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。	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。	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。	【伊方】記載表現の相違 ・大飯実績を反映した。																																																																																																																														
$\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$	$\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$	$\text{加速倍率算出 } a = \exp\left[\frac{-E}{R}\left(\frac{1}{273+T_{exam}} - \frac{1}{273+T_{real}}\right)\right]$																																																																																																																															
$\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$	$\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$	$\text{熱劣化期間 } T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$																																																																																																																															
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。	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。	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。																																																																																																																															
表1 各パラメータ	表1 各パラメータ	表1 各パラメータ																																																																																																																															
<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>	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			<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>	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			<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>	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																																																																																																																															
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																																																																																																																															
※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	※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	※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																																																																																																																															
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。	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。	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。																																																																																																																															

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="73 239 730 606"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$日間</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 $\square^{\text{日}}$日間</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	加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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 606"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$日間</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 $\square^{\text{日}}$日間</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	加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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 606"> <thead> <tr> <th>試験条件*</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$日間</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 $\square^{\text{日}}$日間</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	加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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																										
加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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																										
加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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																										
加速熱劣化 $\square^{\circ}\text{C} \times \square^{\text{日}}$ 日間	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 $\square^{\text{日}}$ 日間	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="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: 100px;">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>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: right; margin-right: 100px;">$\square^{\text{cc}/\text{sec}}$ 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>【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>参考資料-2</p> <p>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>参考資料-2</p> <p>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>参考資料-2</p> <p>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>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>第2図 公称応力と真応力について</p>	<p>図2 公称応力と真応力について</p>	<p>図2 公称応力と真応力について</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)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$ 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)、$B \rightarrow C$)。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)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$ 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)、$B \rightarrow C$)。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)、$0 \rightarrow A \rightarrow B$)、$2S_y$ 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)、$B \rightarrow C$)。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いえる。</p>	<p>【伊方】記載充実 ・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>(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>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)</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>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>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>【大飯、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>[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>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>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(至)</td> <td>7.8×10⁻³(至)</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 (至)	7.8×10 ⁻³ (至)		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>236 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	236 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>267 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	267 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 (至)	7.8×10 ⁻³ (至)		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	236 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	267 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 PFC-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 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>mm 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

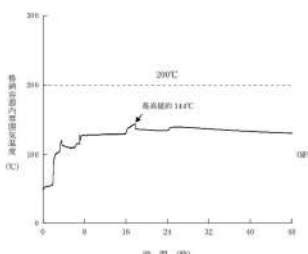
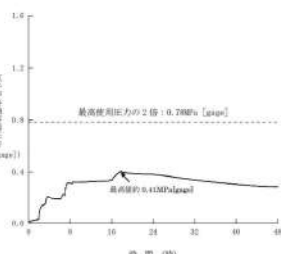
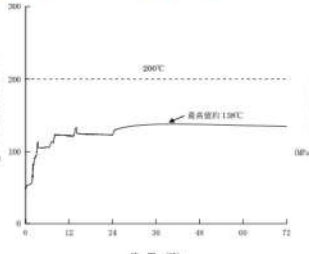
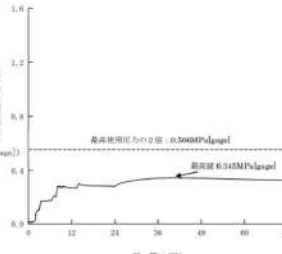
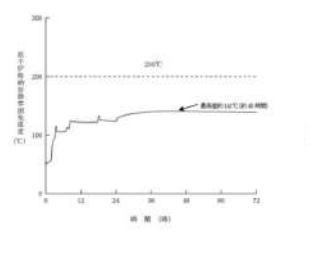
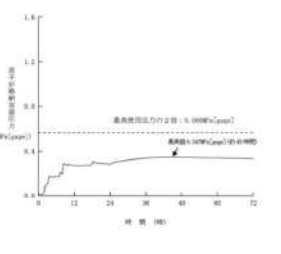
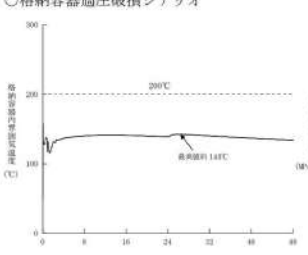
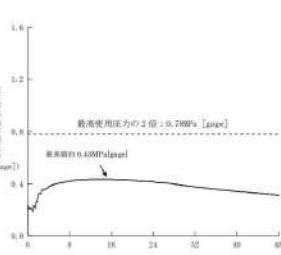
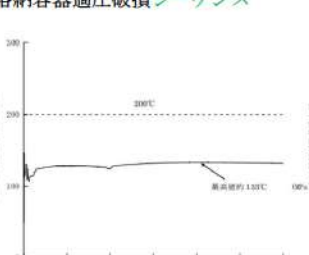
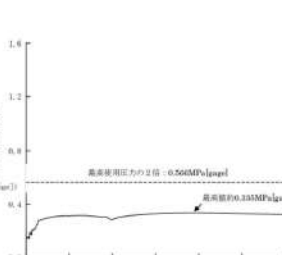
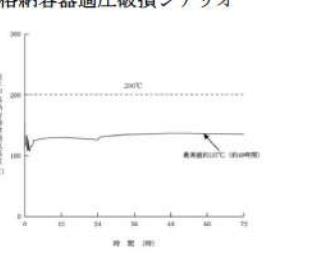
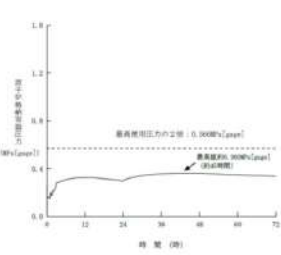
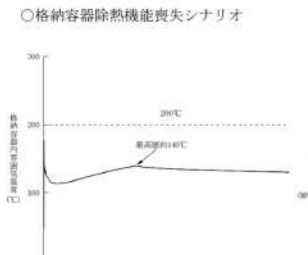
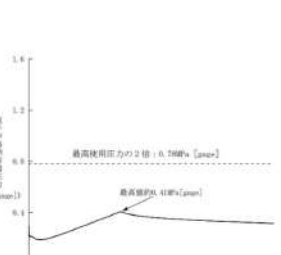
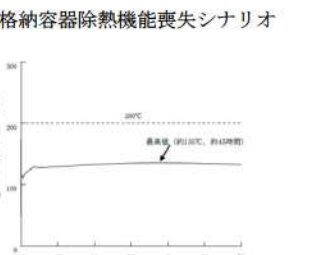
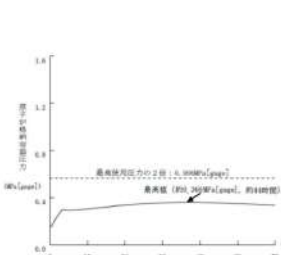
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 <input type="text"/> %/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><input type="text"/> 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 <input type="text"/> %/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 <input type="text"/> %/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><input type="text"/> 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>【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 style="text-align: right;">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>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>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 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。 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>※：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。 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 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。 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。 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 style="text-align: right;">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>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>1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価 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。 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>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。 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 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。 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。 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 style="text-align: right;">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>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 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。 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>※：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。 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 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。 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。 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>【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
<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>FP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>FP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>想定リークバス面積</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>4×10⁴ kW</td> <td>4×10⁴ kW</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	想定リークバス面積	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																								
想定リークバス面積	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>(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>(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>(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>(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>・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>(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>(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>(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>・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>(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>(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>(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>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 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 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>P₀</i>: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_b</i>:2次側圧力 <i>T₀</i>: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。</p> <p>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。</p> <p>質量流量（<i>m</i>）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>P₀</i> : 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>A₀</i> : 漏えい率等価面積 (m²) <i>P_b</i> : 2次側圧力 (Pa) <i>T₀</i> : 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。</p> <p>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。</p> <p>質量流量（<i>m</i>）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>【大飯】 記載充実</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2mm²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2mm²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																																																																																																			

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE11-9 r.2.0
提出年月日	令和5年6月30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6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 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 コードの比較は比較表「第3部 MAAP コード」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。

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)			
	従来許認可解析 (BWR5原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA時注水機能喪失)	
原子炉圧力			
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】			

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1に対応するものはない。

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）

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)		<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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格納容器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)	<p>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</p> <p>原子炉スタラムによる出力低下</p> <ol style="list-style-type: none"> 中性子束 (%) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 	<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>原子炉スタラム失敗による出力上昇</p> <ol style="list-style-type: none"> 中性子束 (%) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 原子炉出力 (MW) 	<p>原子炉格納容器圧力</p> <p>従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失)</p> <p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gage)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</p> <p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gage)</p> <p>時間 (時)</p>
原子炉圧力	<p>原子炉スタラム及び過及び過がし弁閉鎖による圧力低下</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 	<p>過がし弁閉鎖による圧力低下</p> <p>原子炉スタラム失敗及び過及び過がし弁閉鎖による圧力制御</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力 (MPa) 	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gage)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gage)</p> <p>時間 (時)</p>
格納容器プール水温度	<p>原子炉スタ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。</p> <p>格納容器圧力</p> <p>時間 (時)</p>	<p>格納容器圧力</p> <p>時間 (時)</p>	<p>原子炉格納容器温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>原子炉格納容器温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>
運転特性図	<p>運転特性図</p> <p>時間 (時)</p>	<p>運転特性図</p> <p>時間 (時)</p>	<p>運転特性図</p> <p>時間 (時)</p>		<p>運転特性図</p> <p>時間 (時)</p>

※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

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）		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。
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、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*。	記載方針の相違
	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。ほう酸水の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。	
		※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		

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="1133 204 1895 228">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="1064 264 1912 695"> <tr> <td data-bbox="1064 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 770 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="1064 834 1505 866"> ：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="1977 204 2112 228">記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1977 236 2112 403">・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。 <li data-bbox="1977 411 2112 571">・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。 <li data-bbox="1977 579 2112 1082">・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 data-bbox="1977 1090 2112 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	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約79℃ 時間：0～24時間	
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 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 (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。
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。	事故事件 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	原子炉冷却材喪失	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	事象	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	49℃	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。	再循環ポンプ慣性	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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	代替再循環トリップ機能	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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
解	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
析	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MS 1 V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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
条	外部電源	健全	同左	無	差異はない。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	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。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
件	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。
	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。	再循環ポンプ慣性	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）						
	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	
解 析 条 件	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。	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）
	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;">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 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	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</p> <p>・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	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" rowspan="4">【該当する表無し】</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">物理現象</td> <td>炉心(核)核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果</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、ドブブ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、ドブブラ、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> </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	【該当する表無し】		物理現象	炉心(核)核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果	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、ドブブ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、ドブブラ、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。	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	【該当する表無し】																																			
物理現象	炉心(核)核分裂出力分布変化 反応度フィードバック効果	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、ドブブ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、ドブブラ、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。																																	
	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" 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）。</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">物理現象</td> <td>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> </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 rowspan="3">物理現象</td> <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	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	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。	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		物理現象	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	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	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。																																	
	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																																				
物理現象	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	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	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R E D Y 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C O C O 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)。					
	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。						

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)

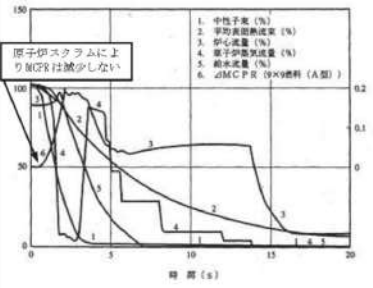
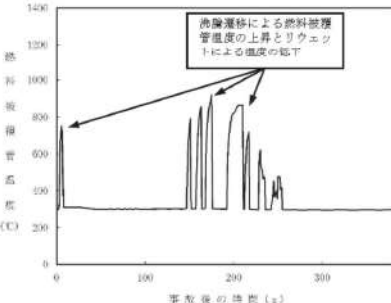
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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	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れにより、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次冷却材の漏れ量が少なかったため、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。
	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。	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で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で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。	
	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。	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。	全文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次冷却材の漏れ量が少なかったため、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。	
	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やかされる。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	差はない。		
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 (10/10)					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	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。	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	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	差はない。	
	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。		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れにより、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次冷却材の漏れ量が少なかったため、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。	

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2-2 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</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2-2に対応するものはない。
<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 (MCPR)</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MCPR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>事故後の時間 (s)</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>※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> <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3に対応するものはない。
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）

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	
2.	重要現象の特定	2.	重要現象の特定	※2. は想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる
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	※3.5 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）
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のゾースタームについて	参考1	MAAPコードとNUREG-1465のゾ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	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	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	※別添1は女川相当となるよう新規作成（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）

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）

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		(MAAP 追加事項参照) 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）

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>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コード^①について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な事故シーケンス並びにその事象推移、運転操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉がスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 重要事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な重要事故シーケンス並びにその事象推移、運転員等操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>この重要事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCS再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」あるいは「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、大破断LOCAあるいは中破断LOCAが発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はECCSを用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから、原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによってECCS再循環不能となり、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却がある。原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で運転員等操作により起動し、その後の長期的な原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器先行破損を防止することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内部には格納容器再循環サンプル水が多量に溜まっており、炉心は長期的に冠水した状態にあるため、原子炉格納容器雰囲気は飽和状態で推移する。よって、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>なお、LOCA発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の原子炉格納容器内状態に影響を及ぼすことはない。</p>	<p>※想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系）起動失敗＋原子炉の減圧の失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉が高圧に維持され低圧注水系による原子炉注水が困難な状況下では、原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉代替減圧系（原子炉自動減圧インターロック）により原子炉を減圧し、原子炉の減圧後に非常用炉心冷却系（低圧注水系）により原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系による除熱を行うことで、抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機等の機能喪失」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系が自動起動して水位は維持される。しかし、直流電源が枯渇すると長時間の注水が期待できないため、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源設備及び低圧代替注水系の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の減圧は、逃がし安全弁</p>	<p>(2) ECCS 再循環機能喪失</p> <p>この重要事故シーケンスグループは、原子炉の出力運転中に LOCA が発生し、ECCS の注入には成功するが、ECCS の再循環に失敗する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA＋低圧再循環失敗」あるいは「大破断 LOCA＋高圧再循環失敗＋低圧再循環失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスは、大破断 LOCA が発生し、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、炉心ヒートアップが起きるが、ECCS が作動することにより炉心水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。しかし、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は炉心損傷に至ることはない。しかし、蒸散により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環がある。低圧再循環の失敗を検知して、運転員等操作により原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環を行うことで、蒸散により失われる冷却材を補充することができ、長期にわたり炉心冷却を確保することができる。</p> <p>本事象の場合、炉心水位を維持し炉心損傷を防止することが評価目的であることから、評価指標は「燃料被覆管温度」である。</p> <p>LOCA 発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の炉心冷却性に影響を及ぼすことはない。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>により手動操作にて実施する。減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱を行うことで抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋取水機能喪失」及び「給水流量の全喪失＋残留熱除去系の故障」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系等が自動起動して水位は維持されるが、外部電源の喪失を想定すると、取水機能喪失時には非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失により、長時間の注水継続は期待できないために、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。また、残留熱除去系故障時には非常用炉心冷却系等によって炉心の冷却は維持されるものの、原子炉格納容器からの除熱機能喪失によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度が限界圧力及び限界温度を超過する。</p> <p>取水機能喪失時に炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源により給電を開始し、低圧又は高圧代替注水系による原子炉への注水を開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、最終ヒートシンクへの代替熱移送系を用いた除熱によって抑制する。</p> <p>また、残留熱除去系故障時には、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度の上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。</p> <p>上記のとおり、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(5) LOCA時注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、LOCA発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「中小破断LOCA＋非常用炉心冷却系（高圧注水及び低圧注水系）起動失敗」が選定されてい</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、LOCA発生後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。しかし、非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動失敗により、原子炉水位が低下し、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系等による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系等による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、LOCA破断口から放出される冷却材及び逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及びジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力容器の破損により、熔融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による熔融炉心からの除熱が十分</p>	<p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気、及び、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして、格納容器過圧破損に対して「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が、格納容器過温破損に対して「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」が、それぞれ選定されている。</p> <p>格納容器過圧破損シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>でない場合には、熔融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート熔融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与する他、熔融炉心内部の金属と反応して水素ガス発生に寄与する場合もある。これらの水蒸気、発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、やがて格納容器過圧・過温破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系等による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱がある。原子炉圧力容器内の熔融炉心の冷却を低圧代替注水系等によって行うが、熔融炉心の崩壊熱によって原子炉格納容器内に放出される蒸気により、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。格納容器スプレイを実施することによって、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制するが、外部水源からの総注水量が制限値に達した時点で、格納容器スプレイを停止する。その後、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は再び上昇するものの、格納容器圧力逃がし装置等による除熱により、格納容器破損を防止する。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>後には、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、熔融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。これら水蒸気及び非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力は上昇を続け、やがて格納容器過圧破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張るとともに、原子炉格納容器内気相部の圧力上昇を抑制する。代替設備による格納容器スプレイで、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に十分な水が注水されたら、原子炉格納容器内の計器の水没等を防止する観点から、代替の格納容器スプレイは停止させる。その後、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で、運転員等操作により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により原子炉格納容器気相部の冷却を開始する。これにより原子炉格納容器圧力の上昇を長期的に緩和することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>格納容器過温破損シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出される。このため炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。</p> <p>炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリーブにより破損に至る。1次冷却材圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、原子炉容器破損時には熔融炉心の分散放出が発生する。分散放出された熔融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、やがて原子炉下部キャビティの床に広く堆積する。原子炉下部キャビティの床には加圧器安全弁から逃がしたタンクを経由して放出された冷却材の一部が溜まっており、飛散してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発する。床に溜まっていた冷却材が蒸発すると、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。熔融炉心は床上に広く薄く堆積していることから、床コンクリートを侵食するより原子炉格納容器気相部を加熱する効果が大きくなり、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態で温度上昇を続けていく。原子炉格納容器ハッチ部あるいは貫通部の温度が耐熱温度を超えると漏えいが発生するため、格納容器過温破損に至る。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が破損し、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある溶融炉心自身の発熱や上方から流下してきた溶融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は溶融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって溶融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力が高圧状態で原子炉圧力容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉圧力容器破損までに手動操作にて、原子炉を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制する。</p> <p>本事象の場合、原子炉の減圧により原子炉圧力が高い状況での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と格納容器下部のプール水が接触して一時的な圧力の急上昇が発生し、この時に発生するエネルギーにより構造物が破壊され格納容器破損に至る</p>	<p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉格納容器一般部の床に水を張る。原子炉格納容器内に溶融炉心の冷却に十分な水があれば格納容器過温破損は防止できる。ただし、原子炉格納容器内が過熱状態から飽和状態へ移行した後は、前述と同様の過圧破損対策を行う必要がある。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器内温度」である。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、1次冷却材圧力が高い状況で原子炉容器が損傷し、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水等による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出され、炉心水位が徐々に低下し、いずれは炉心露出、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。1次冷却材圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、炉心損傷を検知して、運転員等操作で加圧器逃がし弁を開放することにより、1次冷却系を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制することができる。</p> <p>本事象の場合、高圧条件での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「1次冷却材圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水が接触して圧力スパイクが発生し、格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA+ECCS</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事象である。水蒸気爆発については、これまでの知見により、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられるが、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性があることから、ここでは、圧力スパイクによる格納容器破損を取り扱う。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで低下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッダ貫通部の逸出等により破損に至る。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、圧力スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスの燃焼により格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失＋全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管のジルコニウム－水反応によって多量の水素ガスが発生するとともに、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。発生した水素ガス及び酸素ガスは、原子炉内で発生する蒸気とともに、逃がし安全弁を通じてウェットウェルに流入し、サブプレッション・プール水中にとりこまれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスとともに空間部に蓄積し、一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入する。格納容器スプレイにより格納容器内で蒸気の凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。なお、水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上、かつ、酸素濃度 5 vol%以上が指標とされている。</p>	<p>注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素の燃焼により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋ECCS注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管にてジルコニウム－水反応によって、多量の水素が発生するとともに、反応熱によりさらに燃料棒が過熱される。これにより炉心損傷の初期に大量の水素が原子炉格納容器内へ放出される。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子</p>	<p>※炉型の違いによって水素発生量の想定が異なる</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、格納容器内雰囲気を窒素置換することによる不活性化及び格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出によって、水素燃焼の発生を抑制する。</p> <p>本事象の場合、格納容器内において水素爆轟が発生しないことを確認することが目的であり、BWRでは、格納容器内雰囲気が窒素封入により不活性化されており、また炉心損傷後はジルコニウム-水反応に伴い多量の水素ガスが発生するため、水素燃焼の発生に対しては酸素濃度の上昇が律速となる。そのため、「酸素濃度」を評価指標として選定する。なお、水素濃度の上昇に伴い格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、酸素濃度を保守的に評価する観点で、水素濃度については実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド指定の全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する想定ではなく、MAAPの評価値を用いる。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、格納容器下部床へ落下した溶融炉心によりコンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位は急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある溶融炉心自身の発熱や上方から流下してきた溶融炉心によってプール</p>	<p>炉容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後は、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、溶融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。PWRは大型格納容器を採用しているため、火炎伝ば速度が亜音速の燃焼であれば、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を超えないと評価されており、格納容器破損に至ることは無いと評価されている。一方、火炎伝ば速度が音速を超えて衝撃波が発生する水素爆轟が発生した場合、衝撃波により原子炉格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性を排除できない。水素爆轟が発生する水素濃度としてはドライ状態で13vol%が一つの指標とされている。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器内に設置される水素処理設備による水素処理を行う。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが目的であることから、評価指標は「水素濃度」である。</p> <p>(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心が原子炉下部キャビティ床へ落下した溶融炉心によりコンクリート侵食が継続し、ベースマットの溶融貫通により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プール</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が形成される。クラストが保持されている間は溶融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって溶融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力容器の破損により、溶融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による溶融炉心からの除熱が十分でない場合には、溶融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート溶融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続すると、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で、格納容器下部において溶融炉心の冷却に寄与する十分な水量及び水位を確保し、かつ、溶融炉心の落下後に崩壊熱を十分に上回る原子炉注水及び格納容器下部注水系による注水を行うことによって、溶融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</p>	<p>が拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッ드의炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後には、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると格納容器破損に至り、放射性物質が地中あるいは地下水に放出されることとなる。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張り、溶融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等に対して抽出されたものであり、具体的な事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>	<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、重要事故シーケンスグループに対して抽出されたものであり、具体的な重要事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>																															
表 2.2-1 ランクの定義	表 2.2-1 ランクの定義																															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い	H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。	M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取扱い	H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する	M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	
ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い																														
H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。																														
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
ランク	ランクの定義	本資料での取扱い																														
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する																														
M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転操作への影響に応じて表2.3-1及び表2.3-2のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、核分裂出力は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、核分裂出力は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(2) 出力分布変化 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、出力分布変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、出力分布変化は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表2.3-1のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>2.3.1 炉心 (核) 関連</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <div data-bbox="1133 501 1966 847" style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>	<p>相違理由</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。

