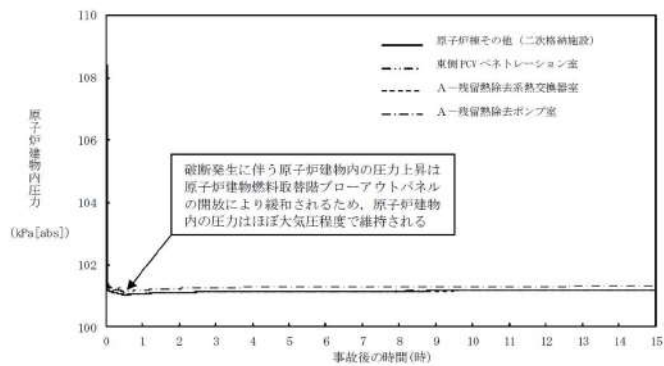
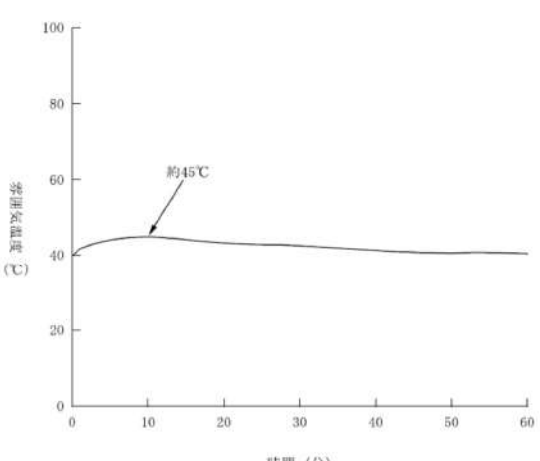
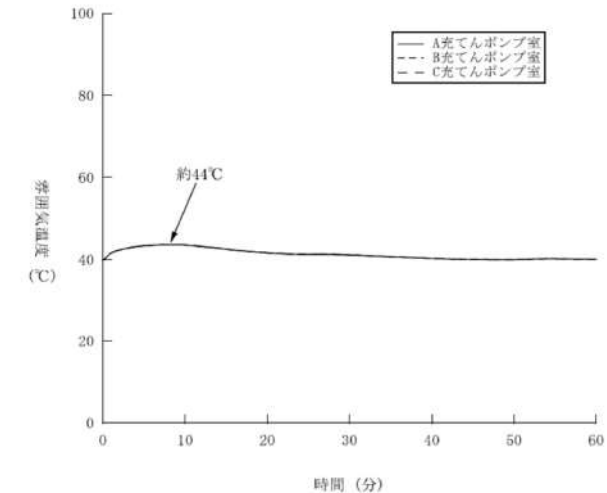


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 606 784 630">別図 8-6 原子炉建物内の圧力の推移</p>	 <p data-bbox="1254 670 1792 694">図 5 ツインパワー弁操作場所 (T.P.10.3m) の雰囲気温度</p> <p data-bbox="1064 718 1400 742">② 充てんポンプ室雰囲気温度への影響</p> <p data-bbox="1064 750 1960 805">図 6 に示すとおり充てんポンプ室の雰囲気温度の最大値は約 44℃となり、充てんポンプの機能は維持される。</p>  <p data-bbox="1321 1364 1814 1388">図 6 充てんポンプ室 (T.P.10.3m) の雰囲気温度</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.1 溢水による影響</p> <p>別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水は、原子炉建物1階（EL15.3m）に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所である「トーラス室」に排出される。</p> <p>「A-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置していることから「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しないが、「トーラス室」に対しては、境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから伝播する。溢水範囲を別図 8-7 に、想定する漏えい量を別表 8-2 に示す。</p> <p>（1）注水弁（MV222-5A）へのアクセス性に対する影響</p> <p>A-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁（MV222-5A）は、原子炉建物中1階（EL19.0m）の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する機器は、1階（EL15.3m）及び地下2階（EL1.3m）に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のない2階（EL23.8m）からアクセスするため、アクセス性への影響はない。</p> <p>（2）ISLOCA時に必要となる系統（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び逃がし安全弁）への影響</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界、トーラス室とB-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。</p> <p>漏えい水が伝播する区画においてISLOCA時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-3 に示す。</p>		<p>※泊では溢水による各機器への影響評価を別紙1で実施</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 217 1028 1358" style="border: 2px solid black; height: 715px; width: 391px;"></div> <div data-bbox="347 1358 801 1385" style="text-align: center;">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲(1 / 2)</div> <div data-bbox="510 1406 1016 1442" style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center; margin-top: 10px;">本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。</div>		<p>※泊3号炉では溢水範囲を別紙1で提示している。</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																						
<div data-bbox="152 210 1025 724" style="border: 2px solid black; height: 322px; width: 390px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="353 730 784 758">別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)</p> <p data-bbox="443 821 705 849">別表 8-2 想定する漏えい量</p> <table border="1" data-bbox="179 849 974 1284"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故後の時間 [h]</th> <th colspan="2">漏えい量 [m³]</th> </tr> <tr> <th>A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)</th> <th>A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.5</td><td>約 7</td><td>約 107</td></tr> <tr><td>1.0</td><td>約 9</td><td>約 130</td></tr> <tr><td>2.0</td><td>約 11</td><td>約 165</td></tr> <tr><td>3.0</td><td>約 14</td><td>約 214</td></tr> <tr><td>4.0</td><td>約 17</td><td>約 265</td></tr> <tr><td>5.0</td><td>約 20</td><td>約 315</td></tr> <tr><td>6.0</td><td>約 23</td><td>約 364</td></tr> <tr><td>7.0</td><td>約 26</td><td>約 414</td></tr> <tr><td>8.0</td><td>約 29</td><td>約 463</td></tr> <tr><td>9.0</td><td>約 32</td><td>約 512</td></tr> <tr><td>10.0</td><td>約 35</td><td>約 560</td></tr> </tbody> </table> <div data-bbox="504 1396 1003 1428" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 </div>	事故後の時間 [h]	漏えい量 [m ³]		A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)	0.5	約 7	約 107	1.0	約 9	約 130	2.0	約 11	約 165	3.0	約 14	約 214	4.0	約 17	約 265	5.0	約 20	約 315	6.0	約 23	約 364	7.0	約 26	約 414	8.0	約 29	約 463	9.0	約 32	約 512	10.0	約 35	約 560		<p data-bbox="1971 167 2128 263">※泊3号炉では溢水範囲を別紙1で提示している。</p>
事故後の時間 [h]		漏えい量 [m ³]																																						
	A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)																																						
0.5	約 7	約 107																																						
1.0	約 9	約 130																																						
2.0	約 11	約 165																																						
3.0	約 14	約 214																																						
4.0	約 17	約 265																																						
5.0	約 20	約 315																																						
6.0	約 23	約 364																																						
7.0	約 26	約 414																																						
8.0	約 29	約 463																																						
9.0	約 32	約 512																																						
10.0	約 35	約 560																																						