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 反応度フィードバック効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、反応度フィードバック効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、反応度フィードバック効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(4) 制御棒反応度効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、制御棒反応度効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、制御棒反応度効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(5) 崩壊熱 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となり、主な熱源として事象進展の速さに影響する。したがって、崩壊熱は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(2) 反応度帰還効果 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(3) 制御棒効果 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(4) 崩壊熱 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) 三次元効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シナリオでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、核熱水力不安定事象は発生しない。したがって、核的な三次元効果は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(7) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料棒内温度変化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては重要度が高いと考えられる。</p>	<p>2.3.2 炉心 (燃料) 関連</p> <p>(1) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1133 504 1966 1086" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 372px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(8) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、表面熱伝達の影響が大きくなり、重要度が高いと考えられる。燃料被覆管温度が顕著に上昇しない炉心損傷防止の領域においては、一時的に炉心が露出しても早期に再冠水し、冠水状態では熱伝達が十分大きくなることから、燃料棒表面の熱伝達変化による影響は小さく、崩壊熱による燃料棒からの発熱が支配的となる。したがって、燃料棒表面熱伝達は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>(9) 沸騰遷移 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。燃料棒表面において核沸騰から膜沸騰へ沸騰遷移が生じた場合には、熱伝達の低下によって燃料被覆管温度が上昇するものの、事象初期の短期間における燃料被覆管温度に影響する現象であり、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さい。したがって、沸騰遷移は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、沸騰遷移は溶融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>(2) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 231 1960 949" style="border: 2px solid black; height: 450px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1425" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料被覆管酸化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。</p> <p>(11) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <p>燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による発熱や水素ガスの発生、燃料被覆管の破損によるペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFPの原子炉圧力容器内への放出を考慮する必要があり、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、燃料被覆管の変形により炉心冷却性への影響が考えられるものの、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(3) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 710" style="border: 2px solid black; height: 300px;"></div> <p>(4) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 774 1966 1356" style="border: 2px solid black; height: 365px;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(12) 三次元効果 [炉心 (燃料)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、水位が低下して炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合には、円周方向及び軸方向からの三次元的な燃料棒間の輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。燃料被覆管温度が顕著に上昇しない炉心損傷防止の領域においては、一時的に炉心が露出しても再冠水することから、三次元効果の影響は小さく、崩壊熱による燃料棒からの発熱が支配的となるため、重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(13) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出し、燃料被覆管の温度上昇が始まるため、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガス発生を考慮する必要がある。したがって、二相水位に影響する沸騰・ボイド率変化は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、燃料被覆管温度が顕著に上昇せず、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さいため、重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、炉心冷却状態への影響が大きく、熔融炉心の挙動への影響が考えられるため、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>2.3.3 炉心 (熱流動) 関連</p> <p>(1) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]</p> <div data-bbox="1133 571 1966 1257" style="border: 2px solid black; height: 430px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(14) 気液分離（水位変化）・対向流 [炉心（熱流動）]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出し、燃料被覆管の温度上昇が始まるため、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガス発生を考慮する必要がある。したがって、二相水位に影響する気液分離（水位変化）・対向流は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、被覆管温度が顕著に上昇せず、長期的な挙動へ着目した場合に影響は小さいため、重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、炉心冷却状態への影響が大きく、熔融炉心の挙動への影響が考えられるため、重要度が高いと考えられる。</p> <p>(15) 気液熱非平衡 [炉心（熱流動）]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて炉心領域に強制循環はないため、冷却材の注水による気液熱非平衡状態が考えられるが、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、熔融炉心の挙動への影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 気液分離（炉心水位）・対向流 [炉心（熱流動）]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(3) 気液熱非平衡 [炉心（熱流動）]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 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。 </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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(16) 圧力損失 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて原子炉圧力容器内における流動は、炉心部とダウンカマ部の静水頭が支配的であると考えられる。したがって、圧力損失は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>(17) 三次元効果 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、ダウンカマに注水された冷却材が下部プレナムを經由して、又は、炉心バイパス部から燃料集合体の漏えい経路を經由して炉心部へ流入する際、圧力損失が均一となるように熱出力に応じて燃料集合体間で流量配分される三次元効果が発生する。ただし、長期的な挙動へ着目した場合に三次元効果の影響は小さく、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p>	<p>(4) 圧力損失 [炉心 (熱流動)]</p> <div data-bbox="1133 264 1966 472" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <p>2.3.4 1次冷却系関連</p> <p>(1) 冷却材流量変化 (強制循環時) [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1133 946 1966 1222" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1342 1957 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(18) 冷却材流量変化 [原子炉压力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に再循環ポンプがトリップし、原子炉压力容器内における冷却材流量変化は長期間に亘り自然循環が支配的となる。長期的な挙動に着目した場合、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、原子炉压力容器内の自然循環による冷却材の流量変化の影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、熔融炉心の挙動への影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(19) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[原子炉压力容器]</p> <p>炉心損傷防止において評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁やLOCA破断口からの冷却材放出によって、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を及ぼすものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的であり、冷却材放出（臨界流・差圧流）は、評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、逃がし安全弁からの冷却材放出による原子炉圧力への影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止のその他の評価指標に対しては、炉心損傷後において、原子炉压力容器からの流れの駆動力となる水蒸気の発生による影響は小さいため、評価指標に対する影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(2) 冷却材流量変化（自然循環時）[1次冷却系]</p> <div data-bbox="1131 231 1960 502" style="border: 2px solid black; height: 170px; width: 100%;"></div> <p>(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[1次冷却系]</p> <div data-bbox="1131 606 1960 981" style="border: 2px solid black; height: 235px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1400 1189 1944 1232" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁を用いた原子炉の急速減圧あるいはLOCA発生後の冷却材流出による原子炉減圧があり、減圧沸騰による各部の蒸気発生とボイド率変化によって二相水位が変化する。また、原子炉への注水によって蒸気が凝縮する。しかしながら、炉心以外の領域の沸騰、凝縮及びボイド率変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(4) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1133 233 1966 711" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1273 1957 1318" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(21) 気液分離・対向流 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出する。しかしながら、炉心以外の領域の気液分離・対向流は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(5) 気液分離・対向流 [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1133 229 1966 1018" style="border: 2px solid black; height: 494px; width: 372px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(22) 気液熱非平衡 [原子炉压力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心が露出した場合に、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が考えられるものの、原子炉压力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材の熱伝達によって、ほぼ飽和状態となるため、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はない。また、熔融炉心の挙動への影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(23) 圧力損失 [原子炉压力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて原子炉压力容器内における流動は、炉心部とダウンカマ部の静水頭が支配的であると考えられる。したがって、圧力損失は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(6) 気液熱非平衡 [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 678" style="border: 2px solid black; height: 280px; width: 100%;"></div> <p>(7) 圧力損失 [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1131 774 1966 1053" style="border: 2px solid black; height: 175px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(24) 構造材との熱伝達 [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷以前において、原子炉圧力容器等の構造材の保有熱は、原子炉冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与えるものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的である。したがって、構造材との熱伝達は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達は、物理現象「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」において考慮する。</p> <p>(25) ECCS注水（給水系・代替注水設備含む） [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損及び水素燃焼において評価する具体的な事故シーケンスでは、非常用炉心冷却系（ECCS）及び代替注水設備を使用して炉心の冷却を行う。原子炉圧力容器への注水は、原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与え、格納容器圧力変化に影響を及ぼすため、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止における水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、注水による水蒸気や水素ガスの発生量への影響が考えられ、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量については、注水された水が原子炉圧力容器破損口から流れ出ることによる熔融炉心の冷却が考えられるため、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の格納容器破損モードにおける事故シーケンスにおいては、ECCS（給水系・代替注水設備含む）の作動は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) 構造材との熱伝達 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(9) ECCS強制注入 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>(10) ECCS蓄圧タンク注入 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>	
<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> 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。 </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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(26) ほう酸水の拡散 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれもほう酸水の注入を考慮していない。したがって、ほう酸水の拡散は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(27) 三次元効果 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事故後長期において炉心が露出する場合に、燃料被覆管温度が上昇する事象であり、炉心流量急減過程において、下部プレナム内の流量配分が不均等になる可能性があるが、事故直後に再循環ポンプがトリップするため影響は小さい。したがって、三次元効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>2.3.5 加圧器関連</p> <p>(1) 気液熱非平衡 [加圧器]</p> <div data-bbox="1133 743 1966 1118" style="border: 2px solid black; height: 235px; width: 372px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="1408 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(28) 冷却材放出 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁やLOCA破断口からの冷却材放出によって、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を及ぼすものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的であり、冷却材放出は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 水位変化 [加圧器]</p> <p>(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]</p> <p>2.3.6 蒸気発生器関連</p> <p>(1) 1次側・2次側の熱伝達 [蒸気発生器]</p> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1131 231 1966 539" style="border: 2px solid black; height: 193px; width: 373px;"></div> <p>(3) 2次側水位変化・ドライアウト〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1131 641 1966 949" style="border: 2px solid black; height: 193px; width: 373px;"></div> <p>(4) 2次側給水（主給水・補助給水）〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1131 1051 1966 1359" style="border: 2px solid black; height: 193px; width: 373px;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1422" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(29) 格納容器各領域間の流動 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、崩壊熱によって発生した水蒸気及びジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガス（含む水素ガス）は、LOCA破断口からドライウェルを經由し、又は逃がし安全弁を介してウェットウェルへ流入し、サブプレッション・プール水温度を上昇させる。ウェットウェルにおける気液界面の熱伝達によって、気相部の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与える。したがって、格納容器各領域間の流動は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標については、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、現象の発生防止として、原子炉圧力の低下が評価の主体となっており、重要度は低いと考えられる。溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力に対しては、溶融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧カスパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇が評価指標となっており、重要度は高いと考えられる。ウェットウェル空間部に蓄積された水素ガス及び酸素ガスの一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入するため、原子炉格納容器内における非凝縮性ガスの濃度分布に影響があり、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。また、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量については、溶融炉心から上面水プール及びコンクリートへの熱伝達が支配的であり、格納容器各領域間の流動の影響は小さいため、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>2.3.7 原子炉格納容器関連（溶融炉心挙動を除く）</p> <p>(1) 区画間・区画内の流動（蒸気・非凝縮性ガス） [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1133 229 1966 1018" style="border: 2px solid black; height: 494px; width: 372px;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(30) サプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、残留熱除去系等を用いて原子炉格納容器からの除熱が可能であり、サプレッション・プール冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスにおいては、サプレッション・プール冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、サプレッション・プールの冷却によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(31) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、ウェットウェルにおける気液界面の熱伝達によって、気相部の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与える。したがって、気液界面の熱伝達は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 区画間・区画内の流動（液体）[原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1133 196 1966 675" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(3) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1133 1118 1966 1326" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1342 1960 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱は、その熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。したがって、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と構造材間の熱伝達は、物理現象「熔融炉心とコンクリートの伝熱」において考慮する。</p> <p>(33) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器スプレイにて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能である。したがって、スプレイ冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、スプレイ冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、スプレイの作動によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する重要度は高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(4) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(5) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 350px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 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。 </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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心損傷後、放射線水分解、ジルコニウム-水反応等によって水素ガス及び酸素ガスが発生し、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性があり、格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。ただし、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、炉心損傷に至ることはないため、影響はない。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(35) 格納容器ベント [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器圧力逃がし装置にて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能であり、格納容器ベントは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントは考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、格納容器ベントによって、原子炉格納容器内の雰囲気組成が変化するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 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 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 507" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 373px;"></div> <p>(7) 放射線水分解等による水素発生</p> <div data-bbox="1131 571 1966 710" style="border: 2px solid black; height: 87px; width: 373px;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(8) 水素濃度 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 981" style="border: 2px solid black; height: 470px; width: 100%;"></div> <p>(9) 水素処理 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 1045 1966 1356" style="border: 2px solid black; height: 195px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(36) リロケーション [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。炉心のリロケーションは、熔融炉心の冷却性、原子炉圧力容器の破損挙動等、炉心熔融後の事象進展に与える影響が大きい。リロケーションの過程における、炉心の流路閉塞挙動によって、水素ガスの発生量への影響が考えられ、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が高いと考えられる。さらに、水素濃度の上昇に伴って原子炉格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が高いと考えられる。また、リロケーションは熔融炉心の下部プレナムへの移行挙動に関係し、原子炉圧力容器の破損タイミングにおいて熔融炉心の持つ崩壊熱や格納容器下部へ落下する熔融炉心の量への影響が考えられるため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。</p> <p>なお、本物理現象以降の物理現象については、炉心損傷後の物理現象であり、炉心損傷以前の現象を扱う炉心損傷防止における評価指標に対する影響はない。</p> <p>(37) 原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化) [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムへ移行する際に、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。急速な水蒸気の発生によって発生する圧力スパイクは、原子炉圧力容器破損のタイミングにおける原子炉圧力に影響を与える可能性がある。したがって、原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化)は、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>2.3.8 原子炉容器（炉心損傷後）関連</p> <div style="border: 1px solid black; height: 60px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(1) リロケーション</p> <div style="border: 1px solid black; height: 60px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(2) 原子炉容器内 FCI（熔融炉心細粒化）</p> <div style="border: 1px solid black; height: 140px; margin-bottom: 10px;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(38) 原子炉圧力容器内 F C I (デブリ粒子熱伝達) [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い徐々にリロケーションする。溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムへ移行する際に、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。急速な水蒸気の発生によって発生する圧力スパイクは、原子炉圧力容器破損のタイミングにおける原子炉圧力に影響を与える可能性がある。したがって、原子炉圧力容器内 F C I (デブリ粒子熱伝達)は、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(39) 溶融炉心の再臨界 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、制御棒溶融開始から炉心溶融に至る間に原子炉圧力容器内に注水される可能性があるが、事象進展に伴い流路が閉塞し、溶融プールが形成されるため、溶融炉心が再臨界する可能性は十分小さい。したがって、溶融炉心の再臨界は格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(40) 構造材との熱伝達 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い徐々にリロケーションする。この過程において、制御棒等の原子炉内構造物も、溶融燃料からの輻射熱伝達等により溶融し、炉心下部に移行する。構造材との熱伝達によって、溶融炉心の移行挙動、溶融炉心の量や組成等の炉心溶融後の事象進展に与える影響が考えられる。溶融炉心の移行挙動については、炉心の流路閉塞挙動による水素ガスの発生量への影響から、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が高いと考えられる。また、水素濃度の上昇に伴って原子炉格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が高いと考えられる。構造材の溶融による溶融炉心の量や組成への影響からは、原子炉圧力容器の破損タイミング、破損後の溶融炉心の放出量や放出された溶融炉心と水蒸気の反応による発熱等の影響が考えられるため、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力、溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(3) 原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(41) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心のリロケーションによって下部プレナムに熔融炉心が堆積し、原子炉圧力容器へ熱的負荷を与える。したがって、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、原子炉圧力容器壁を介した格納容器雰囲気への伝熱の影響が考えられ、重要度が中程度であると考えられる。また、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合には、熔融炉心と冷却材との熱伝達による水蒸気発生によって原子炉圧力が上昇するため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が高いと考えられる。熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、格納容器下部への注水開始の判断基準を原子炉圧力容器下鏡温度とした場合に、運転操作に対する影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力に対する直接的な影響はなく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(42) 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器は、下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。原子炉圧力容器破損の破損時期と破損形態（破損口の口径）は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内での熔融炉心の挙動に影響を与える。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、原子炉圧力容器の破損時期における核分裂生成物の移行挙動への影響や、放出された熔融炉心の反応による非凝縮性ガスの発生による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、原子炉圧力容器破損までに低減することが目的であり、重要度が高いと考えられる。格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、原子炉圧力容器の破損形態による熔融炉心落下時の冷却による蒸気の発生挙動や熔融炉心の拡がり挙動への影響、破損時期による放出された熔融炉心の崩壊熱による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(4) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <div data-bbox="1131 231 1966 507" style="border: 2px solid black; height: 173px;"></div> <p>(5) 原子炉容器破損、熔融</p> <div data-bbox="1131 742 1966 1120" style="border: 2px solid black; height: 237px;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(43) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応によって水素ガスが発生し、水蒸気とともに原子炉格納容器内に移動した後、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性がある。したがって、放射線水分解等による水素ガス及び酸素ガス発生は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(44) 原子炉圧力容器内FP挙動 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管の破損や炉心の溶融によって、核分裂生成物（FP）が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、炉心あるいは溶融炉心に残存したFPは、溶融炉心の移動に伴って輸送される。気相中に浮遊するエアロゾル状のFPは、原子炉圧力容器壁面や内部構造物等の構造材表面へ付着し、崩壊熱によって構造材の温度上昇に寄与する。原子炉圧力容器の外面が非常に高温となった場合には、自然対流及び輻射熱伝達により格納容器内温度に影響を与える可能性があるが、原子炉圧力容器からの輻射は保温材を介していることから影響は小さく、自然対流による影響が支配的となる。FPの移行挙動による影響として、FPによる水の放射線分解に伴う水素ガス及び酸素ガス発生、溶融炉心の持つ崩壊熱を始めとした各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響が考えられる。したがって、原子炉圧力容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、水素燃焼の評価指標である酸素濃度及び溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 1次系内FP挙動</p> <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(45) 原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(46) 格納容器雰囲気直接加熱〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p>	<p>2.3.9 原子炉格納容器（炉心損傷後）関連</p> <div style="border: 2px solid black; height: 40px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(1) 原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(2) 格納容器雰囲気直接加熱</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px;"></div>	<p>相違理由</p>
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 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。 </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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(48) 内部構造物の溶融、破損 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に溶融炉心が落下し、格納容器下部区画内に存在する制御棒駆動装置等の構造物を溶融、破損させる可能性がある。しかしながら、溶融炉心の落下時に溶融炉心との接触によって溶融、破損する構造物は限定的であり、影響は小さく、内部構造物の溶融、破損は溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(49) 原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化) [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に水プールが存在する場合、落下する溶融炉心が水プールに接触する際の液-液混合に伴って、溶融炉心が細粒化して水中に分散し、分散した粒子状デブリからの熱伝達によって急速な水蒸気発生が起り、圧力スパイクが発生する可能性がある。したがって、原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化)は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器下部における溶融炉心から水への熱伝達及び溶融炉心の形態は格納容器下部における溶融炉心の冷却性に影響を与える可能性があり、溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(3) 原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)</p> <div data-bbox="1131 539 1966 1018" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1377 1369 1928 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(50) 原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に水プールが存在する場合、落下する溶融炉心が水プールに接触する際の液-液混合に伴って、溶融炉心が細粒化して水中に分散し、分散した粒子状デブリからの熱伝達によって急速な水蒸気発生が起り、圧カスパイクが発生する可能性がある。したがって、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器下部における溶融炉心から水への熱伝達及び溶融炉心の形態は格納容器下部における溶融炉心の冷却性に影響を与える可能性があり、溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替えた】</p> <p>(47) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した溶融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起り、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート溶融温度に到達するとコンクリート侵食が起る。溶融炉心の堆積状態は、落下後の溶融炉心の堆積高さ、水プールへの伝熱面積に影響を与える。したがって、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりは、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は小さく、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(4) 原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(5) 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 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。 </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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(51) 格納容器直接接触 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、原子炉格納容器バウンダリは、熔融炉心と直接接触することがない構造となっており、格納容器直接接触は、格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(52) 熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱は、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用に対する評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(53) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心とコンクリートの伝熱は、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 熔融炉心と原子炉下部キャピティ水の伝熱</p> <p>(7) 熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(54) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、コンクリートの分解及び非凝縮性ガスの発生は、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(55) 熔融炉心の再臨界 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、この時、熔融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材も熔融炉心内に取り込んでいられることから、熔融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。したがって、熔融炉心の再臨界は格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(56) 原子炉格納容器内FP挙動 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管破損や炉心熔融が発生すると、核分裂生成物（FP）が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、LOCA破断口や逃がし安全弁を経由して原子炉格納容器内に移動し、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響する。したがって、原子炉格納容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が中程度であると考えられる。また、ウェットウェルに放出された一部のFPによる水の放射線分解に伴って水素ガス及び酸素ガスが発生し、ウェットウェル空間部の非凝縮性ガスの濃度分布に影響を与えるため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が中程度であると考えられる。熔融炉心・コンクリート相互作用における評価指標であるコンクリート侵食量については、熔融炉心の持つ崩壊熱に影響があるものの、評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>(9) 原子炉格納容器内FP挙動</p> <div style="border: 2px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 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。 </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）

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク（炉心損傷防止）（1/3）		女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由			
分類	物理現象	高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	LOCA時注水機 能喪失			
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力及び温度		
炉心	物理現象	(1) 核分裂出力	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(2) 出力分布変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(3) 反応度フィードバック効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(4) 制御棒反応度効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
		(6) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
		(7) 燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(8) 燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(9) 沸騰遷移	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(10) 燃料被覆管酸化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(11) 燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(12) 三次元効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(13) 沸騰・ポイド率変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(14) 気液分離（水位変化）・対向流	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		(17) 三次元効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
炉心	物理現象	(1) 核分裂出力	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(2) 出力分布変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(3) 反応度フィードバック効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(4) 制御棒反応度効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H		
		(6) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I		
		(7) 燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(8) 燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(9) 沸騰遷移	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(10) 燃料被覆管酸化	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(11) 燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(12) 三次元効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(13) 沸騰・ポイド率変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(14) 気液分離（水位変化）・対向流	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L		
		(17) 三次元効果	L	L	L	L	L	L	L	L	L		

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク（1/4）

分類・物理現象	評価指標	炉心損傷防止				格納容器破損防止							
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	再循環ECCS機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出/格納冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	燃料被覆管酸化	燃料被覆管変形	格納容器破損防止	溶融炉心・コンタクト相互作用		
炉心	物理現象	核分裂出力	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
		反応度帰還効果	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
		制御棒効果	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
		崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
		燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		燃料棒表面熱伝達	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
		燃料被覆管酸化	L	M	H	H	H	H	H	H	H	H	
		燃料被覆管変形	I	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		沸騰・ポイド率変化	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
		気液分離（炉心水位）・対向流	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
		気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
		圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	