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

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉												泊発電所3号炉		相違理由	
別表 8-3 溢水評価結果															
建物	EL [m]	評価区画	流入を考慮する他区画	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床高配 [m]	① 溢水水位 FL-[m] ^{注1}	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統の溢水防護対象設備 ^{注3}	② 機能喪失高さ FL-[m] ^{注2}	影響評価	備考			
原子炉建物	1.3	R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N R-1F-04N	560	808	0.075	0.17 ^青	2-R1R-1-8D	D-原子炉圧力容器計器 ^{注4}	0.59	①<②				
			R-1F-05N												
		R-1F-07-1N	R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	800	0.075	0.17 ^青	MV227-3	逃がし弁 N ₂ 供給弁	0.55	①<②				
		R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	827	0.075	0.17 ^青	MV222-15B	B-RDR 排水弁	1.99	①<②					
	1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-02N	595	1041	0.025	0.60	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 注水弁	7.63	①<②				
<p>■：溢水源のある区画</p> <p>※1 事象発生 10 時間後の溢水量 ※2 基準床からの高さ ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器 ※4 ハッチからの排出評価を実施</p>															
<p>1.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響</p> <p>別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」、「A-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉建物原子炉棟内を移動し、原子炉建物原子炉棟内の圧力や温度を一時的に上昇させる。原子炉建物原子炉棟内の圧力上昇に伴い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放し、環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生することで、原子炉建物原子炉棟内の環境条件はほぼ一様になる。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放された以降は、原子炉建物原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-8 に示す。</p>															
<p>(1) 注水弁 (MV222-5A) への影響</p> <p>隔離操作を行う注水弁 (MV222-5A) は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であり、湿度 100%、温度 100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、注水弁 (MV222-5A) の隔離操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。注水弁 (MV222-5A) の隔離操作については、事象発生 9 時間後から行うこととしており、その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約 44℃及び約 100%である。防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり、注水弁の隔離操作における原子炉建物原子炉棟内の滞在時間は約 38 分である。</p>															
														※泊 3 号炉では ISLOCA 時に機能に期待する機器への雰囲気温度の影響を別紙-2 で実施している。	

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）

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) ISLOCA時に必要となる系統（原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び逃がし安全弁）への影響</p> <p>A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界，トーラス室とB-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため，これらのポンプ室には溢水の流入がなく，蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため，系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて，系統の機能は維持される。なお，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ，弁及び計器等は，ISLOCA発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有している。</p> <p>逃がし安全弁は，区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており，関連計装部品も含め，原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う影響はなく，逃がし安全弁の機能は維持される。</p>		<p>※泊3号炉ではISLOCA時に機能に期待する機器への雰囲気温度の影響を別紙-2で実施している。</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 177 1037 1289" style="border: 2px solid black; height: 697px; width: 395px;"></div> <p data-bbox="338 1289 815 1313">別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)</p> <div data-bbox="517 1380 1023 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 </div>		

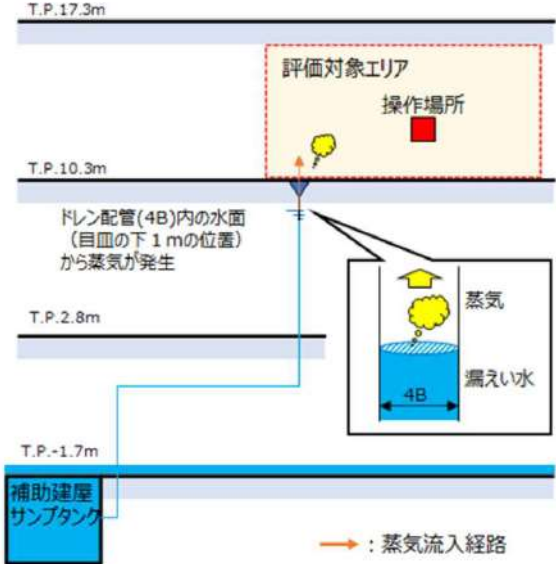
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="159 193 1032 735" style="border: 2px solid black; height: 340px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="338 742 819 766">別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲(2 / 2)</p> <div data-bbox="474 849 1032 890" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 249px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 </div> <p data-bbox="367 948 826 971">【以降、漏えい箇所毎に同様の評価が続くため省略】</p>		

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別添-4</p> <p style="text-align: center;">ドレン配管内からの蒸気発生量について</p> <p>ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内等で発生した漏えい水は補助建屋サンプタンクに集積され、サンプタンクと接続しているドレン配管内に形成された水面から蒸気が発生する。</p> <p>ここでは、ドレン配管内の水面からの蒸気発生量を評価するとともに、T.P. 2.8m 通路部から発生し、機器搬入ハッチを介してツインパワー弁操作場所に流入する蒸気量と比較する。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>(1) ドレン配管</p> <p>ドレン配管内の滞留水の水面近傍では空気の流れはないと考えられることから、ドレン配管内の水面からの物質拡散により蒸気が発生すると仮定する。</p> <p>本評価では、ドレン配管内の水面から発生する蒸気の影響を保守的に評価するため、目皿から水面までの距離を1mと設定する。また、蒸気発生量については、ドレン配管内に発生した蒸気は全てツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する（図1）。</p>  <p style="text-align: center;">図1 ドレン配管からの蒸気発生と流入（イメージ図）</p>	<p>※元々別添-3と していた蒸気による 雰囲気温度の影響 評価の資料を基 に作成。蒸気発生 量を評価する条件 及び結果に関して は変更なし。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) T.P. 2.8m 通路</p> <p>T.P. 2.8m 通路では空気の流れがあると仮定し、別紙-1 図6 に示す補助建屋内通路に広がった高温 (100℃一定) の滞留水から対流物質伝達によって蒸気が発生すると仮定する。さらに、T.P. 2.8m に存在する余熱除去系の弁からの蒸気の漏えいを考慮する。</p> <p>本評価では、T.P. 2.8m に存在する蒸気のうち、機器搬入ハッチ隙間 (0.03m²、図2) に安全率10を乗じた値 (0.3m²) と溢水面積 (約794m²) の面積比の蒸気がツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する。</p> <div data-bbox="1122 432 1883 967" data-label="Diagram"> </div> <p>図2 機器搬入ハッチ</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2. 蒸気発生量の評価について</p> <p>ドレン配管およびT.P.2.8m通路から発生する蒸気は、それぞれ以下に示すとおり、静止気体中の場合（物質拡散）の式と空気流れがある場合（対流物質伝達）の式を用いて求める。</p> <p>■ 静止気体中の場合（物質拡散）</p> $n'_w = M_w N_A = \frac{M_w P D_{AB}}{R_0 T L} \ln \left(\frac{1}{1 - P_{w0}/P} \right) \quad (5)$ <p> n'_w : 蒸発速度 (kg/m²s) M_w : モル質量 (0.018 kg/mol) N_A : 濃度勾配 (mol/m²s) D_{AB} : 拡散係数 (m²/s) $D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$ $D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s}$ (水の場合)、 $m = 1.75$ L : 水面から配管出口までの距離 (m) (約1mと設定) P : 大気圧 (101325 Pa) P_{w0} : 水蒸気分圧 R_0 : 状態定数 (8.314 J/mol・K) T : 温度 (373.15 K) </p> <p>■ 空気流れがある場合（対流物質伝達）</p> <p>物質伝達率 h_m は以下の式より求まる。</p> $Sh_L = \frac{h_m L}{D_{AB}} = 0.664 Re_G^{1/2} Sc^{1/3} \quad (1)$ $Re_G = \frac{u_G L}{\nu_G} \quad (2)$ $Sc = \frac{\nu_G}{D_{AB}} \quad (3)$ <p> h_m : 物質伝達率 (m/s) L : 長さ (m) D_{AB} : 拡散係数 (m²/s) $D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$ $D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s}$ (水の場合)、 $m = 1.75$ Sh : シャーウッド数 Re : レイノルズ数 Sc : シュミット数 u_G : 空気流速 (m/s) </p>	