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)

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (2/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止					
		高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	LOCA時注水機 能喪失	原子炉格納容器圧力及び温度
(透かし安全を含む) 原子炉压力容器	(18) 冷却材流量変化	L	L	L	L	L	L
	(19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	L	L	L	L	L
	(20) 沸騰・凝縮・ポイド率変化	L	L	L	L	L	L
	(21) 気液分離・対向流	L	L	L	L	L	L
	(22) 気液熱非平衡	I	I	I	I	I	I
	(23) 圧力損失	L	L	L	L	L	L
	(24) 構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	L
(25) ECCS注水 (給水系・付帯注水設備含む)	M	M	M	M	M	M	
(26) ほう酸水の拡散	I	I	I	I	I	I	
(27) 三次元効果	L	L	L	L	L	L	

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (2/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止		格納容器破損防止				
	原子炉格納ECCS再循環の除熱探検機能喪失	原子炉格納ECCS再循環格納容器過圧・過温破損	格納容器過高圧放出/格納容器雰囲気作用	格納容器破損防止	溶融燃料-水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	I	L	L	L	L	L
	冷却材流量変化 (自然循環時)	L	L	L	L	L	L
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	L	L	L	L	L
	沸騰・凝縮・ポイド率変化	L	L	L	L	L	L
	気液分離・対向流	L	H	L	L	L	L
	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L
	圧力損失	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達	L	H(注)	H	L	L	L
	ECCS強制注入	L	H	I	I	I	I
	ECCS蓄圧タンク注入	L	M(注)	M	L	L	L
加圧器	気液熱非平衡	I	L(注)	L	I	I	I
	水位変化	L	L	L	L	L	L
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	H(注)	H(注)	I	I	I	

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)

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (3/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止				LOCA時注水機能喪失
		高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L	L	L
	(29) 格納容器各領域間の流動	H	H	H	H	H
	(30) サプレッション・プール冷却	I	H	H	H	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	M	M	M	M
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	M	M	M	M
	(33) スプレイ冷却	H	I	H	H	H
	(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	I	I	I	I	I
	(35) 格納容器ベント	H	I	H	H	H

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (3/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止		格納容器破損防止		溶融炉心・コ ンクリート 相互作用
	原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	再循環 環境機能喪失	格納容器過 高圧・過温破損	格納容器燃料-本素燃焼 放出/格納冷却材相互 容器雰囲気作用	
1次側・2次側の熱伝達	L	L	H _(B) /L _(E)	L	L
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	I	M _(B) /I _(E)	I	I
2次側水位変化・ドライアウト	I	I	H _(B) /I _(E)	I	I
2次側給水 (主給水・補助給水)	L	L	I _(B) /L _(E)	L	L
区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	L※	I	H	H	I
区画間・区画内の流動 (液体)	L※	L	L	M	L
気液界面の熱伝達	L	L	L	L	L
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H	L	H	L	L
スプレイ冷却	I	I	H	M	M
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流高昇	H	I	H	L	L
放射線水分解等による水素発生	I	I	I	I	I
水素濃度変化	I	I	M	L	H
水素処理	I	I	I	I	I

※ 多区画モデルを採用する場合のランク。

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																															
表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (4/4)																																																																																																																																																																	
<p style="text-align: center;">評価事象・評価指標</p> <p style="text-align: center;">分類・物理現象</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価事象・評価指標</th> <th colspan="2">炉心損傷防止</th> <th colspan="4">格納容器破損防止</th> <th rowspan="2">格納容器破損防止 燃料-冷却材相互作用</th> <th rowspan="2">溶融炉心・コ ンクリート 相互作用</th> </tr> <tr> <th>原子炉格納容器の除熱機能喪失</th> <th>ECCS再循環機能喪失</th> <th>格納容器圧・過温破損</th> <th>格納容器過放熱</th> <th>高圧放出/格納冷却作用</th> <th>格納容器格納水素濃度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>H</td> <td>H</td> <td>H</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>L</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>H</td> <td>H</td> <td>H</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>H</td> <td>M</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>H</td> <td>M</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>L</td> <td>L</td> <td>H</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>I</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> <td>M</td> </tr> </tbody> </table>	評価事象・評価指標	炉心損傷防止		格納容器破損防止				格納容器破損防止 燃料-冷却材相互作用	溶融炉心・コ ンクリート 相互作用	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器圧・過温破損	格納容器過放熱	高圧放出/格納冷却作用	格納容器格納水素濃度	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	H	H	H	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	L	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	L	L	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	H	H	H	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	I	I	I	I	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	I	I	I	I	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	H	M	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	H	M	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	L	L	L	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H	原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M	
	評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止						格納容器破損防止 燃料-冷却材相互作用	溶融炉心・コ ンクリート 相互作用																																																																																																																																																					
原子炉格納容器の除熱機能喪失		ECCS再循環機能喪失	格納容器圧・過温破損	格納容器過放熱	高圧放出/格納冷却作用	格納容器格納水素濃度																																																																																																																																																											
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	H	H	H	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	L																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	L	L																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	H	H	H	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	I	I	I	I																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	I	I	I	I																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	H	M	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	H	M	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	L	L	L	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	L	L	H																																																																																																																																																									
原子炉格納容器の除熱機能喪失	I	I	I	I	M	M	M	M																																																																																																																																																									

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）

		女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由		
分類	物理現象	評価指標	格納容器破損防止							格納容器破損防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、EWRはそれぞれを分けて表に記載している		
			格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物射出/格納容器冷却気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力		原子炉格納容器圧力	酸素濃度
炉心	核	評価指標	(1) 核分裂出力	I	I	I	I	I	I	I	I	
			(2) 出力分布変化	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(3) 反応度フィードバック効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(4) 制御棒反応度効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(6) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(7) 燃料棒内温度変化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(8) 燃料棒表面熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(9) 沸騰遷移	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(10) 燃料被覆管酸化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(11) 燃料被覆管変形	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(12) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
			(13) 沸騰・ポイド率変化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(14) 気液分離（水位変化）・対向流	H	H	H	H	H	H	H	H	H
			(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L
			(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L
			(17) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I

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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）（2/5） 評価事象 物理現象 評価指標 分類 （逸脱し安全非を含む） 原子炉圧力容器	格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気蒸気加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	※PWR は炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWR はそれぞれを分けて表に記載している
	(18)	冷却材流量変化	L	L	L	L	L	
	(19)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	L	M	L	L	L	
	(20)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	
	(21)	気液分離・対向流	L	L	L	L	L	
	(22)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	
	(23)	圧力損失	L	L	L	L	L	
	(24)	構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	
	(25)	ECCS注水（能率系・代注水設備含む）	M	I	I	M	H	
	(26)	ほう酸水の拡散	I	I	I	I	I	
(27)	三次元効果	I	I	I	I	I		

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）

		女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）（3/5）				
分類	評価事象	格納容器破損防止		
	物理現象	格納容器過圧・過温破損 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力	溶融燃料-冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L
	(29) 格納容器各種域間の流動	H	L	H
	(30) サプレッション・プール冷却	H	I	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	L	L
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	L	L
	(33) スプレイ冷却	H	I	I
	(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	M	L	H
(35) 格納容器ベント	H	I	I	
		水素燃焼 酸素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量	
※PWR は炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWR はそれぞれを分けて表に記載している				

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）

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）

		女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由		
分類	物理現象	評価指標	格納容器破損防止												※PWR は炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWR はそれぞれを分けて表に記載している	
			格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力		水素燃焼
原子炉圧力容器 （炉心損傷後） （逃がし安全弁なし）	(36) リロケーション	H	H	M	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	M
	(37) 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心融結化）	L	L	M	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(38) 原子炉圧力容器内FCI（ゾリ炉心融伝達）	L	L	M	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(39) 溶融炉心の再臨界	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I
	(40) 構造材との熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
	(41) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M	M
	(42) 原子炉圧力容器破損	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
	(43) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガスの発生	M	M	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
(44) 原子炉圧力容器内F/P挙動	M	M	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	M	

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）

		女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由		
分類 原子炉心 格納容器 格納容器後	評価事象 評価指標 物理現象	格納容器破損防止 格納容器過圧・過温破損 原子炉格納容器圧力及び温度 高圧溶融物放出/格納容器劣因気直接加熱 原子炉圧力 溶融燃料-冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力 水素燃焼 酸素濃度 溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量				
		(45)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-
		(46)	格納容器劣因気直接加熱	-	-	-
		(47)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	L	I	H
		(48)	内部構造物の溶融、破損	I	L	L
		(49)	原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心捕知)	M	H	H
		(50)	原子炉圧力容器外FCI(ゾブリ粒子輸送)	M	H	H
		(51)	格納容器直接接触	I	I	I
		(52)	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	M	I	H
		(53)	溶融炉心とコンクリートの伝熱	M	I	H
		(54)	コグレート分解及び非凝縮性ガス発生	M	I	M
		(55)	溶融炉心の再臨界	I	I	I
		(56)	原子炉格納容器内FPP挙動	M	I	M
		「-」：現象の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮していないため、ランクの分類の対象としない。				
						※WR は炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、EWR はそれぞれを分けて表に記載している

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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAP (Modular Accident Analysis Program) コードは、米国産業界が実施したIDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) プログラムにおいて、1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske & Associates, LLC.) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国EPR I (Electric Power Research Institute) に移管され、EPR Iを中心としたMUG (MAAP User's Group) のもとで保守及び改良が進められている。MAAPコードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、PRAやシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心熔融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起回事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>また、MAAPのBWRプラント用解析モデルは、原子炉型式及び格納容器型式の違いを考慮してプラントタイプごとに適用可能なように開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づいて設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPの熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているが、系内の質量・エネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価に対し、適用性を有する。</p> <p>なお、事故シーケンスの解析においては、熔融炉心とコンクリートの相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象等、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。</p>	<p>3. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAPコードは、シビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータコードであり、1980年代に初版が完成し、以降改良を重ねられてきた。当初は米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム) の中で開発され、プログラムが終了した現在では、EPR Iに所有権が移管されている。</p> <p>MAAPコードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心熔融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の重要事故シーケンスについて、起回事象から安定した状態、あるいは過圧や過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。また、MAAPコードのPWRプラント用解析モデルは、ウェスチングハウス型、CE型、三菱型等のPWRプラントに適用可能なよう、開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づき設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPコードの熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。</p> <p>なお、重要事故シーケンスの解析においては、熔融炉心・コンクリート相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象には、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が、必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。</p>	<p>※炉型、評価事故シーケンス差等により、2章において抽出された物理現象及びそれらのランキングに相違があるため、解析モデルに差が生じる。</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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
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		
2章において、重要現象に分類された物理現象（表2.3-1及び表2.3-2における各事故シナエクスグループ等に対して、1つでも「H」又は「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表3.2-1に示す。		2章において、重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表3.2-1に示す。		
表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		
分類	重要現象	分類	重要現象	
炉心（核）	崩壊熱	炉心（核特性）	崩壊熱	解析モデル 炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）(3.3.2(2)) FP挙動モデル（FP移動に伴う崩壊熱）(3.3.8(3))
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）(3.3.2(3))
	燃料棒表面熱伝達		燃料棒表面熱伝達	溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）(3.3.6(1))
	燃料被覆管酸化		燃料被覆管酸化	
	燃料被覆管変形		燃料被覆管変形	
炉心（熱流動）	沸騰・ポイド率変化	炉心（熱流動）	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）(3.3.2(4))
	気液分離（水位変化）・対向流		気液分離（水位変化）・対向流	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）(3.3.3(3))
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		冷却材放出（臨界流・差圧流）	安全系モデル（非常用炉心冷却系）(3.3.5(1))
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）		ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（代替注水設備）(3.3.5(4))
原子炉圧力容器（處がし安全含む）	格納容器各領域間の流動	原子炉圧力容器（處がし安全含む）	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）(3.3.4(2))
	サブレーション・プールの冷却		サブレーション・プールの冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）(3.3.5(1))
	気液界面の熱伝達		気液界面の熱伝達	格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）(3.3.4(2))
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル（格納容器スプレイ）(3.3.5(2))
原子炉格納容器	スプレイ冷却	原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル（代替注水設備）(3.3.5(4))
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生		放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル（水素ガス発生）(3.3.4(3))
	格納容器ベント		格納容器ベント	格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）(3.3.4(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）

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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉压力容器 (炉心損傷後) (逃がし安全弁含む)	リロケーション	溶解炉心の挙動モデル (リロケーション) (3.3.6(2))		
	原子炉压力容器内FCI (溶解炉心細粒化)			
	原子炉压力容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶解炉心の挙動モデル (下部ブレナムでの溶解炉心の挙動) (3.3.6(3))		
	構造材との熱伝達			
	下部ブレナムでの溶解炉心の熱伝達			
	原子炉压力容器破損	溶解炉心の挙動モデル (原子炉压力容器破損モデル) (3.3.6(4))		
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))		
	原子炉压力容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル(3.3.7)		
	格納容器下部床面での溶解炉心の拡がり			
	原子炉压力容器外FCI (溶解炉心細粒化)			
原子炉压力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶解炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶解炉心の挙動) (3.3.6(5))			
原子炉压力容器と格納容器下部プール水との伝熱				
溶解炉心とコンクリートの伝熱				
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生				
原子炉格納容器内FP挙動				
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.5(2))		
	区画間・区画内の流動 (液体)			
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (3.3.6(3))		
	スプレイ冷却	格納容器再循環ユニットモデル (3.3.6(5))		
	格納容器再循環ユニットによる格納容器自然冷却	原子炉格納容器モデル (水素発生) (3.3.5(4))		
	水素濃度変化	溶解炉心挙動モデル (リロケーション) (3.3.7(2))		
	リロケーション			
	原子炉容器内 FCI (溶解炉心細粒化)			
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶解炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶解炉心挙動) (3.3.7(3))		
	下部ブレナムでの溶解炉心の熱伝達			
原子炉容器破損、溶解	溶解炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル) (3.3.7(4))			
1次系内FP挙動	FP 挙動モデル (3.3.8)			
原子炉容器外 FCI (溶解炉心細粒化)				
原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)				
原子炉下部キャビティ床面での溶解炉心の拡がり	溶解炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶解炉心挙動) (3.3.7(5))			
溶解炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱				
溶解炉心とコンクリートの伝熱				
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生				
原子炉格納容器内FP挙動	FP 挙動モデル (3.3.8)			

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAPの炉心、原子炉压力容器、格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成されており、各ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量バランスは準定常として扱われ、代数方程式で表されるため、運動量に関する微分方程式はない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替えた】</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p> <p>質量とエネルギーの変化率は、各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランスより求められる。図 3.3-1 に概念図を示す。領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率(\dot{M}_j)_{<i>j</i>}は、</p> $(\dot{M}_j)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \quad (3.3.1-1)$ <p>により求める。ここで、質量変化率(W_{in})_{<i>j</i>}は物質<i>j</i>の対象領域<i>i</i>への流入量、(W_{out})_{<i>j</i>}は物質<i>j</i>の領域<i>i</i>からの流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率(\dot{U}_i)_{<i>i</i>}は、各物質の入出熱の合計であり、</p> $(\dot{U}_i)_i = (W_{in}h_{in})_i - (W_{out}h_{out})_i \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{array} \times \text{潜熱} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \text{・崩壊熱} \end{array} \right)_j \quad (3.3.1-2)$	<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAPコードの炉心、1次冷却系、蒸気発生器、原子炉格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成されており、ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱っている。</p> <p>各ノード（領域）の質量及びエネルギーは、下図の概念で、物質毎に計算される。</p> <p>領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率(\dot{M}_j)_{<i>j</i>}は、</p> $(\dot{M}_j)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j$ <p>により求める。ここで、質量変化率、(W_{in})_{<i>j</i>}は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流入量、(W_{out})_{<i>j</i>}は領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率\dot{U}_iは、各物質の入出熱の合計であり、</p> $\dot{U}_i = \sum_j ((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j) - \sum_j ((W_{out})_j \cdot (h_{out})_j) \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{array} \times \text{潜熱} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \text{・崩壊熱} \end{array} \right)_j$	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>により求める。$(h_m)_j$は対象領域<i>i</i>の上流側領域の物質<i>j</i>の比エンタルピ、$(h_i)_j$は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱等である。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着等の状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>領域間はジャンクションで結合されるが、ジャンクション<i>j</i>の流量W_jは運動量の定常のバランス式から評価される。</p> <p>MAAPコードは、事故直後の原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのブローダウン過程については、そのダイナミックな挙動の模擬には不確かさが大きいものの、冷却材流出を臨界流モデルで評価し、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内の質量・エネルギー保存則を適切に考慮しており、冷却材流出に伴う炉心ヒートアップや原子炉格納容器内熱水力挙動を模擬できる。また、冷却材の流出が減少し、原子炉格納容器内の流動が緩やかになり、崩壊熱による静的な加圧・加熱が支配的となった以降は、諸現象を適切にモデル化しているため、長期間の格納容器圧力・温度応答評価に適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。ノード分割の例を図3.3-2に示す。ノードごとに燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材の減少と回復、水素ガス発生、自然対流、燃料被覆管の変形・膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>入力条件としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックスの質量や形状、流体の流路として炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、原子炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</p>	<p>により求める。$(h_i)_j$は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱や上部プレナム内のスチールの酸化反応熱などである。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着などの状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>各ジャンクションの流量は、</p> $\sum_j K_j W_j W_j = \sum_i g \Delta z_i \rho_i$ <p>により求める。ここで、W_jはジャンクション流量、K_jは流路の抵抗係数、Δz_iはノード高さ、ρ_iはノード密度、gは重力加速度である。この式の左辺は1次冷却系全体の流動抵抗の合計で、右辺は密度差による駆動力の合計で、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量W_jを計算する。ここで、ジャンクションは、図3.3-3の隣接するノード同士を接続するものである。</p> <p>MAAPコードが適用される重要事故シーケンスにおいて流体慣性が重要となる事項としては、大破断LOCAにおける破断流量の計算、破断口の位置（低温側配管破断と高温側配管破断）の感度（言い換えると、炉心の逆流と流動の停滞）及びECCバイパス等が挙げられる。これらはLOCA直後のブローダウン期間中の炉心の流動（炉心の露出と炉心ヒートアップ）に影響する。このような短期間に発生する現象の模擬には不確かさが大きい、その後の炉心再冠水以降は、崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となることから、圧力損失及び静水頭のバランスが適切に考慮されることにより、その流動は十分に模擬でき、適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、ノードごと燃料、燃料被覆管、制御棒、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材、冷却材の減少と回復、水素発生、自然対流、炉心あるいは炉心内部の輻射及び対流熱伝達、燃料被覆管の変形や膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>ノード分割は、図3.3-1に例示するとおりである。径方向及び高さ方向に、構造物としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒及び構造物の質量を入力条件として与え、流体の流路としては、炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ノードの分割数は、入力値により与え、例えば、径方向に□、高さ方向に□としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく、分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。なお、径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合はノードに含まれる燃料集合体数を考慮して設定し、解析の安定性のため、各分割要素の差があまり大きくならないように設定している。</p> <div data-bbox="315 544 1028 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>本資料のうち、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>ノードの分割数は、入力値により与えることが可能であり、径方向に□、高さ方向に□としている。これはMAAPコードの標準的な分割数である。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。なお、径方向の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。</p> <div data-bbox="1615 563 1919 628" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <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>	

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力値として与える。R-Z体系にノード分割された炉心に対して、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向・軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心内の物質が移動しても、移動した質量に応じて崩壊熱割合も移動するため炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>事象初期から原子炉スクラムに至るまでの期間、原子炉出力は初期出力を維持し、原子炉がスクラムすると出力は崩壊熱レベルまで低下するとしている。この出力変化の模擬については、MAAPが適用される事故シーケンスでは原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、又は早期に原子炉スクラムに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、コード内蔵のANSI/ANS5.1-1979^[1]モデルによって評価する。炉心溶融後に炉心領域から移動したFPと溶融炉心については表3.3-2に示す核種グループごとに崩壊熱の割合を与えることで、崩壊熱の移動量を評価する。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心に特有な熱水力モデルとして、炉心が露出する場合の挙動がある。</p> <p>炉心露出の判定は、(4)に示す炉心水位計算モデルにより行う。冠水領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への熱伝達と蒸気発生量を計算し、露出領域では、炉心がヒートアップすると、炉心域で気体の密度差が生じ、炉心と上部プレナム間で自然循環による流れが発生するため、この自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行う。なお、これら炉心の領域ごとに計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は炉心全体で合計され、3.3.1に示した質量とエネルギーの保存則の右辺ソース項に反映される。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素ガスが発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分を更に加熱する。この酸化反応計算には、$1875K$において Baker-Justの相関式(3.3.2-1)、$T \leq 1850K$において Cathcartの相関式(3.3.2-2)を用い、$1850K \leq T < 1875K$の間は内挿によって求める。</p>	<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力条件である。炉心は、R-Zの2次元でノード分割され、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向及び軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心質量が移動しても、質量の移動に応じて崩壊熱割合も移動するので炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>原子炉出力は、事象初期から原子炉トリップに至るまでの期間は、初期出力を維持するが、原子炉トリップが発生する場合には、出力は崩壊熱レベルまで低下する模擬としている。この模擬については、MAAPコードが適用される重要事故シーケンスにおいて、原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、あるいは、早期に原子炉トリップに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、時間に対するテーブルデータとして与える。また、炉心溶融後に炉心領域から外に輸送されたFPや溶融炉心については、表3.3-2に示す核種グループ毎に崩壊熱の割合を与える。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心の熱水力応答は、3.3.1に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>熱水力のうち炉心特有なものに炉心が露出する場合の挙動がある。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行っている。露出した炉心がヒートアップすると炉心域で気体密度の差ができ、炉心と上部プレナム間で自然循環流れが発生する。</p> <p>炉心が露出する場合については、後述の炉心水位計算モデルにより燃料棒の露出と冠水の高さ位置を判定する。冠水した領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生を計算する。露出した領域では、上部プレナムとの自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。なお、これら炉心の各チャンネルのセル毎に計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は、炉心全体で合計した結果が3.3.1に示した基礎方程式における右辺のソース項となる。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素が発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分をさらに加熱する。損傷した炉心にダウンカムを通して急速に注水するような場合に、炉心部での逆環状流となり、流路の中心部には水があるが、蒸気膜が高温燃料棒を覆うため、炉心の浸水部分は水プールより高温になり酸化が促進される。この酸化反応計算には Baker-Justの相関式（高温）、又は Cathcart-Pawelの相関式（低温）を用いており、次の式で表される。</p>	

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p> $\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.9046 \times 10^5 / RT} \quad T > 1875K \quad (3.3.2-1)$ $\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.671 \times 10^5 / RT} \quad T \leq 1850K \quad (3.3.2-2)$ </p> <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウム の密度、R[J/kg-mole・K]は気体定数である。この反応による物質変化と反応熱は、 質量とエネルギーの保存則で考慮される。 炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水・露出、炉心形状に応じて熱伝達の計算を行って おり、炉心の損傷・溶融状態も含めると、以下のとおり整理される。</p> <table border="1" data-bbox="168 566 1030 893"> <thead> <tr> <th colspan="2">炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃料自立状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">損傷・溶融状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>	炉心状態		伝熱面積	熱伝達	燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	<div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 50px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウム密度、R[J/kg-mole/K]は気体定数である。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 20px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>以上、炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水及び露出、炉心形状に応じて熱伝達率の計算を行って おり、炉心崩壊時も含めると、以下のとおり整理される。</p> <table border="1" data-bbox="1075 566 1937 861"> <thead> <tr> <th colspan="2">炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">健全形状炉心</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">崩壊炉心</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>	炉心状態		伝熱面積	熱伝達	健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流及び輻射熱伝達	崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時	ガスへの対流及び輻射熱伝達	<p>※炉型の相違</p> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 50px; margin-top: 20px; padding: 5px;"> 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。 </div>
炉心状態		伝熱面積	熱伝達																															
燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達																															
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																															
損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																															
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																															
炉心状態		伝熱面積	熱伝達																															
健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達																															
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達																															
崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																															
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達																															
<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>原子炉圧力容器内の水位及び二相水位の概要を図3.3-3に示す。</p> <p>ダウンカマ及び炉心内の二相水位は、炉心露出前には二相混合体積から求めるが、炉心露出後には炉心径方向ノード（以下「チャンネル」という。）ごとの出力分布に応じた二相水位をもつと仮定する。このとき、一つ前のタイムステップにおける炉心での蒸発量を径方向出力ピーキングに基づいて全チャンネルに振り分け、各チャンネルの二相水位を求める。</p> <p>まず、チャンネルJのガス流量$W_{st}(J)$を以下の式から求める。</p> $W_{st}(J) = F_A(J) (F_{PR}(J) W_{st,CORE} + W_{st,LP}) \quad (3.3.2-3)$ <p>ここで、$F_A(J)$はチャンネルJの面積割合、$F_{PR}(J)$はチャンネルJの径方向ピーキング、$W_{st,CORE}$は一つ前のタイムステップでの炉心領域の蒸発量、$W_{st,LP}$は一つ前のタイムステップにおける下部プレナム領域の蒸発量である。</p> <p>次に、チャンネルJの二相水位$x_{2\phi}(J)$（原子炉圧力容器底部からの水位）を以下の式で与える。</p>	<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>1次冷却系が気液分離した後の原子炉容器内の水位及び二相水位の概要を図3.3-2に示す。</p> <p>原子炉容器内はダウンカマ部と炉心部では同じ水頭になるように評価し、このときダウンカマ及び炉心の水位はそれぞれ領域の中で同じであると仮定する。炉心の冠水部では崩壊熱による水蒸気が発生し、炉心内では二相状態になり二相水位はダウンカマの水位より高くなる。</p> <p>ダウンカマの水位については、幾何形状に基づき水位を保有水体積との関係で与えておき、過渡時の保有水体積を計算することにより求める。</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）

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;"> $x_{2\phi}(J) = \left[M_{w,sub} v_{w,ps} + \frac{M_{w,sup} v_{w,sup}}{1 - \alpha(J)} \right] / A_{fl} + (Z_{cpl} - Z_{bv})$ (3.3.2-4) </p> <p>ここで、$M_{w,sub}$ はサブクール領域の水の全質量、$v_{w,ps}$ は炉心部の水の平均比容積、$M_{w,sup}$ は沸騰領域の水の全質量、$v_{w,sup}$ は沸騰領域の水の比容積、A_{fl} はチャンネル内部全流路面積、Z_{cpl} は炉心支持板高さ、Z_{bv} はベッセル底部高さであり、平均ボイド率$\alpha(J)$ はドリフトフラックスモデルにより以下の式で評価する。</p> $\alpha(J) = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi} \quad (3.3.2-5)$ <p>ここで、C_0 は比例定数、φ は気相の見かけ流速とドリフト速度U_∞の比であり、U_∞ は以下の式によって評価する。</p> $U_\infty = 1.53 \left[\frac{\sigma g (\rho_l - \rho_g)}{\rho_l^2} \right]^{1/4} \quad (3.3.2-6)$ <p>ここで、σ は液相の表面張力、g は重力加速度、ρ_l は液相密度、ρ_g は気相密度である。</p>	<p>原子炉容器内の二相水位は、断面積の異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率と水の体積から計算される。平均ボイド率は水蒸気から計算される気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算される。平均ボイド率は水蒸気速度の関数として表され、</p> $\alpha = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi}$ <p>により計算される。αは平均ボイド率、C_0は集中定数、φはプール上端の表面ガス速度を下式により求められるチャーン流のドリフト速度U_∞で除したものであり、U_∞は</p> $U_\infty = 1.53 \left[\sigma g \frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l^2} \right]^{1/4}$ <p>により評価される。ここで、σは液相の表面張力、gは重力加速度、ρ_lは液相密度、ρ_gは気相密度である^[2]。</p> <p>上記のように原子炉容器内の二相水位は、流体の占める断面積及び体積が異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率及びそれぞれ水温の関数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。</p> <p>具体的な水位は、下部プレナムにある場合、下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、炉心内でサブクール領域の場合、炉心内で二相領域の場合、炉心よりも高い場合のそれぞれに対して計算される。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>水位z_wが下部プレナムにある場合、以下の式で計算される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> <p>ここで、V_wは水の体積、R_xは下部プレナムの半径である。</p> <p>水位z_wが下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、以下の式で計算される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> <p>ここで、z_{cyl}は原子炉容器胴部下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、$v_{w_{cr}}$は炉心の水の比体積、$A_{low_{cr}}$は炉心下端の流路面積、α_{lp}は下部プレナムの平均ボイド率である。</p> <p>水位z_wが炉心内でサブクール領域の場合、以下の式で計算される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> <p>ここで、z_{crl}は炉心下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、$M_{lp_{fl}}$は下部プレナム上端よりも高く炉心下端よりも低い位置の水の質量、$v_{w_{cr}}$は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積である。</p> <p>水位z_wが炉心内で二相領域の場合、以下の式で計算される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> <p>ここで、z_{crsub}は炉心のサブクール領域の高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{sub}は炉心のサブクール領域の水の質量、$v_{w_{cr}}$は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積、α_{cr}は炉心の平均ボイド率である。</p> <p>水位z_wが炉心よりも高い場合、以下の式で計算される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> <p>ここで、z_{cru}は炉心上端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、$M_{cr_{fl}}$は炉心を冠水させる水の質量、$v_{w_{cr}}$は炉心の水の比体積、A_{up}は上部プレナムの流路面積、α_{acr}は炉心上部の平均ボイド率である。</p>	<p>相違理由</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。

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.3 原子炉圧力容器モデル</p> <p>原子炉圧力容器モデルは原子炉圧力容器内をモデル化し、炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループから構成され、この領域における水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。図3.3-4にBWR5を例として原子炉圧力容器モデルの概要を示す。以下、原子炉圧力容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉圧力容器内は水と気体で占められており、水領域として、炉心領域、ダウンカマ、下部プレナム、CRDチューブの4つの領域を考慮する。有効燃料上端以上の上部プレナム及びスタンドパイプまでの領域にある水は炉心領域の水の一部とし、炉心領域ではサブクール領域と沸騰領域、炉心上部のスプレイ水の質量とエネルギーを分けて計算する。ジェットポンプを有するプラントの場合、ジェットポンプ及び再循環ループ内の水はダウンカマ領域の水の一部として扱う。ダウンカマ領域では、ジェットポンプの内側と外側のサブノードに分けて水の質量を扱い、再循環ループ内の水はジェットポンプの外側の水に含まれ、ダウンカマ領域の水位が再循環ポンプ吸込位置高さ以上になると再循環ループが最初に満たされる。</p> <p>残りの空間部は単一の気体領域として扱い、気体の全エネルギー及び各気体成分はこの中にあるものとする。気体の成分として、蒸気、水素、酸素、窒素、一酸化炭素、二酸化炭素を考慮し、二相領域内の蒸気も気体の一部とする。気体の体積、エネルギー及び質量に基づき原子炉圧力容器の圧力及び温度が計算され、水の圧力は気体の圧力と等しいとしている。</p> <p>気体領域は、図3.3-5に示すように、原子炉圧力容器内を炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループの8つのサブノードに分割している。各サブノードに対して、気体温度、水素質量割合、FGグループごとの質量を計算し、その他の非凝縮性ガスの質量分布や圧力は全サブノードで同一とするため、蒸気の質量割合はサブノードごとに一意に定まる。</p> <p>このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉圧力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットとなっており、各炉型に対して適用性を有する。</p>	<p>3.3.3 1次冷却系モデル</p> <p>1次冷却系モデルは、炉心、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、1次冷却材配管等を配置した1次冷却系ループにより構成される。水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、1次冷却系モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>1次冷却系モデルは、図3.3-3に示すように、原子炉容器、1次冷却系配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとにノード分割し、各ノードの形状等の特性は設計値に基づき与える。1次冷却系ループは、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。このノード分割は、コード内に設定されたプリセットであり、国内外の典型的なPWRプラントの1次冷却系を模擬したものである。</p> <p>有効性評価において、炉心損傷防止の観点では、LOCA事象を想定しており、初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。</p>	<p>※炉型の相違。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉圧力容器の熱水力モデル</p> <p>原子炉圧力容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動に関しては、ジャンクション j の流量 W_j に対する次のバランス式で評価する。</p> $\sum_j K_j W_j W_j = \sum_i g \Delta z_i \rho_i \quad (3.3.3-1)$ <p>ここで、K_j は流路の抵抗係数、Δz_i はノード高さ、ρ_i はノード密度、g は重力加速度である。上式両辺の和は原子炉圧力容器内の閉ループに沿って和をとるものとし、左辺は流動抵抗の合計、右辺は密度差による駆動力の合計となり、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量 W_j を計算する。閉ループとして、i) 炉心→上部プレナム→スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ→下部ダウンカマ→下部プレナム、ii) スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ、iii) 下部ダウンカマ→再循環ループ→下部プレナムの3つの経路に対して考慮する。</p> <p>原子炉圧力容器では図 3.3-5 に示すヒートシンク（原子炉圧力容器、原子炉内構造物）がモデル化されており、原子炉圧力容器内においては、これらのヒートシンクと図中にヒートシンク表面番号で示したノード内の水、蒸気との熱伝達が計算される。また、水と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時、自然循環時を個別に取り扱っている。蒸気と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>再循環ポンプ流量は入力値として与え、その流量が再循環ポンプのトリップまで維持される。再循環ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコーストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。</p> <p>逃がし安全弁が開放される場合、逃がし安全弁から放出された冷却材は、サブプレッション・プールに導かれる。各弁の流量については、入力として与えた各弁の実効的な流路面積を元に計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。給水流量は、入力値を与えており、原子炉水位高等の信号による給水ポンプトリップを模擬している。</p>	<p>(2) 1次冷却系の熱水力モデル</p> <p>1次冷却系の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>1次冷却系では、ヒートシンク（原子炉容器、1次冷却系配管及び炉内構造物）と水、気体の間の熱伝達及び蒸気発生器での熱伝達が計算される。また、1次冷却系内の気相の自然循環や、蒸気発生器での伝熱がある場合にはリフラックス流れと呼ばれる、原子炉容器の上部プレナムから高温側配管を通り蒸気発生器までの間で発生する対向流自然循環、さらには加圧器のサージ管、弁の流れを模擬している。</p>	<p>※炉型の相違</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>冷却材の流動様式は、冷却材中のボイド分布に応じて計算される。1次冷却材ポンプ運転中は強制対流であり、冷却材中に一様にボイドが生じる仮定としている。1次冷却材ポンプが停止するとボイド率が低い場合には自然循環が発生する。1次冷却系全体平均のボイド率（グローバルボイド率）が高くなり、自然循環により液相を蒸気発生器伝熱管の頂部まで運ぶことができなくなると気液分離が発生する。なお、この時のボイド率は [] を根拠として、有効性評価では [] を与えている。</p> <p>なお、参考文献[3]では、Westinghouse タイプの原子炉は実験に基づく0.4～0.7であることが示されている。このボイド率は、1次冷却系の流動様式が切り替わるしきい値であり、1次冷却系の平均ボイド率が徐々に変化する場合に流動様式が切り替わる時期への影響が現れる。大破断LOCAの再冠水以降は気液分離状態であり、このボイド率の設定は影響しない。全交流動力電源喪失の場合には、蒸気発生器2次側がドライアウトして1次冷却系からの除熱が失われる時点から1次冷却系のボイド率が早期に上昇するため、ボイド率の設定による気液分離のタイミングに大きな差は生じないことから、事象進展への影響は小さい。</p> <p>気液分離後の液相の流動は水頭差により駆動される流れになる。即ち、ダウンカマ側の液相水位と炉心側のドリフトフラックスモデルで計算された二相水位の水頭差により駆動された流れが流動抵抗を考慮して計算される。蒸気発生器出口側配管内の液相は流動せず熱収支に応じて蒸発を行う。気相は蒸気発生器におけるリフラックス冷却と発生水蒸気による流動が考慮される。</p> <p>水と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時や自然循環時を個別に取り扱っている。気体と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時（乱流域、層流域及びそれらの遷移域）に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>1次冷却材ポンプ流量は入力値として与え、その流量が1次冷却材ポンプのトリップまで維持される。1次冷却材ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。</p>	<p>相違理由</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。