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>v_G : 空気の動粘度 (約 23.5 mm²/s @100℃)</p> <p>蒸発速度n_wは以下の式により求める。</p> $n_w = \frac{j_w}{1-\omega_{w0}} = \frac{h_m(\rho_{w0}-\rho_{w\infty})}{1-\omega_{w0}} = \frac{h_m(P_{w0}-P_{w\infty})}{(R_0/M_w)T} \frac{1}{1-P_{w0}/P} \quad (4)$ <p>j_w : 質量拡散流束 (kg/m²s) ω_w : 質量分率 (= ρ_i/ρ) ρ_w : 質量濃度 (kg/m³) P : 大気圧 (101325 Pa) P_w : 水蒸気分圧 (界面) R : 状態定数 (8.314 J/mol・K) M_w : モル質量 (0.018 kg/mol) T : 温度 (373.15 K)</p> <p>※下付き文字「0」は界面、「∞」は界面から十分に離れた位置での値を示す。</p> <p>以上より、算出した蒸発速度n_wと溢水面積または配管内面積から蒸発量を求める。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>ツインパワー弁の操作は、ISLOCA 発生後 30 分後に開始し 60 分後には操作を終了することを考慮し、30 分間及び 60 分間における蒸気発生量を表 1 に示す。</p> <p>ドレン配管内の漏えい水面から発生する蒸気量は、T.P.2.8m 通路部から発生した蒸気が機器ハッチ隙間を介して流入する蒸気量と比べて僅かであり、ツインパワー弁操作場所の雰囲気温度に対して殆ど影響しない。</p> <p style="text-align: center;">表 1 評価結果まとめ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>ドレン配管</th> <th>下階層</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>30 分</td> <td>約 1.2×10⁻³kg</td> <td>約 1.9 kg</td> </tr> <tr> <td>60 分</td> <td>約 2.4×10⁻³kg</td> <td>約 3.5 kg</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 参考文献 JSME テキストシリーズ 伝熱工学, 日本機械学会, 2006 年 12 月 1 日</p>	時間	ドレン配管	下階層	30 分	約 1.2×10 ⁻³ kg	約 1.9 kg	60 分	約 2.4×10 ⁻³ kg	約 3.5 kg	
時間	ドレン配管	下階層									
30 分	約 1.2×10 ⁻³ kg	約 1.9 kg									
60 分	約 2.4×10 ⁻³ kg	約 3.5 kg									