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 破断流モデル</p> <p>原子炉圧力容器と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流又は臨界流にて計算する。</p> <p>差圧流の場合は、流動の式(3.3.3-1)に、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデル^[2]を採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献^[3]より、Henry-Fauske のモデルは</p>	<p>(3) 加圧器モデル</p> <p>加圧器は、加圧器本体、サージ管、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃がしタンクをモデル化しており、それらの質量及びエネルギー収支を計算している。モデル概念を図3.3-4に示す。</p> <p>物質移動としては、加圧器への流入は、1次冷却材の膨張に伴う高温側冷却材のサージ管からの流入、加圧器スプレイからの流入がある。加圧器からの流出としては、高温側配管へのサージ管からの流出、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流出（液相と気相それぞれについて考慮）がある。また、熱移動としては、加圧器ヒータによる入熱、加圧器内に輸送されたFPの崩壊熱による入熱、加圧器壁面への熱伝達がある。また、加圧器内部でのプロセスとして、流出サージ時に発生する加圧器内水のフラッシング及び気相の凝縮を考慮しており、それに伴う気相及び液相間の質量とエネルギー移動を計算している。</p> <p>なお、加圧器は、破断側ループに接続されており、非破断側ループに接続される場合に比べて、非破断側ループ高温側配管から上部プレナムに流れ込む流量が小さく、上部プレナム保有水量が少なくなり、炉心冷却が悪化する傾向となるが、大破断LOCAの場合は、加圧器が早期に空となり、短期的な影響に限定される。</p> <p>加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>加圧器逃がしタンクは、加圧器逃がし弁に接続する体積要素として模擬しており、加圧器逃がし弁が開放した際に、気相及び液相の流量及びそれに伴うエネルギーの授受を計算している。ここで、臨界流にはHenry-Fauske モデル^[4]を使用している。加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクが破損し、以降、冷却材が原子炉格納容器の下部区画に放出される。</p> <p>(4) 1次冷却系破損モデル</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ（加圧器サージ管、高温側配管、蒸気発生器伝熱管）の破損については、原子炉容器と同様にクリープ破損を模擬している（3.3.7(4)参照）。</p> <p>(5) 破断流モデル</p> <p>1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流、サブクール臨界流、二相臨界流及び気相臨界流を計算する。</p> <p>差圧流の場合は、3.3.1に示した流動の式に、1次冷却系と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデルを採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献^[5]より、Henry-Fauske のモデルは</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Marviken 試験装置^{[4], [5]}による実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p>3.3.4 格納容器モデル</p> <p>格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉格納容器のノード分割として、壁等で囲まれた領域を模擬したノード（区画）と吹き</p>	<p>Marviken の実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p>3.3.4 蒸気発生器モデル</p> <p>蒸気発生器モデルは、図 3.3-5 に示すように、蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデルであり、蒸気発生器1次側と2次側との熱授受、蒸気発生器1次側から2次側への1次冷却材とFPの放出（伝熱管破断時）を考慮し、各ノードで質量及びエネルギーの保存則を計算している（基礎式は3.3.1参照）。</p> <p>蒸気発生器モデルは、1次冷却系モデルと同様に破断側ループと健全側ループに設けられるが、健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器1次側については、伝熱管1次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時はDittus-Boelter相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数を仮定する。また、伝熱管1次側が気液分離状態の場合は、伝熱管1次側水蒸気の2次側への伝熱に伴う凝縮、即ちリフラックス冷却を模擬しており、ここで非凝縮性ガスは水蒸気の上方に分離される扱いとしている。蒸気発生器2次側は、液相が存在する領域ではJens-Lottes相関式で熱伝達係数を求めている。伝熱部が露出した場合の気相部との熱伝達は、気体と1次冷却系ヒートシンクと同様の計算方法を用いる。</p> <p>蒸気発生器2次側の水位計算は、炉心水位と同様であり、幾何学形状と保有水量の関係から水位を計算する。</p> <p>主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの冷却材放出については、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については蒸気発生器2次側の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。また、蒸気発生器2次側が加圧される場合は、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁により原子炉格納容器内に蒸気が放出される。主給水流量は、入力値を与えており、原子炉トリップ等の信号による給水隔離を模擬している。補助給水は、蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御を行っており、最大流量は、設計値に基づき入力値として与える。</p> <p>3.3.5 原子炉格納容器モデル</p> <p>原子炉格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、原子炉格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクショ</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、原子炉圧力容器モデルのようなプリセットではなく、入力値によって分割数を与え、各区画に対しては自由体積、形状、高さ等を、各ジャンクションに対しては等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。</p> <p>ヒートシンクは、原子炉格納容器の壁面及び床、区画内部の金属機器等を模擬し、区画の境界に位置する壁面及び床については、ヒートシンクを介した両区画間での熱移動を考慮できる。</p> <p>原子炉格納容器のノードと同一のモデルを用いて原子炉建屋をモデル化することができ、格納容器壁面を介した原子炉格納容器内外の熱移動を考慮することができる。原子炉格納容器内雰囲気から格納容器本体並びにその周囲のコンクリート製生体遮蔽壁を介した原子炉建屋への放熱が評価されるモデルでは、生体遮蔽壁のコンクリートは熱伝導率が低いために内部の温度勾配が大きく、原子炉建屋への放熱量そのものが小さいことから、格納容器温度・圧力への影響は小さい。また、原子炉建屋をモデル化することにより、ISLOCAを想定した原子炉建屋内の区画の環境評価を行うことも可能である。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-6 に示す。同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノードとしてモデル化する。同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。標準的には、格納容器下部（下部ドライウエル、ペダスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウエルに分割される。</p> <p>3.3.3 に示した原子炉圧力容器のノード分割との関係では、原子炉圧力容器はドライウエル区画に存在し、図 3.3-5 に示したヒートシンクのうち、上部ヘッド、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部ヘッド、さらに、再循環ループを有するプラントの場合は再循環ループの外表面と格納容器間の熱伝達が考慮される。</p> <p>LOCA事象では、破断流はドライウエルに放出される。炉心熔融後に原子炉圧力容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは格納容器下部に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析する集中定数モデルである。原子炉格納容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。また、気相の流動に関しては、</p> $K W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1) \quad (3.3.4-1)$ <p>を用いる。ここで、Kはジャンクションの流動抵抗、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード内の気相密度、nは流動状態に依存した乗数であり、ZとLはそれぞれジャンクションの接続高さ位置とジャンクション長さである（図 3.3-7）。</p>	<p>を組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、1次冷却系モデルのようなプリセットではなく、入力値によって、分割数を与え、各ノードについては設計値に基づき、有効体積、形状、高さ等を、各ジャンクションについては、等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。また、各ノードでは、スプレイ、ファンクーラ等の機器も配置できる。ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を模擬するが、区画の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区画に配分するよう設定する。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空間毎に分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区画、下部区画、アニューラ区画、原子炉下部キャピティ区画及び圧力ヘッド室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。</p> <p>3.3.3 に示した1次冷却系のノード分割（図 3.3-3、図 3.3-4）との関係では、原子炉容器（頂部ヘッドを除く）は原子炉下部キャピティ区画に存在し、その他の1次冷却材配管等は下部区画に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区画、加圧器逃がしタンクはアニューラ区画に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区画に放出される。一方、炉心熔融後に原子炉容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは原子炉下部キャピティ区画に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析するランプドモデルである。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動の式に関しては、</p> $K_j W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1)$ <p>を用いている。ここで、K_jはジャンクションの抵抗係数、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード密度、Zはジャンクションの接続位置、Lはジャンクション長さである（図 3.3-8）</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>各ノードでは、区画間の気体・水の移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体と水との熱伝達、ヒートシンク（格納容器壁及び床、機器）の状態に基づき、質量とエネルギーの保存式を計算する。このとき、気液界面での水の蒸発と水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮及び原子炉格納容器内のヒートシンク表面での凝縮を模擬する。</p> <p>MAAPコードでは、原子炉格納容器破損や格納容器ベント等による、原子炉格納容器内から建屋や環境等への水・気体の放出流量も区画間と同様に計算される。</p> <p>LOCA（液相破断）の場合、破断口からドライウェルに放出された水は格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまってドライウェル内の圧力を上昇させる。このため、ドライウェル内の気体の大部分はサブプレッション・チェンパに押し出され、気体中の蒸気はサブプレッション・チェンパ内の水により凝縮される一方で、非凝縮性ガスはサブプレッション・チェンパの空間部に移行する。また、炉心溶融後に原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器下部に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、ドライウェルからサブプレッション・チェンパへと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールは、水位が開口部に到達すると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイによりドライウェルに注入された水は、ベント管を経由して、サブプレッション・プールに流入する。</p> <p>原子炉格納容器内には、1次元ヒートシンクモデルとランプドヒートシンクを配置できる。1次元ヒートシンクは、熱伝導率が小さく、内部の温度勾配が重要となるコンクリート壁等に適用し、片面又は両面において区画内の流体との熱伝達を行う。1次元ヒートシンクの分割は比較的溫度勾配の大きな表面近傍は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率が大きく、内部の温度分布が一様と仮定できる金属ヒートシンクに適用し、温度を1点で代表する。</p> <p>これらのヒートシンクの表面積及び材質の物性に加えて、高さ等の位置情報を与えることで、ヒートシンクの冠水/露出を判断する。冠水部分では水との対流熱伝達を考慮したモデルを、露出部分では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達を考慮したモデルを用いて熱伝達を評価する。</p>	<p>各ノードでは、区画間の気体、水、非凝縮ガスの移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体及び水との熱伝達、ヒートシンク（原子炉格納容器壁及び床、金属機器）に基づき、質量及びエネルギーバランスを計算する。その際、気液界面での水の蒸発及び水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮並びに原子炉格納容器内のヒートシンク表面の凝縮も模擬している。水プールと原子炉格納容器床及び壁、気体と原子炉格納容器内ヒートシンクの熱伝達係数は、1次冷却系と同様の計算方法を用いている。</p> <p>大破断LOCAの場合、破断口から下部区画に放出された水は原子炉格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまって上部区画へ流出し、残りの水は下部区画から圧力ヘッダ室区画を経て最終的には原子炉下部キャビティ区画に流出する（2及び3ループプラントの場合）。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、原子炉下部キャビティ区画に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、下部区画及びアニューラ区画を経て上部区画へと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環サンプ等の区画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。</p> <p>原子炉格納容器内は1次元ヒートシンクモデル及びランプドヒートシンクが用いられ、これらの表面では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達が、冠水部分では水との対流熱伝達が考慮される。1次元ヒートシンクは主にコンクリート壁へ適用し、片面あるいは両面が区画に接して熱交換を行う。1次元分割は温度勾配の大きい表面は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率の高い金属ヒートシンクに適用する。ランプドヒートシンクは、熱伝導率が高く内部温度が一様であると仮定できるとし温度を1点で代表する。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答に関しては、1次冷却系の破断等による、1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れも模擬しているが、特に大破断LOCAのように破断流が高流量かつ高エネルギーの場合には、運動量方程式を準静的に扱っているという、近似的な取り扱いのために、破断流の蒸気が一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇する傾向がある。事象進展中においても、同様の傾向が現れる可能性があるものの、それ以降のエネルギー放出は緩やかであり、顕著な影響とはならない。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 水素ガス発生</p> <p>原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の水素ガス発生源として、以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素ガス発生（3.3.6(1)参照） ・ 溶融炉心によるコンクリート分解等に伴う水素ガス発生（3.3.6(5)参照） <p>発生した水素ガスのノード間の移動は、原子炉圧力容器及び格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p>なお、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生は、コード内にモデルを備えていないため、有効性評価では崩壊熱を用いた評価としている。</p> <p>(4) 格納容器破損モデル</p> <p>格納容器内圧力と限界圧力あるいは格納容器温度と限界温度との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。</p>	<p>(3) 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モデル</p> <p>格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。MAAPコードでは、原子炉格納容器上部区画とアニュラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを計算する。概念を図3.3-9に示す。ここで、MAAPコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。</p> <p>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によって発生する凝縮水は、アニュラ区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。</p> <p>(4) 水素発生</p> <p>原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素発生（3.3.7(1)参照） ・ 溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生（3.3.7(5)参照） <p>を模擬する。なお、以下については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮はしていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線水分解による水素発生 ・ 原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生 ・ 原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生 <p>発生した水素のノード間の移動は、1次冷却系及び原子炉格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p>(5) 原子炉格納容器破損モデル</p> <p>原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。また、溶融炉心によるコンクリートの侵食がある場合には、侵食深さを考慮して原子炉格納容器の破損を判定する。</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 安全系モデル</p> <p>(1) 非常用炉心冷却系 炉心注水系（高圧・低圧）、炉心スプレイ系（高圧・低圧）、原子炉隔離時冷却系等、原子炉の型式の特徴を考慮し、実プラントに即した各系統がモデル化されている。それぞれについて注入特性、作動設定圧、作動遅れ時間を入力値として与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算され、ダウンカマあるいは炉心領域へ注入する。 また、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却モード運転もモデル化されており、サブプレッション・プールから取水し、熱交換器を通じて冷却した後に、再びサブプレッション・プールへ戻される。</p> <p>(2) 格納容器スプレイ 格納容器スプレイモデルは、入力として、台数、作動遅れ時間、注入特性等を与え、格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p>	<p>3.3.6 安全系モデル 安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタ（イグナイタ））に関するモデルは考慮しない。</p> <p>(1) ECCS 高圧注入、低圧注入それぞれについて注入特性、作動設定圧、遅れ時間を入力値として与え、1次冷却材圧力に応じて注入流量が計算され、1次冷却系の低温側配管に流入する。</p> <p>(2) 蓄圧タンク 入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図3.3-10）。</p> <p>(3) 格納容器スプレイ 格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p> <p>(4) 燃料取替用水タンク 燃料取替用水タンクの入力としては、水の温度、質量、底部面積があり、これらを使用して初期状態を設定する。ECCS及び格納容器スプレイが作動した場合、燃料取替用水タンクの保有水が減少し、水位と水量の関係から水位計算を行う。</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット 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に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。 入力としては、格納容器再循環ユニットの吸込及び吐出口の位置するノード、除熱特性、運転員等操作の起点及び遅れ時間を与える。</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 逃がし安全弁 逃がし安全弁については、入力として、それぞれの弁個数、流路面積、作動設定圧力を与える。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(4) 代替注水設備 上記に加え、原子炉圧力容器内への注水が可能な代替注水系がモデル化されており、入力として、注入特性等を与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算される。また、原子炉格納容器内の各区画ヘスプレイが可能な代替スプレイもモデル化されており、注入特性等を入力値として与える。</p> <p>3.3.6 溶融炉心の挙動モデル 溶融炉心の状態としてデブリベッド（粒子状堆積物）、溶融プール（液体状物質）、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心の挙動モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉格納容器下部での挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高压溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱は、その発生防止を評価するため、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ 炉心はR-Zの2次元モデルで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス等の構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。 炉心ヒートアップ・燃料の溶融の模式図を図3.3-8に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と原子炉圧力容器内の圧力差で膨れによる破損が開始する。露出し、過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応し、酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素ガスが発生する。この酸化反応熱により燃料棒は更に過熱される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcartの相関式（低温時）により評価される。ウォータロッド、チャンネルボックスにおけるジルコニウムの酸化反応も同様に評価される。</p>	<p>(6) 加圧器逃がし弁、安全弁 加圧器逃がし弁、安全弁については、入力としてそれぞれの弁個数、設計圧力及び流量、作動設定圧力を与える。弁の流路面積は、3.3.3(3)で述べたとおり、上記の設計圧力及び流量に整合するよう設定される。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(7) 主蒸気逃がし弁、安全弁 加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。</p> <p>(8) 補助給水 3.3.4参照。</p> <p>3.3.7 溶融炉心挙動モデル 溶融炉心の状態として粒子ベッド（粒子状堆積物）、溶融プール、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉下部キャビティでの挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高压溶融物放出（HPME）及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は、その防止が評価モデルであり、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ 炉心はR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図3.3-2に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。 炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図を図3.3-11に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と1次冷却系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応を行い酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcart-Pawelの相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウム-水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることで、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジルコ</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。この溶け込み深さの変化率も取り扱っており、ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融し、リロケーションを開始する。この際、混合物の組成に応じて共晶、偏晶反応を考慮して融点が計算される。</p> <p>CORA 実験における共晶反応による溶融の知見を考慮して、制御棒の温度が 1,500K を超えた場合に制御棒中の B₄ の共晶反応が考慮される。まず、制御棒中の B₄C とステンレスの共晶反応が発生し、次に、この反応物とチャンネルボックスとの共晶反応が考慮される。チャンネルボックスは、Zr の融点到達、炉心ノードの流路閉塞及び制御棒の溶融物との反応によって破損が判定される。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>溶融炉心のリロケーションは軸方向及び径方向における質量及びエネルギーの移動を考慮している。質量の移動には UO₂ の他に炉内構成物 (Zr, ZrO₂, ステンレス等) が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応してエネルギーや FP の崩壊熱割合 (初期炉心出力分布から評価) も移動する。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動をもとに、リロケーション後の各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式を計算する。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動する。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動する。この際、チャンネルボックスが健全な場合には、溶融燃料の径方向のリロケーションが起こらないものとする。</p> <p>MAAP では、炉心支持板から上部タイプレートまでを炉心領域としてモデル化し、炉心領域を軸方向及び径方向にユーザーがノード分割を行う (図 3.3-2 参照)。分割されたノードには、ユーザーが設定する軸方向及び径方向の出力分布にしたがった出力が設定される。これによって、各ノードにおける燃料のヒートアップ計算を行う。</p> <p>ヒートアップ計算においては、燃料の温度上昇や、ジルコニウム-水反応による発熱及び水素ガスの発生が計算される。燃料の温度上昇に伴い、燃料被覆管の破損やチャンネルボックス、制御棒等の構造物の損傷やこれらを含めた、炉心を構成する物質の溶融が計算され、炉心ノードは、空隙率と溶融度に応じて、以下に示すような 6 つのタイプに分類される。</p> <p>タイプ 1：燃料が自立した状態 タイプ 2：燃料が崩壊した状態 タイプ 3：流路が減少した状態 タイプ 4：流路が閉塞した状態 タイプ 5：溶融プール状態 (タイプ 0：空洞)</p>	<p>ニウム-水反応速度、即ち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。</p> <p>ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融しリロケーションを開始する。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>炉心溶融物のリロケーションは軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮している。移動させる質量は UO₂ の他に炉内の構成物 (Zr, ZrO₂, ステンレスなど) が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応したエネルギーや FP の崩壊熱割合 (初期炉心出力分布から評価) も移動させる。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動によりリロケーション後も各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式が計算できる。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動させる。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動させる。</p> <p>リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-12 に示す。炉心ノードは空隙率と溶融度に応じて、以下に示すようなタイプに分類される。</p> <p>タイプ 1：燃料が自立した状態 タイプ 2：燃料が崩壊した状態 タイプ 3：流路が減少した状態 タイプ 4：流路が閉塞した状態 タイプ 5：溶融プール状態 (タイプ 0：空洞)</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料の冷却形状変化について示す。一般には、炉心が露出し始めると燃料がヒートアップし、各炉心ノードでは、温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上の全ての燃料は下方へ落下し、一部空洞状態（炉心を構成する物質がない状態：タイプ0）となる。また、炉心溶融進展に従い、冷却水の流路が減少し（タイプ1又は2 → タイプ3又は4）、やがて炉心ノード内の燃料のほぼ全量が溶融した場合、溶融プールを形成する（タイプ5）。</p> <p>・燃料の崩壊(タイプ1 → タイプ2) ヒートアップ開始から、各炉心ノードの状態（周辺ノードで崩壊発生なし、下部ノードが崩壊、隣接ノードが空洞、周辺全ノードが空洞）に応じて、燃料崩壊の有無の判定が行われる。MAAPのモデルではLarson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）により、各炉心ノードの累積損傷割合を計算する。累積損傷割合が1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</p> <p>・流路の減少・閉塞(タイプ1又は2 → タイプ3又は4) 流路の減少は、キャンドリングにより流下した溶融燃料及び崩壊により落下してくる固形物により、それを受け取るノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によってタイプ3（流路が減少した状態）かタイプ4（流路が閉塞した状態）が判定される。</p> <p>・溶融プール(タイプ5) 炉心ノード内が溶融プールを形成しているかどうかは、炉心ノード内の溶融度で判定される。炉心ノード内のほぼ全量が溶融した場合は、当該ノードは溶融プール(タイプ5)とみなす。</p> <p>TMI事故では、炉心溶融物が燃料被覆管表面に沿って流下し、炉心下部で閉塞領域が形成された後、溶融が径方向に進展して、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムに落下したと推定されている。タイプ3及び4はこうしたTMI事故の分析に基づいて炉心閉塞挙動を考慮するために導入された概念である。</p>	<p>炉心がヒートアップすると、各炉心ノードでは温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上のすべての燃料は下方へ落下し、タイプ0の状態となる。炉心溶融進展に従い、蒸気の流路が減少すると、タイプ3又は4の状態となり、炉心ノード内の燃料が溶融した場合、タイプ5の状態となる。</p> <p>タイプ1からタイプ2への遷移では、Larson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）によって、各炉心ノードの累積損傷割合を計算し、それが1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</p> <p>タイプ1又はタイプ2からタイプ3又はタイプ4への遷移では、流路の減少は、キャンドリングで流下した溶融燃料及び崩壊で落下する固形物によって、それを受け取る炉心ノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によって、タイプ3（流路が減少した状態）であるか、タイプ4（流路が閉塞した状態）であるかが判定される。</p> <p>タイプ5への遷移では、炉心ノード内の燃料が溶融した場合に当該タイプに判定される。</p> <p>以下に炉心ノードのタイプ間の遷移について整理する。</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）