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">(※伊方3号炉 技術的能力1.3 別紙-3)</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の現場での漏えい停止操作における被ばく線量評価</p> <p>1. ユニハンドラ弁の閉止操作</p> <p>余熱除去系からの漏えいを停止するために、ユニハンドラ弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ユニハンドラ弁は、専用のユニハンドラ装置（ユニハンドラ駆動本体を含む装置一式）を用いて閉止する。ユニハンドラ弁の閉止操作を行う場所は、第1図に示すとおり、原子炉補助建屋 EL. 3.3m の通路部であり、当該区画に漏えいする機器はない。一方、隣接区画や上下階には安全補機室区画があり、漏えいする機器が複数存在する。このため、隣接区画や上下階区画で漏えいした1次冷却材に含まれる放射性物質に起因する線量を評価し、作業の成立性を確認した。</p> <p>ユニハンドラ弁の閉止操作にあたっては、溢水評価で示したように、安全補機室入口部に堰を設置することにより、ユニハンドラ弁操作場所には溢水しない。そのため、1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認すれば、漏えい箇所の隔離操作は可能である。有効性評価で示されたように破断口径が大きい場合であれば、事象発生20分後には1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力を下回っているため、ユニハンドラ装置による閉止操作時間約40分を考慮しても事象発生後1時間以内には漏えい箇所を隔離できる。そのため、事象発生後1時間までに隔離作業をした場合に想定される実効線量を評価した。また、ユニハンドラ弁の閉止操作は、上述のとおり事象発生後1時間までに隔離することを想定しているが、溢水評価で想定されている事象発生後8時間までに隔離作業をした場合に想定される実効線量も評価した。</p> <p>2. 評価手法</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所は、安全補機室区画外であるため漏えいする機器はなく、溢水は発生しない。ユニハンドラ弁操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定し、それぞれ評価した。被ばく経路のイメージは、第2図に示すとおりである。なお、評価の詳細を別添-1に示す。<経路①：隣接区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与>ユニハンドラ弁操作場所の隣接区画は安全補機室区画であるため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、安全補機室区画全体での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、当該区画での漏えい水は、評価上、当該階から下階への排水配管からの排水を当該階の1系統を除き想定しないため、当該階において一定水位まで滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。</p> <p>評価にあたっては、区画間のコンクリート壁（コンクリート厚さ m）の遮蔽効果を見込む。</p>	<p style="text-align: right;">別紙-3</p> <p style="text-align: center;">ISLOCA 時の放射線量評価</p> <p>ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の放射線量評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。</p> <p>1. 対応操作の成立性</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>余熱除去系からの漏えいを停止するために、ツインパワー弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ツインパワー弁の閉操作を行う場所は、図1に示すとおり、原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部であり、当該区画には漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階に漏えいする可能性のある機器等が複数存在し、目皿の排水に期待しない場合、上下階区画に漏えい水が滞留することが想定される。また、漏えいした蒸気が操作場所へ流入する可能性がある。</p> <p>そこで、漏えいした1次冷却材に起因する外部被ばく線量及び内部被ばく線量を評価し、作業の成立性を確認する。ただし、放射線量を保守的に評価するために、作業員は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装着しないことを想定する。</p> <p>漏えい箇所の隔離は1時間以内に行うことから、評価としては、保守的に1時間漏えいが継続すると想定した。</p> <p>なお、漏えいする系統に関しては、温度評価及び溢水評価と同様にA系からの漏えいを想定して放射線濃度を求める。</p> <p>(2) 評価手法</p> <p>ツインパワー弁操作場所（原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部）は、漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階から蒸気が流入することを仮定し、その寄与を考慮する。一方、最下層区画（T.P. -1.7m）には漏えいする可能性のある機器等があり、滞留水が存在することが想定される。しかし、ツインパワー弁操作場所との間には T.P. 2.8m 及び T.P. 10.3m の合計 1.6m のコンクリートの床があるため、ガンマ線は十分減衰することから、区画に滞留する漏えい水の寄与は考慮せず、発生した蒸気が作業区画に流入する寄与のみ考慮する。</p> <p>ツインパワー弁の閉操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定して評価する。被ばく経路のイメージは、図2に示すとおりであり、評価の詳細については添付-1に示す。なお、安全補機室空気浄化系は事故発生1時間後に起動することを想定しており、本評価では排気による減衰は考慮しない。</p>	<p>大飯では線量評価の条件を記載していないため、同様な評価を実施している伊方を参考に記載した。</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><経路②・③：上階及び下階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>経路①で考慮したユニハンドラ弁操作場所の隣接区画の上下階にも安全補機室区画がある。コンクリートの遮蔽効果が隣接区画と比較して大きいため、ユニハンドラ弁操作場所に対する寄与は小さくなるが、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質の取扱いは経路①と同様である。また、当該区画での漏えい水は、評価上、当該階から下階への排水配管からの排水を想定しないため、当該階での漏えい水はすべて滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。</p> <p>評価にあたっては、上階区画との間のコンクリート床と壁（コンクリート厚さ：□m）及び下階区画との間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p> <p><経路④：最下階区画(安全補機室区画内)における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>最下階にも安全補機室区画がある。コンクリートの遮蔽効果が隣接区画と比較して大きいため、ユニハンドラ弁操作場所に対する寄与は小さくなるが、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質の取扱いは、経路①(②・③)と同様である。また、当該区画は最下階であるため、評価上、すべての漏えい水が最下階にある補助建屋サンプタンクへ流入するが、総漏えい量がタンク容量を超えるため、排水配管を逆流し、最下階区画に一定水位まで滞留することとなる。この滞留水には、気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。</p> <p>評価にあたっては、区画間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p> <p><経路⑤：最下階区画(安全補機室区画外)における液相部の放射性物質からの寄与></p> <p>最下階のうち、安全補機室区画外については、気相部に放射性物質が浮遊しないが、経路④同様排水配管を逆流した漏えい水が、最下階区画に一定水位まで滞留することを考慮し、滞留水には気相部へ移行しなかった放射性物質が含まれているものとする。</p> <p>評価にあたっては、区画間のコンクリート床（コンクリート厚さ：□m）の遮蔽効果を見込む。</p>	<p><経路①：下階区画（安全補機室内）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室内である T.P. 2. 8m の安全系ポンプバルブ室における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1 時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。</p> <p>また、評価上目皿の排水に期待しないため、弁操作区画下階に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。</p> <p>評価にあたっては、当区画はツインパワー弁操作場所に対して斜め下区画に位置するが、壁及び天井が共に 0.6m であることから、コンクリートによる遮へい効果を 0.6m として実施する。</p> <p><経路②：下階区画（安全補機室外）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室外である T.P. 2. 8m の通路部における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1 時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。</p> <p>評価にあたっては、区画間のコンクリート床（厚さ：0.6m）の遮へい効果を見込む。</p> <p><経路③：上階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所上階の充てんポンプバルブエリアは安全補機室外であるが、漏えいする機器が存在するため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1 時間時点までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。</p> <p>また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。なお、評価にあたっては、上階区画との間の天井コンクリート（充てんポンプバルブエリアに対してコンクリート厚さ：0.6 m）の遮へい効果を見込む。</p> <p><経路④：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質からの寄与（外部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、図 1 に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質からの外部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1 時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																					
<p>3. 評価結果</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所において、事象発生後1時間までに隔離する場合と事象発生後8時間までに隔離する場合の被ばく経路ごとの線量率を第1表に示す。ユニハンドラ弁操作場所における隔離操作で想定される線量率は、それぞれ約 5.7×10^0 mSv/h 及び約 3.3×10^{-1} mSv/h であり、操作時間は約40分であるため、ユニハンドラ弁の閉止操作は可能である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 現場における隔離作業で想定される線量率評価結果</p> <table border="1" data-bbox="302 662 851 1117"> <thead> <tr> <th rowspan="2">被ばく経路</th> <th colspan="2">現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)</th> </tr> <tr> <th>事象発生後1時間までに隔離する場合</th> <th>事象発生後8時間までに隔離する場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>5.61×10^0</td> <td>3.06×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>6.18×10^{-3}</td> <td>2.20×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)</td> <td>4.47×10^{-2}</td> <td>1.06×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)</td> <td>1.66×10^{-2}</td> <td>3.23×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)</td> <td>2.14×10^{-2}</td> <td>5.41×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 5.7×10^0 *</td> <td>約 3.3×10^{-1} *</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：有効数字3桁目を四捨五入、有効数字2桁で表記</p>	被ばく経路	現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)		事象発生後1時間までに隔離する場合	事象発生後8時間までに隔離する場合	経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)	5.61×10^0	3.06×10^{-1}	経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)	6.18×10^{-3}	2.20×10^{-3}	経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)	4.47×10^{-2}	1.06×10^{-2}	経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)	1.66×10^{-2}	3.23×10^{-3}	経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)	2.14×10^{-2}	5.41×10^{-3}	合計	約 5.7×10^0 *	約 3.3×10^{-1} *	<p><経路⑤：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質を吸入した場合の寄与（内部被ばく）></p> <p>ツインパワー弁操作場所への影響として、図1に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質を吸入すると仮定した内部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>ツインパワー弁操作場所における事故発生から1時間後の線量率を表1に示す。</p> <p>ツインパワー弁操作場所での線量率は約 29.2mSv/h であるが、ツインパワー弁の閉操作は、余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンペをツインパワー弁への空気供給配管に接続することで、ツインパワー弁の操作箱の操作スイッチにより遠隔操作が可能となり、容易に操作できる。この操作に要する時間は余裕を含め15分であるため、運転員の受ける線量は約 7.3mSv となる。</p> <p>したがって、ツインパワー弁の閉操作は十分可能である。なお、被ばく評価は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）無しの条件で実施したが、ISLOCA等の内部被ばくのおそれがある場合には、放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装備する運用としている。</p> <p style="text-align: center;">表1 泊3号炉 ツインパワー弁操作場所での線量率計算結果</p> <table border="1" data-bbox="1102 746 1928 1042"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>線量率 (mSv/h)※2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））</td> <td>約 11.1</td> </tr> <tr> <td>経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））</td> <td>約 4.6</td> </tr> <tr> <td>経路③（上階区画（外部被ばく））</td> <td>約 2.4</td> </tr> <tr> <td>経路④（流入蒸気（外部被ばく））</td> <td>約 0.3</td> </tr> <tr> <td>経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））※1</td> <td>約 10.7</td> </tr> <tr> <td>合計※3</td> <td>約 29.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：内部被ばくにおける放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）による放射性物質の除去は考慮していない</p> <p>※2：表における「合計」以外の数値は、小数点第2位を四捨五入した値</p> <p>※3：「合計」の数値は、小数点第2位を切り上げた値</p> <p>2. 機器の機能維持</p> <p>(1) 評価対象</p> <p>ISLOCAの緩和操作に必要な機器として、以下の機器を評価対象としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去ポンプモータ ・余熱除去ポンプ流量計 ・高圧注入ポンプモータ 	項目	線量率 (mSv/h)※2	経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））	約 11.1	経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））	約 4.6	経路③（上階区画（外部被ばく））	約 2.4	経路④（流入蒸気（外部被ばく））	約 0.3	経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））※1	約 10.7	合計※3	約 29.2	
被ばく経路		現場における隔離作業で想定される線量率 (mSv/h)																																					
	事象発生後1時間までに隔離する場合	事象発生後8時間までに隔離する場合																																					
経路① (隣接区画における放射性物質からの寄与)	5.61×10^0	3.06×10^{-1}																																					
経路② (上階区画における放射性物質からの寄与)	6.18×10^{-3}	2.20×10^{-3}																																					
経路③ (下階区画における放射性物質からの寄与)	4.47×10^{-2}	1.06×10^{-2}																																					
経路④ (最下階区画(安全補機室区画内)における放射性物質からの寄与)	1.66×10^{-2}	3.23×10^{-3}																																					
経路⑤ (最下階区画(安全補機室区画外)における放射性物質からの寄与)	2.14×10^{-2}	5.41×10^{-3}																																					
合計	約 5.7×10^0 *	約 3.3×10^{-1} *																																					
項目	線量率 (mSv/h)※2																																						
経路①（下階区画：安全補機室内（外部被ばく））	約 11.1																																						
経路②（下階区画：安全補機室外（外部被ばく））	約 4.6																																						
経路③（上階区画（外部被ばく））	約 2.4																																						
経路④（流入蒸気（外部被ばく））	約 0.3																																						
経路⑤（流入蒸気（内部被ばく））※1	約 10.7																																						
合計※3	約 29.2																																						

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>・高圧注入ポンプ流量計</p> <p>なお、ISLOCA 時において、充てんポンプ室及び充てんポンプ流量計の存在する区画に漏えいする機器及び滞留水は存在しない。また、漏えいした蒸気による当該区画の充てんポンプ及び充てんポンプ流量計の耐放射線性は問題にならない。</p> <p>(2) 評価手法</p> <p>ISLOCA 時線量評価においては、漏えい機器等から漏えいした1次冷却材から気相に出た希ガス及びよう素及び区画内の滞留水に含まれる腐食生成物及び核分裂生成物を線源として考慮し、これらが区画体積を保存する球の中に一様に存在するとして、その球の中心の線量率を計算する。</p> <p>評価期間としては、事故収束後十分長い期間として、30日間とする。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>計算の結果、各機器のある区画内の線量率は表2のとおりとなった。</p> <p style="text-align: center;">表2 各機器のある区画内の線量率</p> <table border="1" data-bbox="1066 651 1951 890"> <thead> <tr> <th rowspan="2">T. P. (m)</th> <th rowspan="2">区画</th> <th rowspan="2">評価対象機器</th> <th colspan="3">線量率 [mSv/h]</th> </tr> <tr> <th>1時間後</th> <th>1日後</th> <th>7日後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">-1.7</td> <td>余熱除去ポンプ室</td> <td>余熱除去ポンプモータ</td> <td>1.88E+02</td> <td>2.48E+01</td> <td>6.34E+00</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ室</td> <td>高圧注入ポンプモータ</td> <td>1.79E+02</td> <td>2.36E+01</td> <td>6.09E+00</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">2.8</td> <td rowspan="2">通路部</td> <td>余熱除去ポンプ流量計</td> <td>3.27E+02</td> <td>4.29E+01</td> <td>1.29E+01</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプ流量計</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表2より、余熱除去ポンプモータ及び高圧注入ポンプモータの被ばく線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。</p> <p>余熱除去ポンプモータ： $(188 \times 24) + (24.8 \times 24 \times 6) + (6.34 \times 24 \times 23) = 1.16E+04 \text{mSv} = 11.6 \text{ Sv}$</p> <p>高圧注入ポンプモータ： $(179 \times 24) + (23.6 \times 24 \times 6) + (6.09 \times 24 \times 23) = 1.11E+04 \text{mSv} = 11.1 \text{ Sv}$</p> <p>ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gy、高圧注入ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gyであり、一般的なポンプモータの制限値である2 MGy よりも小さい。</p> <p>また、表2より、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。</p>	T. P. (m)	区画	評価対象機器	線量率 [mSv/h]			1時間後	1日後	7日後	-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00	2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01	高圧注入ポンプ流量計				
T. P. (m)	区画				評価対象機器	線量率 [mSv/h]																										
		1時間後	1日後	7日後																												
-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00																											
	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00																											
2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01																											
		高圧注入ポンプ流量計																														