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）

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、一つ若しくは複数の流路が閉塞した炉心ノード(タイプ4)が発生すると、</p> <p></p> <p></p> <p>この判定により、固体層が破損すると、その直下のノードに溶融物が落下する。その結果として、直下のノードが閉塞すれば、同様の判定が行われることになり、次第に溶融物が下方へと移動していく。</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。下部プレナムへ移行した溶融物は、下部プレナム内で堆積し、制御棒案内管等の構造物を溶融させる。構造物の大半が溶融すると、炉心を保持できなくなり、炉心領域の燃料が下部プレナムへ一気に移行する（炉心スランプ）。</p> <p>図 3.3-9 に炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化の例を示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>本資料のうち、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>(3) 下部プレナムでの溶融炉心の挙動</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、粒子状デブリが周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧力ス</p>	<p>流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水か露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束（冠水部）によって伝熱しつつ冷却されて、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる（図 3.3-12 の③：タイプ3）。このとき燃料棒間隙の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再分配されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心損傷初期段階では、蒸気流れの再分配により、閉塞部（あるいはキャンドル状態）の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、MAAPコードの炉心は2次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。</p> <p>燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する（図 3.3-12 の②：タイプ2）。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる（図 3.3-12 の④あるいは⑤：タイプ4あるいは5）。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、さらに高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する（図 3.3-12 の④：タイプ4）。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム-水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。</p> <p>閉塞した状態（図 3.3-12 の④あるいは⑤：タイプ4あるいは5）から温度が上昇すると二相状態から完全溶融（図 3.3-12 の⑥：タイプ5）になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクリップ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。</p> <p>(3) 下部プレナムでの溶融炉心挙動</p> <p>溶融炉心が下部炉心支持板に達し、下部炉心支持板上部のクラストが融解する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、デブリ粒子が周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧力ス</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>バイクが生じる（原子炉压力容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉格納容器下部と共通のモデルを使用しており、(5)a)において後述する。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素ガスが発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積状態については、初期にエントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積した後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI事故の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100μm程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉压力容器のクリープとともに大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップの大きさに応じた熱除去が生じ、クラストから原子炉压力容器壁への熱伝達が抑制される。MAAPでは、原子炉压力容器のクリープ変形量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の挙動モデルの概念を図3.3-10に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化したデブリベッドのそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水への除熱量はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した限界熱流束相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心周りのクラスト間への水の浸入によるギャップ冷却については、門出らの相関式により、クラスト外面及び原子炉压力容器壁からの熱除去を考慮している^[6]。</p> <p>(4) 原子炉压力容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉压力容器が破損し、原子炉格納容器下部への落下を開始する。その落下量は、破損口の口径、原子炉压力容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。原子炉压力容器の破損判定は、圧力、原子炉压力容器壁・溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPでは、原子炉压力容器の破損について、原子炉压力容器の貫通部（計装管又は制御棒駆動機構ハウジング溶接部）の破損、原子炉压力容器下部ヘッドのクリープ破損等、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPでは、原子炉压力容器の最初の破損後、原子炉压力容器内に残存した溶融炉心による2度目の破損も考</p>	<p>イクが生じる（原子炉容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉下部キャビティと共通のモデルを使用しており、後述する（(5)a）参照）。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素が発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。即ち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI-2の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100μm程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープと共に大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持としてTMI-2以降研究が行われている。MAAPコードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の概念を図3.3-13に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化した溶融炉心のそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水による熱除去はLipinskiドライアウト熱流束又はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde相関式、クラスト側面及び原子炉容器壁からの熱除去を考慮している^[6]。</p> <p>溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始する。その落下量（落下速度）は、破損口の口径、原子炉容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。</p> <p>炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり2回考慮しており、原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図3.3-14に示す。</p> <p>(4) 原子炉容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器の破損判定は、圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損など、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPコードでは、原子炉容器の最初の破損後、原子炉容器内に残存した溶融炉心による2回目の破損も計算する。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>慮可能である。</p> <p>以下、MAAPにおいてモデル化されている破損モードの評価モデルについて述べる。</p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損</p> <p>溶融炉心が下部プレナムへ移行した後、計装管等を溶融させ、内部に溶融炉心が流入すると仮定する。このとき、内部に溶融炉心が流入し、構造物との熱伝達によって固化した場合には流路を塞ぐことになり、それ以上溶融炉心が流入できなくなる。このため、原子炉圧力容器外へ流出するためには溶融炉心が十分な過熱度を有している必要がある。溶融炉心が過熱度を持っている場合には、溶融炉心の固化によって流路が閉塞するまでの移動距離が求められる。溶融炉心の移動距離が入力によって与えるしきい値を超えた場合に原子炉圧力容器が破損したと判定される。この計算では、貫通部内部は空洞であると仮定している。また、ドレン配管は通常原子炉圧力容器へ再接続されているので、溶融炉心の駆動圧力としては、溶融炉心の重量のみとなる。</p> <p>b) 下部ヘッド貫通部の逸出</p> <p>原子炉圧力容器の貫通部（制御棒駆動機構ハウジング等）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部逸出により破損するモードである。MAAPでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。原子炉圧力容器と原子炉格納容器間の圧力差によって貫通部にかかるせん断応力が、限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、ひずみによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉圧力容器の壁にひずみを生じ、溶接部にも同様にひずみが発生し、溶接部のひずみ量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</p> <p>c) デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損</p> <p>本破損モードは、炉心溶融物が下部ヘッドへ最初に移行する際にのみ考慮される。これは、2回目以降では、下部ヘッド表面にクラストが形成されると考えられるためである。</p> <p>最初にジェットの自由落下速度と水面に到達した際の直径を求める。続いて、水中を通過する際のジェット表面でのエントレインメント速度を求め、エントレインされたデブリは粒子状デブリとなってデブリベッドに沈降する。残りのジェットはある直径、過熱度、速度を持って下部ヘッドに衝突し、最終的にこのジェットによる下部ヘッドの侵食割合を評価する。この割合は、下部ヘッドの破損が起こるかどうかを評価するため、ジェットが消滅するまで積分される。</p>	<p>以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。</p> <p>a) 計装用案内管溶接部の破損</p> <p>原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。MAAPコードでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力と釣り合った状態となっているが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、歪みによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</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 MAA Pコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損</p> <p>下部ヘッド内において溶融炉心上部に形成される金属層からの原子炉圧力容器壁への熱流束の集中は、金属層内で自然対流が起こり、溶融炉心の崩壊熱を上方へ移行させることにより、金属層と原子炉圧力容器壁面境界領域への側面方向に伝熱が生じる現象を考慮したものである。これによって金属層から側壁への熱流束が計算される。この熱流束は、金属層に接する原子炉圧力容器壁に伝えられる。このときの原子炉圧力容器壁の温度分布によって、壁面の応力分布の影響やクリーブ破損の有無について評価している。</p> <p>e) 原子炉圧力容器のクリーブ破損</p> <p>原子炉圧力容器に加熱により不可逆のひずみが生じ、そのひずみが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAA Pでは、このクリーブ現象を、Larson-Miller パラメータ手法により評価している。</p> <p>溶融炉心が炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積する場合における主要な過程は、これまで、(2)リロケーション、(3)下部プレナムでの溶融炉心の挙動及び(4)原子炉圧力容器破損モデルにおいて述べたとおり、以下のように分けられる。</p> <p>a) 下部プレナムへの溶融物移行 b) 水中へ落下する溶融物の分散及び冷却 c) 落下・堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用 d) 堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却 e) 溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達 f) 下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却 g) 原子炉圧力容器の破損</p> <p>上記の一連の現象は、いわゆる原子炉圧力容器内容融物保持（I V R： In-Vessel Retention）*としてMAA Pコード内においてモデル化されている。</p> <p>※：炉心損傷後に溶融炉心が下部プレナム部に落下し、堆積した場合においても、原子炉圧力容器下部が早期に破損することはなく、原子炉注水系の手動操作等により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に保持・冷却される現象。T M I 事故の分析・評価を契機として、国際的に実験・解析的研究が進められてきた。</p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</p>	<p>b) 原子炉容器のクリーブ破損</p> <p>原子炉容器が、加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAA Pコードでは、このクリーブ現象を、Larson-Miller パラメータ手法（応力と破損時間の関係を整理したLarson-Miller パラメータを利用しクリーブ破損寿命を予測する手法）により評価している。なお、ここで考慮している応力は、圧力、温度、溶融炉心の荷重による応力である。</p> <p>溶融炉心が、炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積して、原子炉容器破損に至る過程は次のように整理できる。①下部プレナムへの溶融炉心の移行、②水中へ落下する溶融物の細粒化及び冷却、③堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用、④堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却、⑤溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達、⑥下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却、⑦原子炉容器の破損。</p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>づき格納容器下部へのデブリジェット径が決定され、これにより、格納容器下部への溶融炉心の落下量に変化し、原子炉圧力容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、格納容器下部には制御棒駆動装置等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE^[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉圧力容器破損について、想定される破損モードはおおむね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 格納容器下部での溶融炉心の挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉圧力容器が破損すると、溶融炉心は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で格納容器下部への落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。これら一連の現象の流れを図3.3-11に示す。</p> <p>この溶融炉心の格納容器下部への落下過程及び落下後における床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI） ・溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI） <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと格納容器下部の冷却水が接触してエントレインされて形成される粒子状デブリが、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、格納容器下部床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、MAAPではモデル化されていないが、国内外の知見から、発生可能性は小さいと判断されている。</p> <p>溶融炉心とコンクリートの相互作用は、格納容器下部の底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPモデルについて以下に示す。</p>	<p>づき原子炉下部キャビティへのデブリジェット径が決定され、これにより、原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下量に変化し、原子炉容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、原子炉下部キャビティ内には計装案内管等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。一方、アブレーションの程度により、DCHに関係する、原子炉容器からのガス放出流量及び継続時間が影響を受けるが、有効性評価においては、高圧シーケンスにおいても、HPME及びDCHを防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次冷却系減圧操作を行い、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力を低下させている。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE^[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉容器が破損すると、溶融炉心は、1次冷却系と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で原子炉下部キャビティへの落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。</p> <p>この溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下過程及び落下後に床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心-冷却材の相互作用（FCI） ・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI） <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと原子炉下部キャビティの冷却水と接触してエントレインされて形成されるデブリ粒子が、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、原子炉格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は原子炉格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、原子炉下部キャビティ床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、国内外の知見から、発生可能性は低いと判断されることから、MAAPコードでは取り扱わない。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉下部キャビティの底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPコードのモデルについて以下に示す。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a) 溶融炉心と冷却水の相互作用モデル</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムあるいは、格納容器下部へ溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPでは以下のモデルから構成され、急速な水蒸気発生とそれに伴う圧力上昇の評価が可能である。本モデルの概念を図3.3-12に示す。</p> <p>① デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデル(式 3.3.6-1)をベースにしたモデルである。本モデルにより細粒化速度並びにジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）に基づき決定される。</p> <p>② 細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰状態での対流及び輻射熱伝達を考慮したモデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}} \quad (3.3.6-1)$ <p>で表され、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（格納容器下部）の流体密度、ρ_{jet}は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数E_0は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度u_{jet}は、破損口の差圧（原子炉圧力容器内圧力と格納容器内圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子及び水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数により計算する。</p> <p>デブリ粒子から格納容器下部の水への伝熱量は、デブリ粒子の数と径（表面積）に影響さ</p>	<p>a) 溶融炉心と冷却材の相互作用モデル</p> <p>溶融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図3.3-15に示す。</p> <p>①デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数はFCI実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。</p> <p>②細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰及び輻射熱伝達を考慮した対流熱伝達モデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$ <p>で表され、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、ρ_{jet}は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数E_0は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度u_{jet}は、破損口の差圧（原子炉容器内圧と原子炉格納容器圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子の密度、水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）により計算する。デブリ粒子の径に関する相関式における経験係数は、海外での大規模FCI実験に基づき設定される。</p> <p>水中に拡散したデブリ粒子は高温かつ発熱しており、蒸気膜に覆われた状態にあることから、原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱には、粒子周囲の二相状態を考慮し膜沸騰熱伝達及び輻射熱伝達モデルを適用している。デブリ粒子から原子炉下部キャビティ水</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>れる。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数十℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温に影響される。</p> <p>デブリ粒子は格納容器下部の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され、残りが気相に放出されるといった、水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込むことによる、水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心とコンクリートの相互作用モデル 本モデルの概要を図3.3-13及び図3.3-14に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される。</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部床上に落下した熔融炉心の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 平坦な熔融プールを仮定(図3.3-13) 上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して放物分布で近似(図3.3-13) 侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化・固化温度を評価(図3.3-14) 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価 熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式(式3.3.6-2)を考慮 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 内部の熔融物から上部・下部・側部クラストは対流熱伝達を考慮 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル 格納容器下部水中に落下した熔融炉心は、粒子化せず格納容器下部の床に達し、熔融プ</p>	<p>への伝熱量は、デブリ粒子の数と径(表面積)に影響される。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数10℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温度に影響される。</p> <p>デブリ粒子は混合領域の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され残りが気相に放出される。即ち、発生した水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込み、それによる水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心・コンクリートの相互作用モデル 本モデルの概要を、図3.3-16～図3.3-18に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティ床上に落下した熔融炉心(連続体及び粒子状)の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 熔融プールは図3.3-16に示すように平板を仮定 上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似(図3.3-17) 侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化及び固化温度を評価(図3.3-18) 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価 熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 内部の熔融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル 原子炉下部キャビティ水に落下した熔融炉心(デブリジェット)は、粒子化せず原子炉</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPのモデルでは、前者は、格納容器下部床面に達した時点で、床全面に均一に広がると仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、格納容器下部床面に重力落下し、格納容器下部床面上の溶融プールに達するが、MAAPのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>格納容器下部床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図3.3-14に示す。縦軸は温度であり、液化温度T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_Sよりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、すなわち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。</p> <p>このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPの溶融プールモデルでは、床全面に均一に広がる均質平板となっているが、水張りによって溶融炉心の拡がり抑制されることが考えられる。しかしながら、有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWRで床上に水がある場合でも、床全面に溶融物が拡がること示されており^[8]、ABWR以外のBWRではベDESTAL床面積がABWRより小さいことを考慮すると、水張りをしていても溶融炉心は、床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、溶融物の拡がりに影響する因子のうち、主に想定しているデブリ落下流量が大きいことによるものと考えられる。また、堆積形状については、均一堆積形状（円柱）の扱いが、溶融炉心から水への伝熱を小さくし、結果的にコンクリートへの伝熱を大きくしているため、MCCI評価の観点から保守的な扱いと考えられるが、堆積形状の不確かさの影響を見るため、拡がりを抑制した場合の感度解析の実施が必要と考えられる。ただし、溶融炉心の拡がりについては、ベDESTALの形状や事前水張りの深さに依るところが大きいこと、個別プラントにおけるこれらの状況を踏まえて感度解析等の取り扱いを行うことが適切と考えられる。</p> <p>イ) 溶融プール伝熱モデル 溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</p>	<p>下部キャビティの床に達し、溶融プールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPコードのモデルでは、前者は、原子炉下部キャビティ床面に達した時点で、入力変数により与える面積に拡がる仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、原子炉下部キャビティ床面に重力落下し、原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールに達するが、MAAPコードのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図3.3-18に示す。縦軸は温度であり、液化温度T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_Sよりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、即ち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。なお、MAAPコードでは、コンクリート侵食により発生するガス（水蒸気及び二酸化炭素）やスラグも考慮しており、これらは、直ちに溶融プールに浸入すると仮定している。</p> <p>このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPコードの溶融プールモデルでは、入力変数により与える面積に広がる均質平板となっているのに対し、実現現象は複雑な挙動となると考えられる。細粒化されない塊状の溶融物の原子炉下部キャビティ床への着床後の拡がりについては、自重で拡がりつつ水や床面による除熱を伴いながら固化する。また、溶融物の水中への落下に伴う急冷や再溶融等に伴い、多孔質層が形成されることも実験的に確認されている。デブリ粒子の堆積についても、必ずしも平板状とはならない。これらの挙動は溶融物の過熱状態、水深及び溶融物量に影響すると考えられる。また、コンクリート侵食に伴うガスやスラグの浸入による伝熱挙動や化学反応による影響も考えられる。このように、原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動、特に水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題である。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>イ) 溶融プールの伝熱モデル 溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-13 に示す。熔融炉心は単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。熔融プールとクラストの界面は対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は 2 次関数の温度勾配を持つ熱伝導を仮定し、クラストとコンクリートの界面がコンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）における限界熱流束の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $q_{chf} = F_{chf} h_{fg} \rho_g^{0.5} \left(\sigma g (\rho_l - \rho_g) \right)^{0.25} \quad (3.3.6-2)$ <p>で表される。q_{chf} は熱流束、h_{fg} は蒸発潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_g は液体及び蒸気の密度である。ここで、F_{chf} は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12～0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 F_{chf} については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国立サンディア研究所（SNL）で実施された熔融炉心とコンクリートの相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている熔融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m² であることに基づき $F_{chf} = 0.1$ がデフォルトとして設定されている。有効性評価の解析では、粒子状ベッドから水への熱流束の不確かさ評価結果より、大気圧状態で 0.8 MW/m² で圧力依存性を考慮した上面熱流束を使用できるとの判断から、デフォルト設定を使用している。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心の挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、格納容器下部床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象の一つである。したがって、更なる</p>	<p>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-16 に示す。熔融プールは単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。図 3.3-17 に伝熱の概念を示す。熔融プールとクラストの界面は、対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は熱伝導を仮定し、2 次関数の温度勾配を持つと仮定し、クラストとコンクリートの界面が、コンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、熔融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから熔融炉心への伝熱も仮定している。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射熱と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $\frac{q}{L\rho_v} = C_K \left[\frac{\sigma g (\rho_l - \rho_v)}{\rho_v^2} \right]^{\frac{1}{4}}$ <p>で表される。q は熱流束、L は蒸発の潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_v は液体及び蒸気の密度である。ここで、C_K は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12～0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 C_K については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国立サンディア研究所（SNL）で実施された熔融炉心・コンクリート相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている熔融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m² であることに基づき $C_K = 0.1$ としている。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、原子炉下部キャビティ床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象のひとつである。したがっ</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食モデル</p> <p>溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融融潜熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに混入し、溶融プール中の金属との化学反応として原子炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe 等）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心の間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心の冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートスラグも溶融プールに混入し、ウラン・ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.7 核分裂生成物（FP）挙動モデル</p> <p>FPは過熱された炉心からガス状として原子炉圧力容器内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、原子炉圧力容器あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できず、気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は遅く、ガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除いて気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動・拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、サブプレッション・プール水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し、有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことがよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPではよう素反応モデルが試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</p>	<p>て、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食</p> <p>溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融融熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに混入し、溶融プール中の金属との化学反応として炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe など）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートのスラグも溶融プールに混入し、ウラン、ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.8 FP挙動モデル</p> <p>過熱された炉心からFPはガス状として1次冷却系内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、1次冷却系あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できなく気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は低くガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除き気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動や拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、加圧器逃がシタンク内やSGTR時の水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPコードのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことはよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPコードはよう素反応モデルを試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本F P挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのF P放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ペレットが高温になり内部のF Pが温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。 <p><u>F Pの状態変化・輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pが気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相とともに移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。 <p><u>F Pの移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pは崩壊熱を有するので、F Pの移動先でF P量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。 <p>また、本F Pモデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・F Pは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類され、各F Pグループの質量保存が考慮される。 ・原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のF P形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のF Pを考慮する。 ・熔融炉心内に残存するF Pは熔融炉心とともに移動する。 ・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動する。 ・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮される。 ・F Pの崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮する。 ・F Pの崩壊による各F Pグループの質量の変化は考慮しない。 <p>(1) 炉心燃料からのF P放出モデル</p> <p>炉心燃料からのF P放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[]、他の核種グループについては[]のF P放出速度モデルを使用する。本モデルにより炉心各ノードの温度に対応した各F Pの放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したF Pは、被覆管が破損すると原子炉圧力容器内に放出され、また、原子炉圧力容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴ってF Pが原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたF Pグループのうち、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾル状へ遷移する。ガス状及びエアロゾル状のF Pは原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のガス流動とともに移動する。これらF Pの状態変化・移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="315 1358 1032 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、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>本FP挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのFP放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ペレットが高温になり内部のFPが温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。 <p><u>FPの状態変化及び輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPが気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相と共に移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。 <p><u>FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPは崩壊熱を有するので、FPの移動先でFP量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。 <p>また、本FPモデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類され、各FPグループの質量保存が考慮される。 ・1次冷却系及び原子炉格納容器内のFP形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のFPを考慮する。 ・熔融炉心内に残存するFPは熔融炉心と共に移動する。 ・水中のFPは区画間の水の流れと共に移動する。 ・崩壊熱は各位置のFP量に応じて分配され各エネルギー保存式に考慮される。 ・FPの崩壊による発生エネルギーは入力の崩壊熱データで考慮する。 ・FPの崩壊による各FPグループの質量の変化は考慮しない。 <p>(1) 炉心燃料からのFP放出モデル</p> <p>炉心燃料からのFP放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPコードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[]、他の核種グループについては[]のFP放出速度モデルを使用する。本モデルにより燃料各ノードの温度に対応した各FPの放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFPは、燃料被覆管が破損すると1次冷却系内に放出され、また、原子炉容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用によってFPが原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたFPグループの内、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾルへ遷移する。ガス状及びエアロゾルは1次冷却系内及び原子炉格納容器内のガス流動と共に移動する。これらFPの状態変化及び移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="1608 1385 1912 1449" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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>	

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) FPの状態変化・輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは熔融炉心中のFPの場合は、熔融炉心の移動量に基づいて輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した熔融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラッピングによってサブプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。</p> <p>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-15に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガスの凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP圧力がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p>FPガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FPの圧力がFPの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p>	<p>(2) FPの状態変化及び輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFP蒸気は雰囲気温度に依存して凝固しエアロゾル（微粒子）へ変化する。気相及び液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って、1次冷却系内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画間の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは熔融炉心中のFPの場合は、熔融炉心の移動量に基づき輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定であり、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器上部に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から1次冷却系内に放出されたFPは、原子炉格納容器破損前には1次冷却系破断口あるいは加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉格納容器破損後には原子炉格納容器破損口若しくは原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。原子炉格納容器へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行し、原子炉格納容器上部に到達する。</p> <p>一方、原子炉格納容器及び1次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造物表面（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-19に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPコードのモデルはさまざまな実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガス凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する</p> <p>FPガス再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DFの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コードSUPRA[®]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。</p> <p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FPの移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギーが発生する。ANSI/ANS5.1-1979モデルによって評価された崩壊熱はそれぞれのFPグループに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP（希ガス、CsI、RbI、CsO₂、TeO₂、Te₂等）が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の原子炉圧力容器又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相部のエネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>ガス状及びエアロゾル状のFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着が考慮され、FPから発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度がFPの再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度が再蒸発の判断に使用される。原子炉圧力容器内では図3.3-5に示すヒートシンクがモデル化されており、これらについてFPから発生した崩壊熱による温度変化が考慮される。</p>	<p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギー発生する。ANSI又は指定した崩壊熱曲線により計算された崩壊熱はそれぞれのFPに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP（希ガス、CsI、RbI、CsO₂、TeO₂、Te₂など）が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の1次冷却系又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。</p> <p>熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相エネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>沈着した気体とエアロゾルFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着を考慮し、発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度は再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度は再蒸発の判断に使用される。</p> <p>(4) FP化学形態の取扱いとその影響</p> <p>過熱炉心から放出された希ガス以外のFPの沸点は揮発性FPであっても1,000℃以上であり、1次冷却系及び原子炉格納容器内の気相では固化してエアロゾル（微粒子化）化する。エアロゾルは凝集して大きくなるにつれ、ゆっくり沈降して構造物表面あるいはプール水中に移動する。これらの現象に対して、MAAPコードのFP挙動モデルでは、前述のとおり、各種のエアロゾル挙動を模擬している。</p> <p>水中に移動した微粒子状FPは気相へ出てくることはないが、実際には、特にCsIエアロゾルにおいては水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種（OH等のラジカル）により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I₂（沸点184.3℃より全量は気体にならない）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成される。それ</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>らは、一部が時間をかけて気相に移動するが、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことは、よう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このような背景により、MAAPコードでは、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。なお、MAAPコードにおいて、簡易的なよう素反応モデルを試験的なオプションとして備えているものの、各FPグループの保存則の計算にフィードバックされない、いわゆる、参照用の結果を出力する。</p> <p>また、PWRでは制御棒の材料に銀（Ag）が含まれており、熔融炉心中のAgとよう素が結びついてヨウ化銀（AgI）の形で存在する場合も考えられる。AgIは水には溶けず配管等に沈着することから、AgIを考慮することで原子炉格納容器気相部のよう素量は低下する方向であるが、MAAPコードではモデル化されていない。</p> <p>このようにMAAPコードでは、よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮しており、その影響について述べる。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力や温度を評価する観点では、FPの崩壊熱が重要であり、上述の解析モデルにより、FPの輸送量及びそこでの発熱（崩壊熱）を計算する。ここで、崩壊熱は大部分が熔融炉心及び原子炉格納容器液相部で発生する。原子炉格納容器気相部に放出された有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素のうち、無機よう素及び粒子状よう素はスプレイ及び沈着によって原子炉格納容器気相部から速やかに除去される一方、有機よう素はスプレイ及び沈着により速やかに除去されない。したがって原子炉格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形態の影響としては有機よう素の寄与を評価する。本影響評価については、表3.3.3に示すとおり有効性評価に用いる希ガスとよう素の崩壊熱割合を前提としてよう素に対しては有機よう素の存在割合を保守的に高めに設定して行う。よう素の存在割合は、炉内のpH環境で存在割合が大きく異なることが知られており、有機よう素の存在割合は、pH7の場合、NUREG-1465^[8]に示されているとおり0.15%であるが、pHに依存せず保守的に評価するため、RG1.195^[9]に示される4%を有機よう素の存在割合として用いる。評価の結果、原子炉格納容器気相部の崩壊熱割合については、有効性評価解析に用いた気相部に浮遊している主要な元素である希ガスの割合が4%であるのに対し、有機よう素の寄与を見込んだ場合は0.8%であることから、よう素の化学形態の差異は原子炉格納容器内の圧力や温度の評価にはほとんど影響しない。</p> <p>なお、被ばく評価の観点では、MAAPコードの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる「原子炉格納容器漏えい率」を用いる。ソースタームについては、MAAPコードから得られる放出放射線量を用いず、NUREG-1465及びRG1.195に基づきよう素の化学形態も含めて設定している。</p> <p>以上、MAAPコードのFP挙動モデルにおいては、炉心燃料からのFP放出モデル、FPの状態変化及び輸送モデル並びにFP移動に伴う崩壊熱分配モデルを備えており、炉心熔融時の原子炉格納容器内へのFPの放出及び原子炉格納容器内のFPの移行挙動を事象進展に応じて評価す</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ることができる。FP 化学形態や沈着したエアロゾルの再浮遊など、モデル上考慮していない現象もある。そこで、参考1では、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価結果と被ばく評価で用いる更新ソースターム（NUREG-1465）との比較を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察している。</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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)			
項目	計算モデル		項目	計算モデル	
炉心モデル	原子炉出力	<ul style="list-style-type: none"> 径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 原子炉スクラムまで初期値を維持 	炉心モデル	原子炉出力	<ul style="list-style-type: none"> 径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 原子炉トリップまで初期値を維持
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> 径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力 リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動 FPは12の核種グループを設定 		崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> 炉心全体の崩壊熱曲線を入力 径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力 リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動 FPは12の核種グループを設定
	熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 燃料自立状態（冠水時）：水への対流・輻射熱伝達 燃料自立状態（露出時）：ガスへの対流・輻射熱伝達 損傷・溶融状態（冠水時）：限界熱流束 損傷・溶融状態（露出時）：ガスへの対流・輻射熱伝達 被覆管酸化：Baker-Just 相関式（高温時） Cathcart 相関式（低温時） ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮 		熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 健全形状炉心（露出時）：対流熱伝達及び輻射熱伝達 健全形状炉心（冠水時、ペレット-燃料被覆管）：ペレット内熱伝導+ギャップ熱伝達（輻射熱伝達含む） 健全形状炉心（冠水時、燃料被覆管-冷却材）：対流熱伝達+輻射熱伝達 崩壊炉心（露出時）：熱伝導、（対流+輻射熱伝達）の平均 崩壊炉心（冠水時）：限界熱流束 崩壊炉心（伝熱表面積）：炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量から計算 燃料被覆管酸化：Baker-Just 相関式（高温時） Cathcart-Pawel 相関式（低温時） 燃料棒内と1次冷却系内の圧力差で膨れによる破損を考慮 ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮
	水位計算モデル	<ul style="list-style-type: none"> 二相混合体積よりダウンカマ部と炉心内の二相水位を計算 各チャンネル内の二相水位はドリフトフラックスモデルに基づき計算 		水位計算モデル	<ul style="list-style-type: none"> ダウンカマ部と炉心部で同じ水頭を仮定 炉心内の平均ボイド率は気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算
原子炉圧力容器モデル	熱水力モデル（流動）	<ul style="list-style-type: none"> ノード及び物質ごとに以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> 質量保存則 エネルギー保存則 流量は圧損、静水頭バランスにより計算 各ノードの水位はボイド率を考慮した液相体積から計算 	1次冷却系モデル	熱水力モデル（流動）	<ul style="list-style-type: none"> ノード及び物質毎に以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> 質量及びエネルギー保存則 流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算 気相の自然循環、リフラックス冷却を考慮 強制対流時はボイド率一定を仮定。自然循環時はボイド率に基づく気液分離を考慮
	破断流モデル	<ul style="list-style-type: none"> 差圧流 臨界流（Henry-Fauske モデル） 		熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系ヒートシンクとして、原子炉容器、1次冷却系配管及び炉内構造物を考慮 冷却材と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 水蒸気と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
				加圧器モデル	<ul style="list-style-type: none"> 気相部（水素及び気体FP含む）、液相部（溶解FP含む）に分割された熱非平衡モデル 気相部、液相部の界面でのフラッシング及び気相の凝縮を考慮 加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出流は加圧器逃がしタンクに導かれ、加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクの破損を仮定
				1次冷却系破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を評価
				破断流モデル	<ul style="list-style-type: none"> 差圧流 臨界流（Henry-Fauske モデル）

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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		
項目	計算モデル	項目	計算モデル	
原子炉格納容器モデル	熱水力モデル（流動）	蒸気発生器モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧損、静水頭バランス及び圧力差により計算
	熱水力モデル（伝熱）		熱水力モデル（伝熱）	・1次側（単相及び二相均質流） 強制対流時：Dittus-Boelter 相関式 自然対流時：一定の熱伝達係数を仮定 ・1次側（気液分離） リフラックス冷却を模擬 ・2次側（伝熱管冠水部（液相部）） Jens-Lottes 相関式 ・2次側（伝熱管露出部（液相部）） 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	水素ガス発生	原子炉格納容器モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧力損失、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・1次冷却系からの破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮
	格納容器破損モデル	熱水力モデル（伝熱）	熱水力モデル（伝熱）	・原子炉格納容器ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を考慮 ・水と原子炉格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	安全系モデル	非常用炉心冷却系	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モデル	・原子炉格納容器上部区画とアニューラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬 ・除熱特性：原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力
	格納容器スプレイ	水素発生	・水素発生源： ・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応（Baker-Just 相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温）） ・溶融炉心によるコンクリート分解 （放射線水分解による水素発生、原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生、原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮していない）	
	逃がし安全弁	原子炉格納容器破損モデル	・原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定	