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）

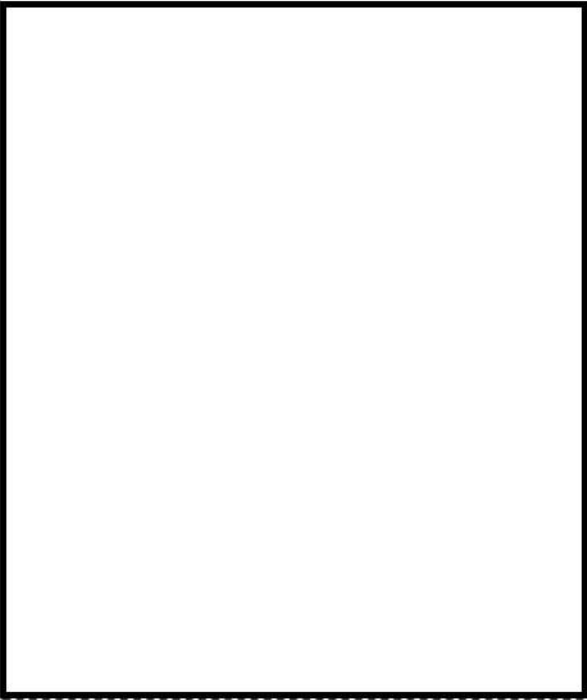
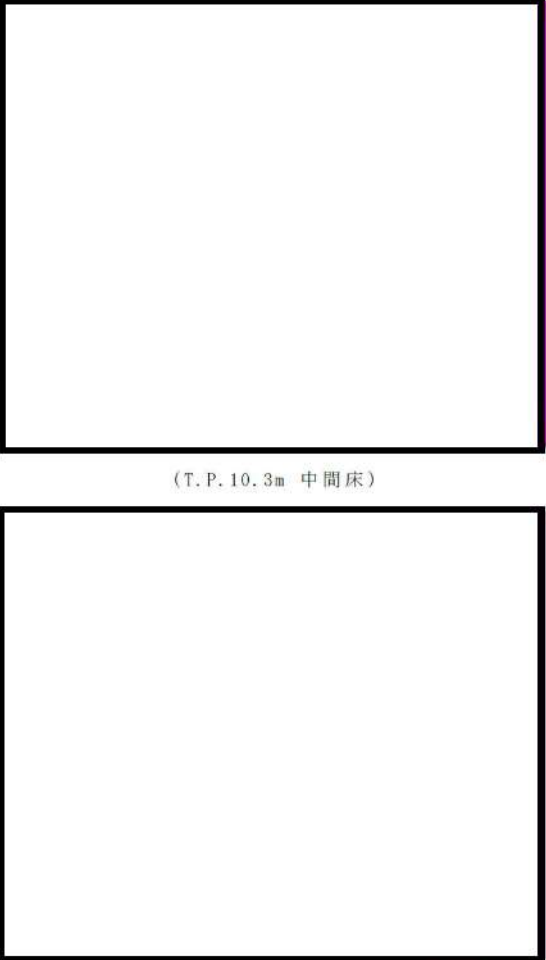
7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(327×24) + (42.9×24×6) + (12.9×24×23) = 2.11E+04mSv = 21.1 Sv</p> <p>ここで、1 Sv = 1 Gy とすると、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の30日間の吸収線量は約22 Gyであり、一般的な伝送器の制限値である100 Gyよりも小さい。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

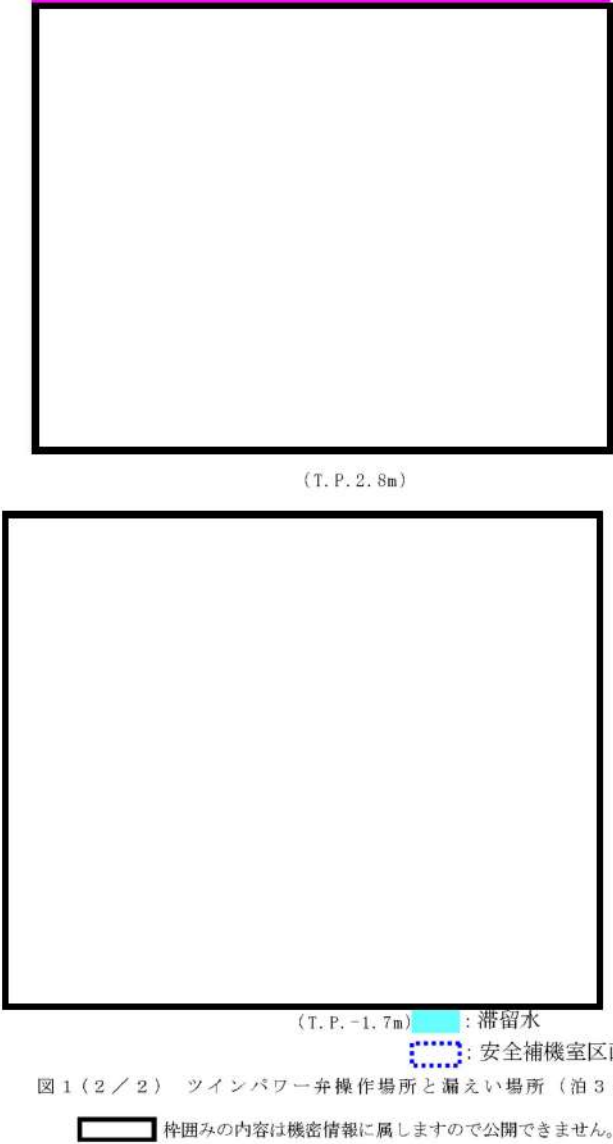
7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="394 963 707 983">第1図 ユニハンドラ弁操作場所と漏えい場所</p>	 <p data-bbox="1397 655 1599 675">(T. P. 10. 3m 中間床)</p> <p data-bbox="1435 1166 1559 1185">(T. P. 10. 3m)</p> <p data-bbox="1648 1161 1794 1181">■：滞留水</p> <p data-bbox="1648 1193 1883 1212">■：安全補機室区画</p> <p data-bbox="1137 1233 1861 1252">※ツインパワー弁操作場所では最下層及び上下階からの蒸気流入を考慮</p> <p data-bbox="1160 1305 1827 1324">図1 (1 / 2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所 (泊3号炉)</p> <p data-bbox="1211 1337 1776 1356">■ 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