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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (3/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (3/5)		
項目	計算モデル	項目	計算モデル	
溶融炉心の挙動モデル	ヒートアップ	安全系モデル	ECCS 蓄圧タンク 格納容器スプレイ 加圧器逃がし弁、安全弁 主蒸気逃がし弁、安全弁 補助給水	
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル	ヒートアップ リロケーション	
	下部プレナムでの溶融炉心の挙動	下部プレナムでの溶融炉心挙動	下部プレナムでの溶融炉心挙動	
原子炉圧力容器破損	原子炉圧力容器破損			

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）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)			表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)			
項目		計算モデル	項目		計算モデル	
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉压力容器破損後の 高压溶融炉心放出	・ 高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない	溶融炉心挙動モデル（つづき）	原子炉容器破損	・ 計装用案内管溶接部の破損として、閏数化されたせん断応力あるいは歪みがしきい値を超える場合に破損を判定 ・ 原子炉容器下部ヘッドの破損として、Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を考慮 ・ 破損後、溶融炉心の加熱による破損口拡大を模擬	
	格納容器雰囲気直接加熱	・ 高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない		原子炉容器破損後の 高压溶融炉心放出	・ 高压溶融物放出を防止が評価目的であり、高压溶融炉心放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。	
	格納容器下部での溶融炉心の挙動（落下及び溶融プール）	・ デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spalding モデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・ 格納容器下部床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 ・ 格納容器下部床全面に均一に広がると仮定 ・ 溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬 ・ 上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 ・ クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似 ・ 侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化・固化温度を評価 ・ 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価	格納容器雰囲気直接加熱	・ 高压溶融物放出を防止が評価目的であり、高压溶融炉心放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。		
	原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（溶融プールの伝熱）	・ 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 ・ 内部の溶融物から下部・側部クラストへは対流熱伝達を考慮	原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（落下及び溶融プール）	・ デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spalding モデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・ 原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 ・ 原子炉下部キャビティ床での拡がり面積は入力値で設定 ・ 溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬 ・ 上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮 ・ クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似 ・ 侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価 ・ 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価		
			原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（溶融プールの伝熱）	・ 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 ・ 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 ・ 内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮		
			原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（コンクリート侵食）	・ コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 ・ コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱発生を考慮。 ・ コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 ・ コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等と混合すると仮定		

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 MAA Pコード）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.3-1 MAA Pコードのモデル一覧(5/5)		表 3.3-1 MAA Pコードのモデル一覧(5/5)		
項目		計算モデル		
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（コンクリート侵食）	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 ・コンクリート温度がコンクリート溶融温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート溶融潜熱及び化学反応熱の発生を考慮 ・コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに侵入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 ・コンクリートのスラグも溶融プールに侵入し、ウラン・ジルコニウム等と混合すると仮定 		
	F P 挙動モデル	F P 放出	<ul style="list-style-type: none"> ・F Pは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類し、各F Pグループの質量保存を考慮 ・溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うF P放出を模擬 	
	遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器及び格納容器内のF P形態は各グループに対し、ガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内のF Pを考慮 ・気相及び液相中のF Pの輸送は、熱水力計算から求められる体積流量からF P輸送量を計算 ・F Pがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・溶融炉心内に残存するF Pは溶融炉心とともに移動 ・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動 ・格納容器及び原子炉圧力容器内での気体、エアロゾル及び構造表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない 		
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・F P崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮 		
		FP 挙動モデル	<p>FP 放出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FPは炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類。各FPグループの質量保存を考慮 ・ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFPの放出（ギャップ放出を模擬） ・溶融炉心・コンクリート相互作用に伴うFP放出を模擬 <p>遷移及び輸送</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次系及び原子炉格納容器内のFP形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内のFPを考慮 ・気相及び液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算 ・FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 ・溶融炉心内に残存するFPは溶融炉心と共に移動 ・水中のFPは区画間の水の流れと共に移動 ・原子炉格納容器及び1次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬 ・エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない ・よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮 <p>崩壊熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱は各位置のFP量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 ・FP崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮 ・FP崩壊による各FPグループの質量の変化は考慮していない 	

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

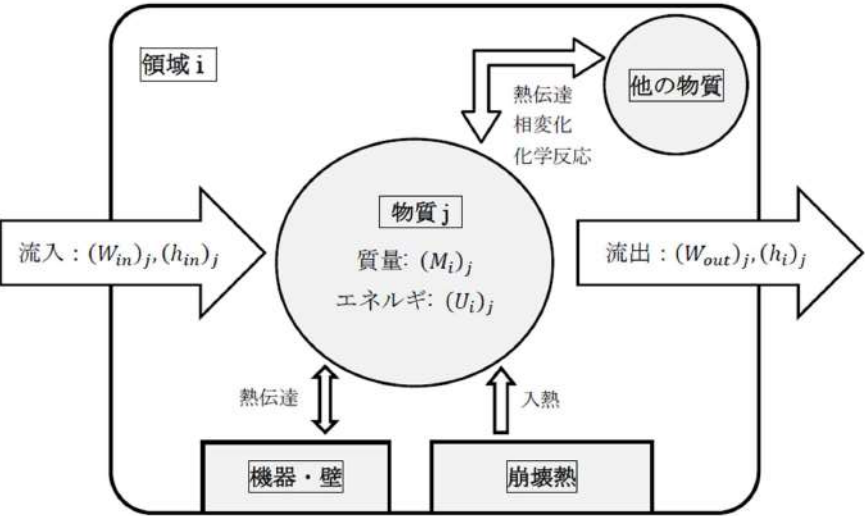
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉	相違理由
表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ				※泊では「表 3.3-2」に記載
グループ	代表核種	説明		
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)		
2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。		
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉圧力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。		
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉圧力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉圧力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。		
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。		
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。		
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。		
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三二酸化物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉圧力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉圧力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。		
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。		
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉圧力容器内及び原子炉圧力容器外へ放出される。		
11	Te ₂	原子炉圧力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。		
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉圧力容器外のみで放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。		

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

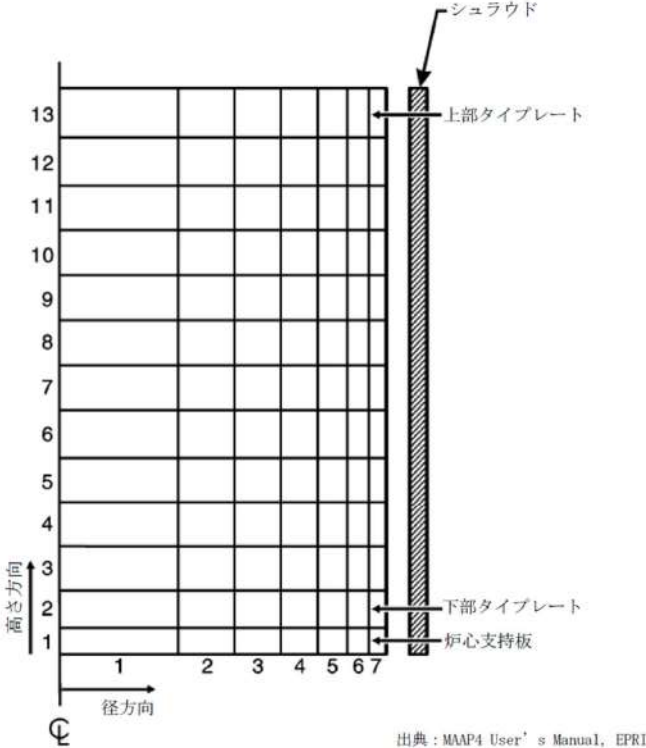
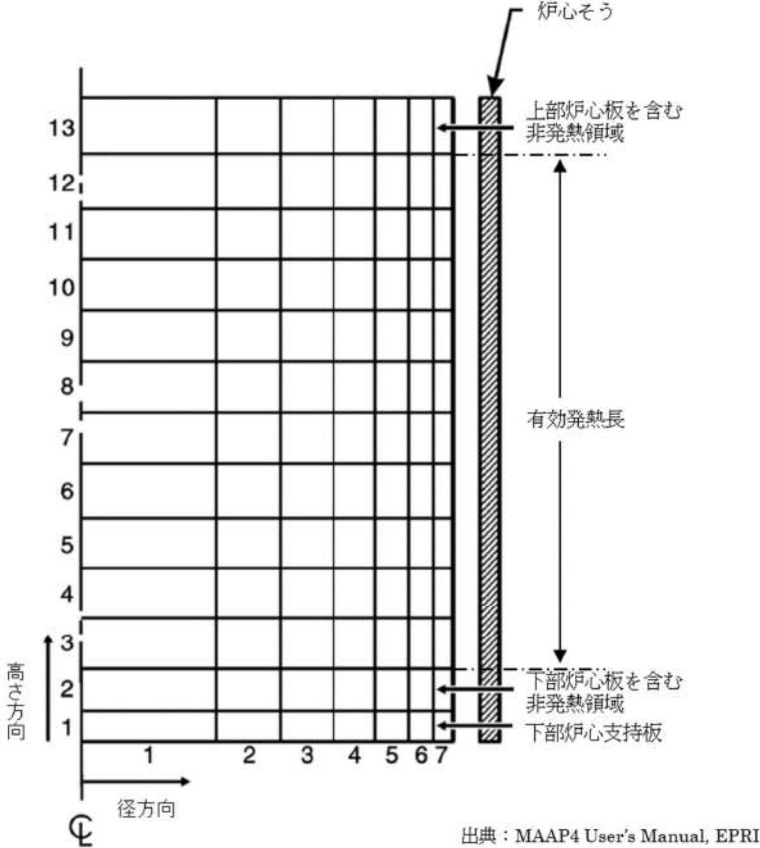
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p>		<p>※泊は「3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式」にて記載。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-2 MAAPノード分割例（炉心モデル）</p>	 <p>図 3.3-1 MAAPコード ノード分割例（炉心モデル）</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

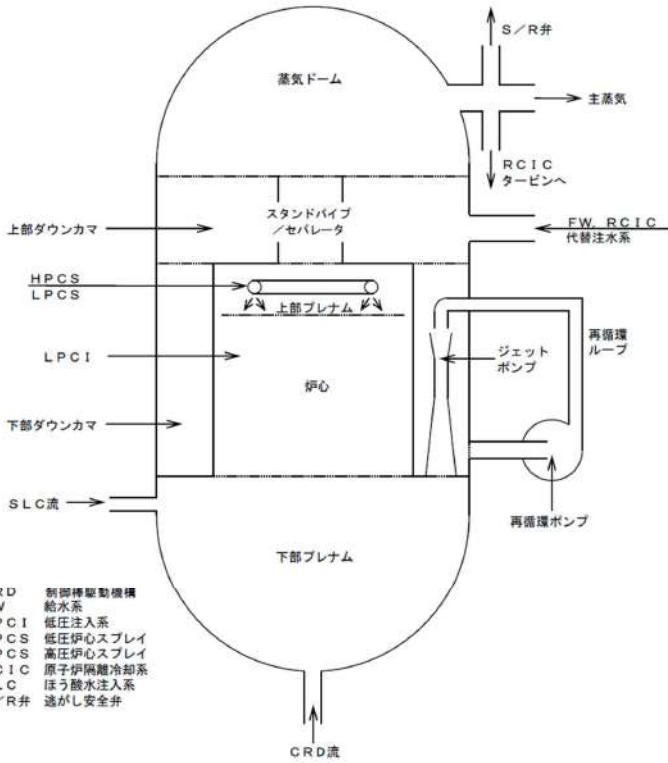
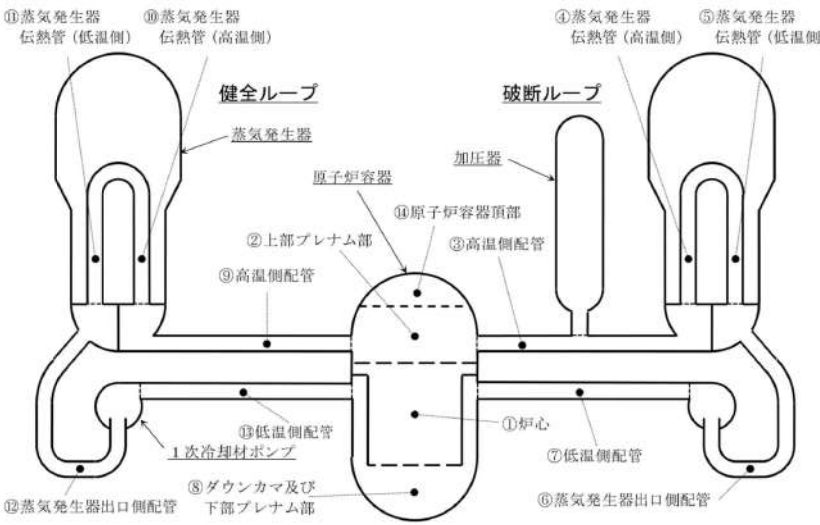
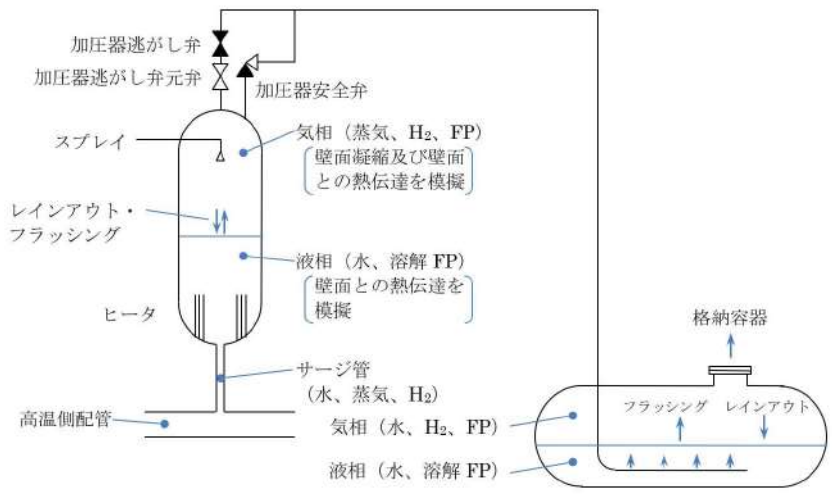
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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>図 3.3-3 炉心水位モデル</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-2 炉心水位モデル</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>CRD 制御棒駆動機構 FW 給水系 LPCI 低圧注入系 LPCS 低圧炉心スプレイ HPCS 高圧炉心スプレイ RCIC 原子炉隔離冷却系 SLC ほう水注入系 S/R井 逃がし安全弁</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 3.3-4 MAAP原子炉压力容器モデルの概要（BWR 5の例）</p>	<p>図 3.3-3 MAAPコード ノード分割図（1次冷却系モデル）</p>  <p>加圧器 加圧器逃がしタンク</p> <p>図 3.3-4 加圧器及び加圧器逃がしタンクモデル</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）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 3.3-5 MAAP原子炉圧力容器ノード分割図</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>図 3.3-5 MAAPコード ノード分割図（2次冷却系モデル）</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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）

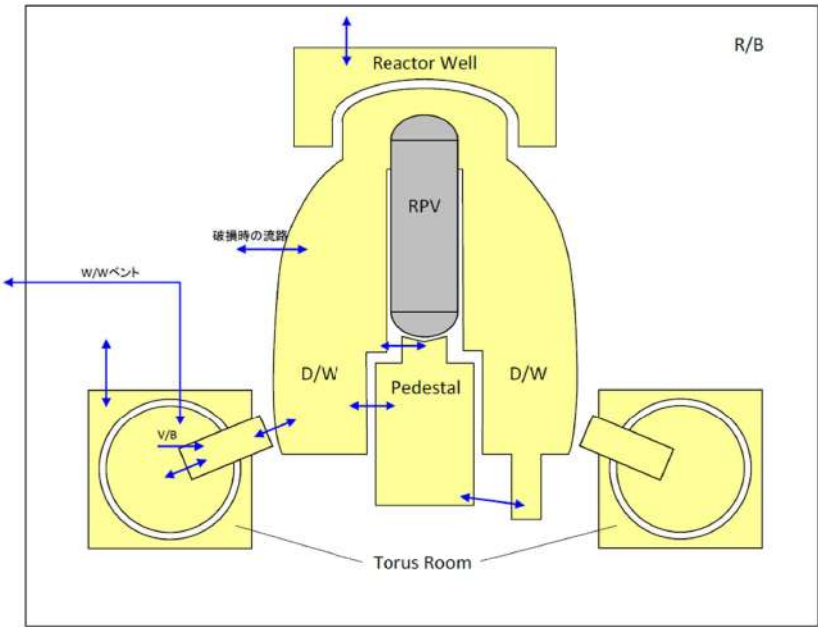
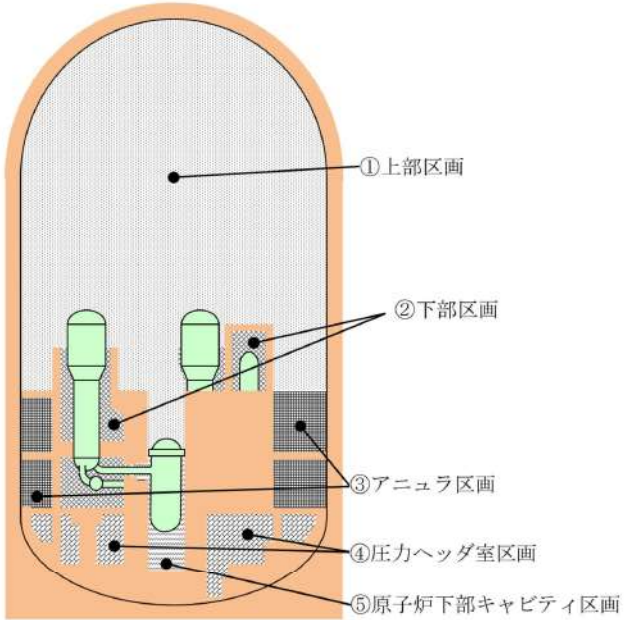
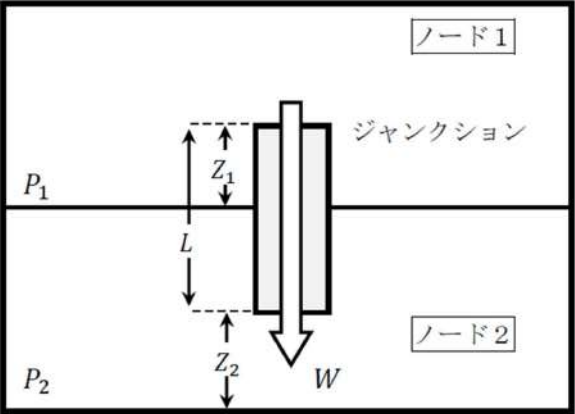
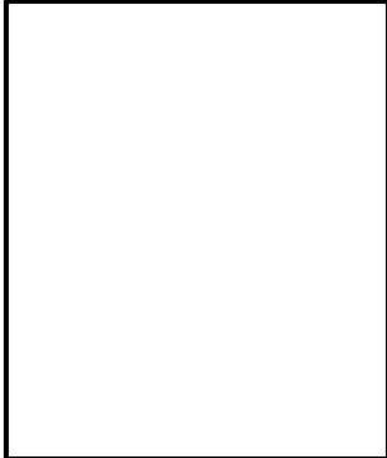
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル

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

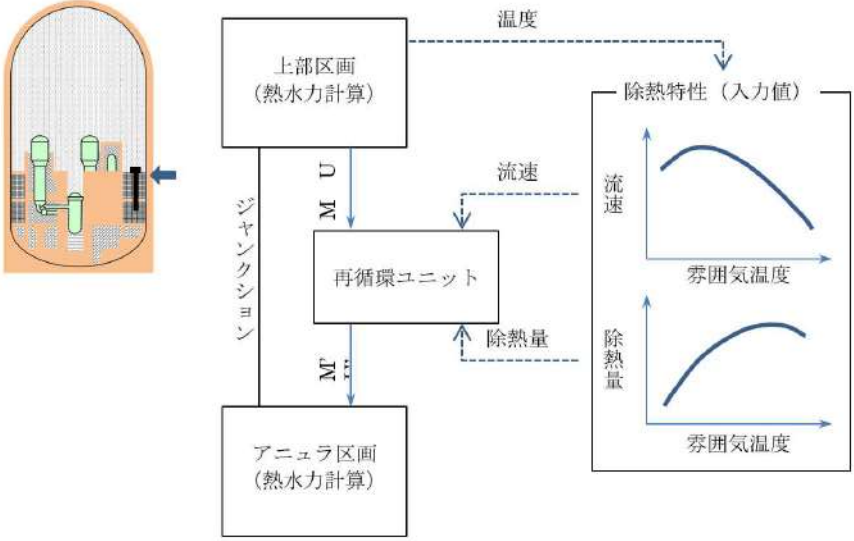
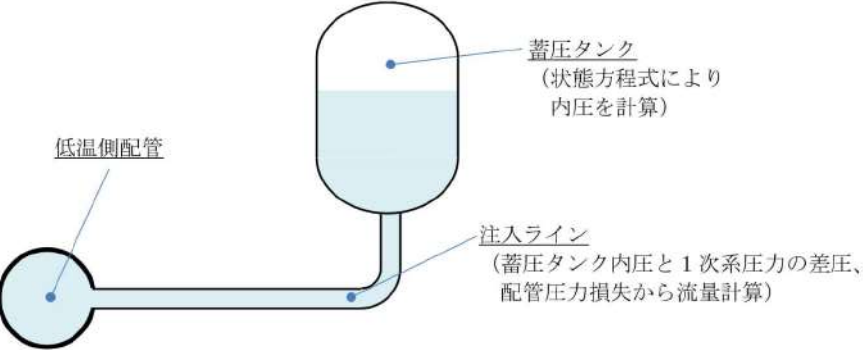
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAA Pコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図 3.3-6 MAA P ノード分割図（格納容器モデル：Mark-I 改の例）</p>	<p>図 3.3-7 MAA Pコード ノード分割図（原子炉格納容器モデル：3ループプラントの例）</p>	
		<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>
<p>図 3.3-7 ジャンクションの接続関係</p>	<p>図 3.3-8 ジャンクションの接続関係</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 3.3-9 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モデル</p>  <p>図 3.3-10 蓄圧注入系モデル</p>	

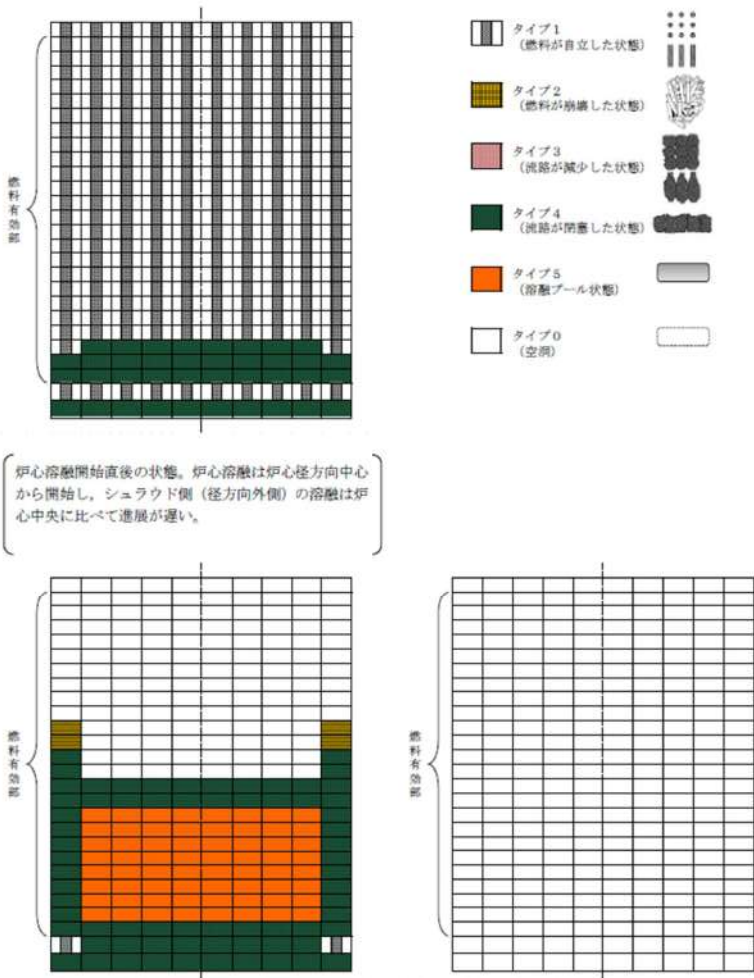
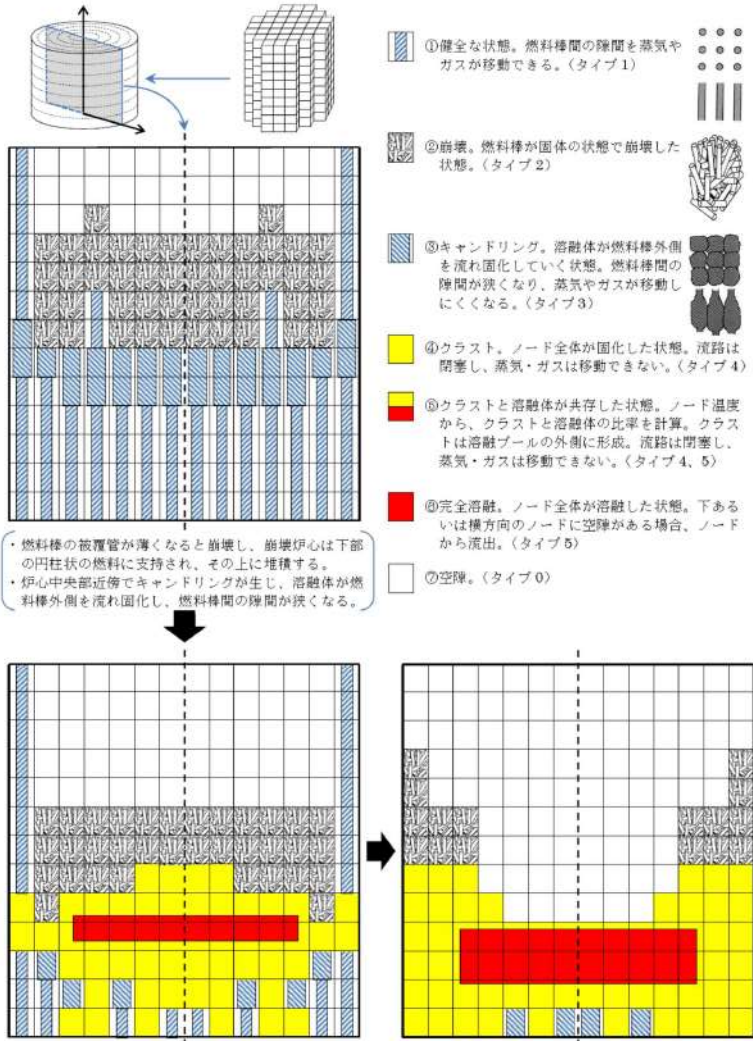
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参照のため、掲載順を入れ替えた】</p> <p>チャンネルボックス(Zr)</p> <p>制御棒</p> <p>B4C ステンレス UO₂ 燃料被覆管(Zr)</p> <p>通常運転状態</p> <p>燃料被覆管の膨れ・破損</p> <p>制御材(B,C)とステンレスの反応</p> <p>水素発生</p> <p>反応物とチャンネルボックスの反応</p> <p>燃料の溶融開始</p> <p>制御材(B,C)との反応、燃料被覆管の酸化による水素発生</p> <p>燃料の溶融開始</p> <p>図 3.3-8 炉心ヒートアップ・燃料溶融の模式図</p>	<p>燃料被覆管の膨れ、破損</p> <p>UO₂ 燃料被覆管(Zr)</p> <p>通常運転状態</p> <p>燃料被覆管の膨れ、破損</p> <p>水素発生</p> <p>燃料の溶融開始</p> <p>燃料被覆管の酸化による水素発生</p> <p>燃料の溶融開始</p> <p>図 3.3-11 炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図</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）

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-between;"> <div style="width: 45%;">  <p>燃料有効部</p> <p>タイプ1 (燃料が自立した状態)</p> <p>タイプ2 (燃料が崩壊した状態)</p> <p>タイプ3 (流路が減少した状態)</p> <p>タイプ4 (流路が閉塞した状態)</p> <p>タイプ5 (溶融プール状態)</p> <p>タイプ0 (空隙)</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>炉心溶融開始直後の状態。炉心溶融は炉心径方向中心から開始し、シュラウド側（径方向外側）の溶融は炉心中央に比べて進展が遅い。</p> <p>代替注水系による損傷炉心冷却後の状態。損傷炉心の冷却が行われているため、溶融プール状態のノードの周囲に流路が閉塞した状態のノードが形成され、シュラウド側（径方向外側）においても冷却されている。</p> <p>原子炉圧力容器破損後の状態。炉心支持板より上部に燃料は存在せず、空洞となっている。</p> </div> </div> <p>図 3.3-9 炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化（例）</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;">  <p>①健全な状態。燃料棒間の隙間を蒸気やガスが移動できる。(タイプ1)</p> <p>②崩壊。燃料棒が固体の状態で崩壊した状態。(タイプ2)</p> <p>③キャンドリング。溶融体が燃料棒外側を流れ固化していく状態。燃料棒間の隙間が狭くなり、蒸気やガスが移動しにくくなる。(タイプ3)</p> <p>④クラスト。ノード全体が固化した状態。流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4)</p> <p>⑤クラストと溶融体が共存した状態。ノード温度から、クラストと溶融体の比率を計算。クラストは溶融プールの外側に形成。流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4、5)</p> <p>⑥完全溶融。ノード全体が溶融した状態。下あるいは横方向のノードに空隙がある場合、ノードから流出。(タイプ5)</p> <p>⑦空隙。(タイプ0)</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>燃料棒の被覆管が薄くなると崩壊し、崩壊炉心は下部の円柱状の燃料に支持され、その上に堆積する。 炉心中央部近傍でキャンドリングが生じ、溶融体が燃料棒外側を流れ固化し、燃料棒間の隙間が狭くなる。</p> <p>キャンドリングが進み閉塞することで燃料の過熱が進み、クラスト・溶融プールが形成される。 徐々に下部プレナムへのリロケーションも進む。</p> <p>閉塞部（クラスト・溶融プール）が拡大し、下部プレナムへのリロケーションも進む。 外周部の健全燃料も崩壊・溶融が進み閉塞する。</p> </div> </div> <p>図 3.3-12 リロケーション時の炉心の状態（例）</p>	

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="257 220 779 335"> <p>冷却水 ヒートシンク 金属層 溶融プール クラスト 粒子ベッド</p> </div> <div data-bbox="291 375 739 774"> </div> <p data-bbox="689 758 952 778">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="398 817 795 842">図 3.3-10 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> <div data-bbox="264 941 739 1324"> </div> <div data-bbox="750 901 981 1364"> <ol style="list-style-type: none"> ① 炉心からのリロケーションにより下部プレナムに移行。冷却水との接触により、エントレイン及び冷却水の蒸発 ② 制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損により、格納容器下部への落下を開始。破損口はアブレーションにより拡大 ③ 格納容器下部プール水との接触によりエントレイン ④ 溶融炉心は格納容器下部へ落下 </div> <p data-bbox="219 1396 963 1423">図 3.3-11 格納容器下部への溶融炉心の落下の例（格納容器モデル：Mark-I 改の例）</p>	<div data-bbox="1131 175 1859 526"> </div> <p data-bbox="1310 545 1713 571">図 3.3-13 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> <div data-bbox="1131 614 1881 726"> <ol style="list-style-type: none"> ① 炉心部から下部プレナムへのリロケーション。冷却水との接触によりエントレイン。 ② 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、下部プレナムに堆積。 ③ 下部プレナムの冷却材がドライアウトし、下部ヘッドへの伝熱が進む。 ④ 計装案内管が破損し、原子炉キャビティへの落下を開始し、原子炉下部キャビティ水との接触によりエントレイン。 </div> <div data-bbox="1131 726 1881 1348"> <ol style="list-style-type: none"> ⑤ 溶融炉心は全て原子炉下部キャビティに落下。 ⑦ 下部ヘッドがクリップ破損し、下部プレナムの溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下。 ⑥ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが集結し、計装案内管の破損口より低い部分の溶融炉心が下部プレナムに残る。 ⑧ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが断続的に発生し、計装案内管の破損口はアブレーションにより拡大。 </div> <p data-bbox="1243 1364 1769 1391">図 3.3-14 原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下の例</p>	

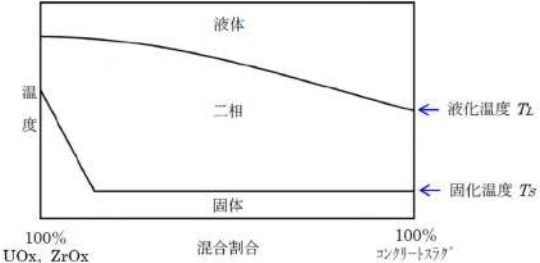
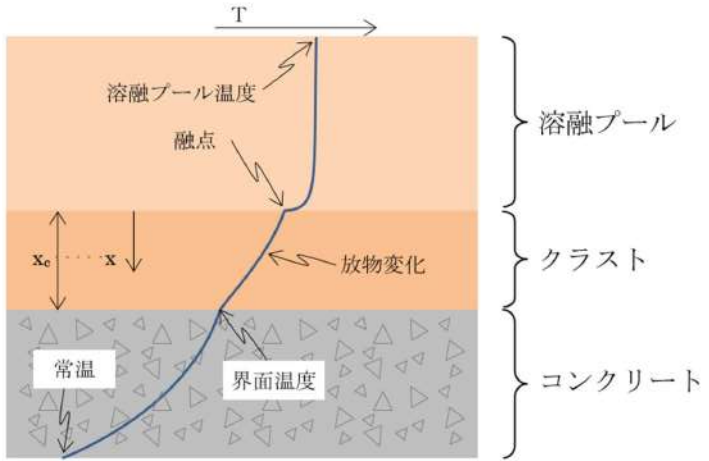
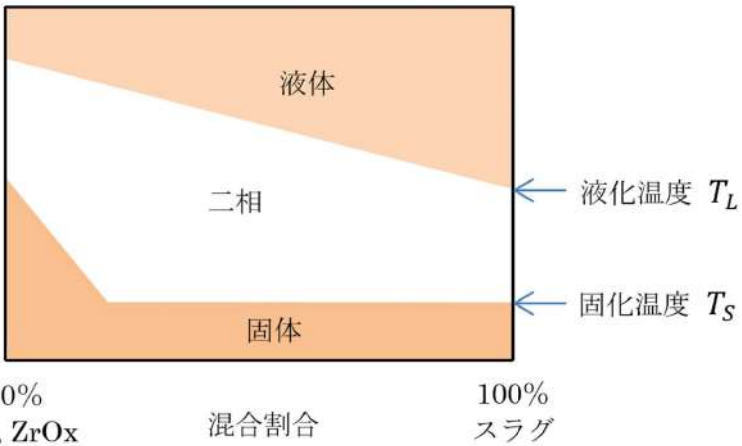
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉压力容器</p> <p>溶融炉心</p> <p>粒子化</p> <p>水</p> <p>粒子状ベツド</p>	<p>原子炉容器</p> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>水</p> <p>炉心径</p> <p>噴出速度</p> <p>水深</p> <p>炉心位置</p> <p>炉心径</p>	
<p>図 3.3-12 原子炉格納容器下部における溶融炉心の挙動の概念</p> <p>プール水</p> <p>上部クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>下部クラスト</p> <p>床コンクリート</p> <p>側面コンクリート</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-13 溶融炉心の伝熱の概念</p>	<p>図 3.3-15 原子炉下部キャビティにおける溶融炉心挙動の概念</p> <p>原子炉下部キャビティ水 あるいは空気</p> <p>クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>コンクリート (側面)</p> <p>コンクリート (床)</p> <p>図 3.3-16 溶融炉心の伝熱の概念</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

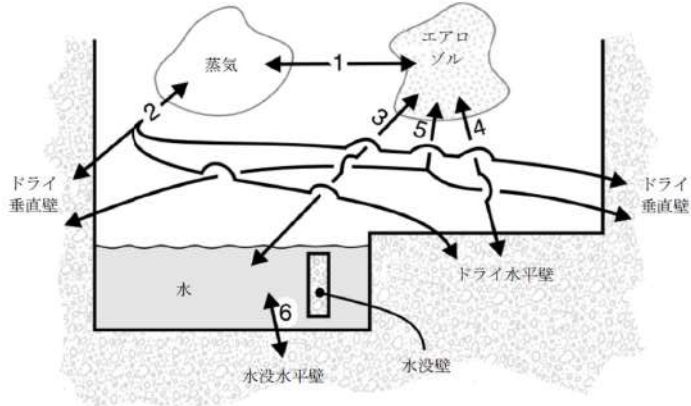
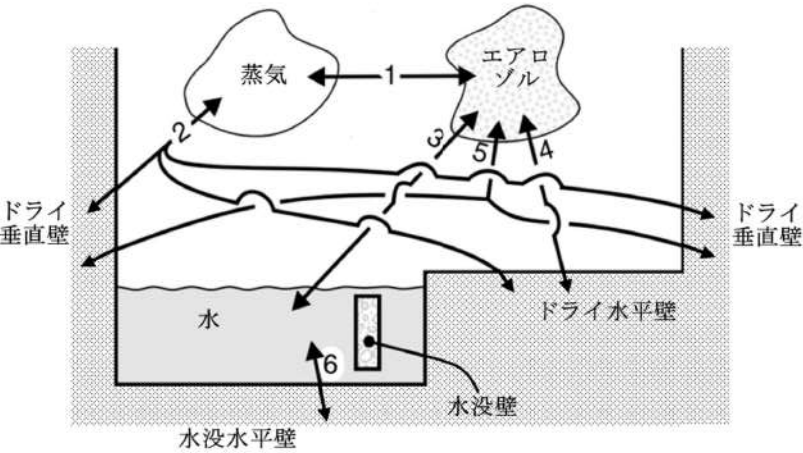
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-14 溶融プールの相変化の概念</p>	 <p>図 3.3-17 溶融炉心の温度分布の概念</p>  <p>図 3.3-18 溶融プールの相変化の概念</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>FP 輸送パス：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒸気-エアロゾル（蒸発/凝縮） 2. 蒸気-ドライ壁（蒸発/凝縮） 3. エアロゾル-水（拡散泳動、重力沈降、熱泳動） 4. エアロゾル-ドライ水平壁（重力沈降、熱泳動） 5. エアロゾル-ドライ垂直壁（慣性衝突、熱泳動） 6. 水-水没水平壁（溶解/沈着） <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-15 格納容器内 FP 遷移モデル</p>	 <p>FP 輸送パス：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 蒸気-エアロゾル（蒸発/凝縮） 2. 蒸気-ドライ壁（蒸発/凝縮） 3. エアロゾル-水（拡散泳動、重力沈降、熱泳動） 4. エアロゾル-ドライ水平壁（重力沈降、熱泳動） 5. エアロゾル-ドライ垂直壁（慣性衝突、熱泳動） 6. 水-水没水平壁（溶解/沈着） <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-19 原子炉格納容器内 FP 遷移モデル</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）

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）

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;">【参考のため再掲】</p> <p style="text-align: center;">表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1" data-bbox="226 204 987 948"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table>	グループ	代表核種	説明	1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)	2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。	3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。	4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。	5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。	6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。	7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。	8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。	9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。	10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。	11	Te ₂	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。	12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。	<p style="text-align: center;">表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1" data-bbox="1115 240 1832 975"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 3.3-3 原子炉格納容器気相部の崩壊熱の影響評価</p> <table border="1" data-bbox="1099 1086 1921 1283"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス</th> <th>よう素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全 FP に対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合^(注1) (a)</td> <td>約 4%</td> <td>約 20% (全よう素)</td> </tr> <tr> <td>存在割合^(注2) (b)</td> <td>100%</td> <td>4% (有機よう素)</td> </tr> <tr> <td>化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a)×(b)</td> <td>4%</td> <td>0.8% (有機よう素)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 有効性解析に用いる崩壊熱割合 (注2) 粒子状よう素及び無機よう素は沈着等により原子炉格納容器気相部から除去されることから、原子炉格納容器気相部に留まる有機よう素の影響を評価する。有機よう素の存在割合は最大となる RG1.195 の値に基づく。</p>	グループ	代表核種	説明	1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)	2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。	3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。	4	SrO	ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。	5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。	6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。	7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。	8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。	9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。	10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。	11	Te ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。	12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。		希ガス	よう素	全 FP に対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約 4%	約 20% (全よう素)	存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)	化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a)×(b)	4%	0.8% (有機よう素)	
グループ	代表核種	説明																																																																																										
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)																																																																																										
2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。																																																																																										
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。																																																																																										
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。																																																																																										
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。																																																																																										
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。																																																																																										
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。																																																																																										
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。																																																																																										
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。																																																																																										
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。																																																																																										
11	Te ₂	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。																																																																																										
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																																										
グループ	代表核種	説明																																																																																										
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)																																																																																										
2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。																																																																																										
3	TeO ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO ₂ になるものと仮定。																																																																																										
4	SrO	ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。																																																																																										
5	MoO ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。																																																																																										
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後放出される Cs と Rb を表す。																																																																																										
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。																																																																																										
8	La ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。																																																																																										
9	CeO ₂	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。																																																																																										
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。																																																																																										
11	Te ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。																																																																																										
12	UO ₂	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																																										
	希ガス	よう素																																																																																										
全 FP に対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約 4%	約 20% (全よう素)																																																																																										
存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)																																																																																										
化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a)×(b)	4%	0.8% (有機よう素)																																																																																										

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>原子炉圧力容器のノードは、蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉圧力容器の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。</p> <p>原子炉格納容器は、壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、BWRプラントに共通して適用するものである。</p>	<p>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>1次冷却系のノードは、原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器2次側のノードは、伝熱部とドーム部の2ノードに分割したコードプリセットの分割を用いている。ダウンカマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次冷却系と2次冷却系の伝熱量をほぼ適正に計算可能である。</p> <p>原子炉格納容器は、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、2、3及び4ループプラントに共通して適用するものである。</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）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		
項目	ノード分割の考え方	項目	ノード分割の考え方	
炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくなるように設定することが推奨されている。	炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、分割数は、径方向に□、高さ方向に□としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくなるように設定することが推奨されている。	
原子炉压力容器	蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉压力容器の構成要素ごとにノード分割される（コードのプリセット）。このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉压力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットのものとなっており、各炉型に対して適用性を有する。	1次系	原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次系の構成要素ごとにノード分割（コードのプリセット）。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱う。	
原子炉格納容器	壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、標準的には、格納容器内部を格納容器下部（下部ドライウエル、ベデスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウエルに分割する。 このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノード（区画）として設定し、同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。	蒸気発生器	蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデル（コードのプリセット）。ダウンカマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次系と2次系の伝熱量を計算し、MB-2実験に対するベンチマーク解析により妥当な結果が確認されており、適用性を有する。	
		原子炉格納容器	壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッダ室区画（2及び3ループプラント）の4もしくは5ノードとしている。このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。	

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。

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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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。 これらの入力作成の流れを図3.5-2に示す。</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次冷却材圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件 ④ 1次冷却系、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次冷却材圧力 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。</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 220 421 967" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>主要な入力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料質量，被覆管質量等 ・ 核分裂生成物質量等 ・ 原子炉压力容器圧力・温度，格納容器圧力・温度等の初期条件 ・ 原子炉压力容器内の形状等 ・ 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 </div> <div data-bbox="421 384 1039 863" style="text-align: center; margin: 20px 0;"> <p style="text-align: center;">MAAPコード (シビアアクシデント時の プラント挙動解析)</p> </div> <div data-bbox="779 384 1039 863" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p><u>主要な出力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉压力容器圧力 ・ 原子炉压力容器水位 ・ 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 </div>		<p>※次頁の図に含まれる。</p>

図 3.5-1 MAAPの入出力