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

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)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>(T. P. 2. 8m)</p> <p>(T. P. -1. 7m) : 滞留水 : 安全補機室区画</p> <p>図1(2/2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所(泊3号炉)</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2図 ユニハンドラ弁操作場所 断面イメージ図 (①～⑤は被ばく経路を示す)</p>	<p>*1 本評価では考慮しない</p> <p>図2 ツインパワー弁操作場所 (泊3号炉) 断面イメージ図 (①、②、③、④及び⑤は被ばく経路を示す)</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-1</p> <p style="text-align: center;">線量評価の詳細</p> <p>1. 気相部又は液相部の放射能濃度の評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>余熱除去系統から漏えいする1次冷却材中放射能濃度の算出条件及び漏えい後の評価条件について別添第1表に示す。隣接区画については、部屋毎に3分割して評価した。別添第1図に示すように、バルブ室を隣接区画(1)、格納容器スプレイ冷却器室を隣接区画(2)、余熱除去冷却器室を隣接区画(3)とし、隣接区画(3)からの線量評価においては、考慮しているコンクリート壁(0.9m)による遮蔽に加えて、余熱除去冷却器室周りの壁(1.0m)による遮蔽が期待できるため評価上無視することとし、隣接区画(1)及び隣接区画(2)からの影響を評価することとする。</p> <p>放出過程は別添第2図に、各核種の1次冷却材中平衡濃度を別添第2表～別添第4表に示す。</p> <p style="text-align: center;">別添第1表 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="257 619 913 1114"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>評価使用値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>2,705MWt</td> <td>定格出力の102%</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高40,000時間</td> <td>核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管欠陥率</td> <td>0.1%</td> <td>別添-2に示すとおり</td> </tr> <tr> <td>欠陥燃料からの放出割合</td> <td>希ガス 1.0% よう素 0.5%</td> <td>現行添付書類十に同じ</td> </tr> <tr> <td>安全補機室区画への漏えい量積算値</td> <td>約26m³ (事象発生20分後) 約387m³ (事象発生7時間後)</td> <td>隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定</td> </tr> <tr> <td>線量評価に用いる安全補機室区画体積</td> <td>9,700m³</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>気相中に放出される放射性物質の割合</td> <td>希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%</td> <td>瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)</td> </tr> <tr> <td>安全補機室空気浄化系による排気風量*</td> <td>56m³/min</td> <td>安全補機室排気ファン風量の設計値</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※：ISLOCA発生時の安全補機室の雰囲気は、高温多量の水蒸気で満たされていることとなり、チャコールフィルタが目詰まりを起こし、排気ができなくなる可能性があるが、温度評価でも考慮している補助排気系給排気系の運転により、安全補機室区画を含め補助機室内を換気できる。ただし、事象発生後1時間までに隔離する場合の評価では、補助排気系給排気系が起動していないため、排気は考慮しない。</small></p>	評価条件	評価使用値	備考	原子炉熱出力	2,705MWt	定格出力の102%	原子炉運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定	燃料被覆管欠陥率	0.1%	別添-2に示すとおり	欠陥燃料からの放出割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ	安全補機室区画への漏えい量積算値	約26m ³ (事象発生20分後) 約387m ³ (事象発生7時間後)	隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定	線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,700m ³	設計値	気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)	安全補機室空気浄化系による排気風量*	56m ³ /min	安全補機室排気ファン風量の設計値	<p style="text-align: center;">添付-1</p> <p style="text-align: center;">線量評価の詳細</p> <p>1. 気相部又は液相部の放射性物質濃度の評価</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>1次冷却材から漏えいする放射能濃度算出条件及び漏えい後の評価条件について添付表1に示す。放出過程は添付図1に示すとおりである。</p> <p>各核種の1次冷却材中平衡濃度を添付表2～添付表4に示す。</p> <p style="text-align: center;">添付表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1102 630 1917 1326"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>評価使用値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>2,705 MWt</td> <td>定格出力の102%</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>最高40,000時間</td> <td>核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管欠陥率</td> <td>0.1%</td> <td>添付-2に示すとおり</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合</td> <td>希ガス 1.0% よう素 0.5%</td> <td>現行添付書類十に同じ</td> </tr> <tr> <td>安全補機室区画への漏えい量積算値</td> <td>約97m³*1</td> <td>ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定</td> </tr> <tr> <td>線量評価に用いる安全補機室区画体積</td> <td>9,100m³</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>気相中に放出される放射性物質の割合</td> <td>希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%</td> <td>瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)</td> </tr> <tr> <td>安全補機室空気浄化系による排気風量</td> <td>—</td> <td>事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>*1 積算漏えい量を水の密度1g/ccとして算出</small></p>	評価条件	評価使用値	備考	炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%	運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定	燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付-2に示すとおり	炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ	安全補機室区画への漏えい量積算値	約97m ³ *1	ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定	線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,100m ³	設計値	気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)	安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず	
評価条件	評価使用値	備考																																																						
原子炉熱出力	2,705MWt	定格出力の102%																																																						
原子炉運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定																																																						
燃料被覆管欠陥率	0.1%	別添-2に示すとおり																																																						
欠陥燃料からの放出割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ																																																						
安全補機室区画への漏えい量積算値	約26m ³ (事象発生20分後) 約387m ³ (事象発生7時間後)	隔離完了を想定するそれぞれの時間に対して、ユニハンドラ弁操作開始時間である20分もしくは7時間時点を想定																																																						
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,700m ³	設計値																																																						
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する (別添-3に示すとおり)																																																						
安全補機室空気浄化系による排気風量*	56m ³ /min	安全補機室排気ファン風量の設計値																																																						
評価条件	評価使用値	備考																																																						
炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%																																																						
運転時間	最高40,000時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定																																																						
燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付-2に示すとおり																																																						
炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ																																																						
安全補機室区画への漏えい量積算値	約97m ³ *1	ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定																																																						
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,100m ³	設計値																																																						
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)																																																						
安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず																																																						

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="309 264 880 703" style="border: 2px solid black; width: 255px; height: 275px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="394 710 813 730" style="text-align: center;">別添第1図 隣接区画における放射性物質からの寄与</p>		

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替えた】</p> <p>(2) 放射能濃度評価</p> <p>(1)の評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での放射能濃度評価を行った。</p> <p>濃度計算式のとおり、1次冷却材に含まれるすべての放射性物質は、隔離操作開始までに別添第1表に示す割合で気相中及び液相中に放出されるものとし、区画毎に、気相部においては各区画の体積、液相部においては各区画の滞留水量に応じた放射エネルギーが存在するものとして評価した。線量評価の対象時間は、放射性崩壊による線量率の低下を踏まえ、事象発生後1時間もしくは8時間までに隔離する場合において、それぞれ操作開始を想定している事象発生20分後もしくは7時間後とした。</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \left\{ (a \cdot e^{-\lambda_1 t} \cdot \frac{V_1}{V_2}) + (1-a) \cdot e^{-\lambda_2 t} \cdot \frac{d(t)}{L_{total}} \right\}$ <p> $C(t)$: 各区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射エネルギー (Bq) E : 炉内蓄積量 (Bq) G : 欠陥燃料からの放出割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %) V_1 : 各区画面体積 (m³) V_2 : 安全補機区画全体積 (m³) $d(t)$: 各区画内滞留水量 (m³) L_{total} : 原子炉補助建屋内での総漏えい量 a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) λ_2 : 排気による除去定数 (s⁻¹) (=排気風量(m³/s)/安全補機区画面体積(m³)) Λ : $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$ </p>	<p>(2) 濃度評価</p> <p>上記評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での濃度評価を行った。</p> <p>・安全補機室区画内 (下階区画 安全系ポンプバルブ室)</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ (a \cdot e^{-\lambda_1 t} \cdot \frac{V_1}{V_2}) + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_2 t} \right\}$ <p> $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射エネルギー (Bq) E : 炉心内蓄積量 (Bq) G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射エネルギー割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %) V_{RCS} : 1次冷却材保有水量 (m³) V_1 : 各区画面体積 (m³) V_2 : 安全補機室区画全体積 (m³) $d(t)$: 各区画内滞留水量 (m³) (ある場合) L_{total} : 作業終了までの総漏えい量 (m³) a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) λ_2 : 排気による除去定数 (s⁻¹) (=排気風量(m³/s)/安全補機室区画面体積(m³)) Λ : $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$ t : 事象開始からの時刻 (s) </p> <p>・安全補機室区画外 (下階区画 通路部、上階区画 充てんポンプバルブ室)</p> $C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ \frac{q(t)}{L_{total}} \cdot a \cdot e^{-\lambda_1 t} + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_2 t} \right\}$	

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

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<p> $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³) Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射能 (Bq) E : 炉内蓄積量 (Bq) G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (-) 希ガス: 0.01 よう素: 0.005 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1%) V_1 : 各区画体積 (m³) a : 気相への移行割合 (-) 希ガス: 1.0 よう素: 0.1 粒子状物質: 0.0 $q(t)$: 各区画への漏えい水量 (m³) λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹) t : 事象開始からの時刻 (s) </p>																																					
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替えた】</p> <p>(3) 濃度評価結果</p> <p>(2)の濃度計算式により算出した放射能濃度は、別添第5表のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">別添第5表 各区画での放射能濃度</p> <table border="1" data-bbox="275 855 891 1362"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">対象区画</th> <th colspan="2">放射能濃度 (Bq/m³) (γ線エネルギー0.5MeV換算)</th> </tr> <tr> <th>事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)</th> <th>事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">隣接区画^{*1}</td> <td>隣接区画(1)</td> <td>2.0×10¹¹</td> <td>1.1×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>隣接区画(2)</td> <td>1.8×10¹¹</td> <td>9.8×10⁹</td> </tr> <tr> <td colspan="2">上階区画^{*1}</td> <td>4.8×10¹⁰</td> <td>1.7×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">下階区画^{*1}</td> <td>3.1×10¹¹</td> <td>7.4×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最下階区画(安全補機室区画内)^{*1}</td> <td>1.3×10¹¹</td> <td>2.6×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td colspan="2">最下階区画(安全補機室区画外)^{*2}</td> <td>1.4×10¹¹</td> <td>3.6×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1: 気相部に放射性物質が浮遊及び液相部に放射性物質が滞留 *2: 液相部に放射性物質が滞留</p>	対象区画		放射能濃度 (Bq/m ³) (γ 線エネルギー0.5MeV換算)		事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)	事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)	隣接区画 ^{*1}	隣接区画(1)	2.0×10 ¹¹	1.1×10 ¹⁰	隣接区画(2)	1.8×10 ¹¹	9.8×10 ⁹	上階区画 ^{*1}		4.8×10 ¹⁰	1.7×10 ¹⁰	下階区画 ^{*1}		3.1×10 ¹¹	7.4×10 ¹⁰	最下階区画(安全補機室区画内) ^{*1}		1.3×10 ¹¹	2.6×10 ¹⁰	最下階区画(安全補機室区画外) ^{*2}		1.4×10 ¹¹	3.6×10 ¹⁰	<p>(3) 濃度評価結果</p> <p>(2)の濃度計算式により算出した濃度は、下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1144 826 1868 1062"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th>放射能濃度 (Bq/m³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)</th> </tr> <tr> <th>泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">下階区画</td> <td>通路部: 2.6×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>安全系ポンプバルブ室: 6.5×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>上階区画</td> <td>充てんポンプバルブエリア: 1.7×10¹⁰</td> </tr> </tbody> </table>		放射能濃度 (Bq/m ³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)	泊3号炉	下階区画	通路部: 2.6×10 ¹⁰	安全系ポンプバルブ室: 6.5×10 ¹⁰	上階区画	充てんポンプバルブエリア: 1.7×10 ¹⁰
対象区画			放射能濃度 (Bq/m ³) (γ 線エネルギー0.5MeV換算)																																			
		事象発生 20分後 (事象発生後 1時間までに 隔離する場合)	事象発生 7時間後 (事象発生後 8時間までに 隔離する場合)																																			
隣接区画 ^{*1}	隣接区画(1)	2.0×10 ¹¹	1.1×10 ¹⁰																																			
	隣接区画(2)	1.8×10 ¹¹	9.8×10 ⁹																																			
上階区画 ^{*1}		4.8×10 ¹⁰	1.7×10 ¹⁰																																			
下階区画 ^{*1}		3.1×10 ¹¹	7.4×10 ¹⁰																																			
最下階区画(安全補機室区画内) ^{*1}		1.3×10 ¹¹	2.6×10 ¹⁰																																			
最下階区画(安全補機室区画外) ^{*2}		1.4×10 ¹¹	3.6×10 ¹⁰																																			
	放射能濃度 (Bq/m ³) (0.5MeV換算) (立入時間: 事象発生1時間後)																																					
	泊3号炉																																					
下階区画	通路部: 2.6×10 ¹⁰																																					
	安全系ポンプバルブ室: 6.5×10 ¹⁰																																					
上階区画	充てんポンプバルブエリア: 1.7×10 ¹⁰																																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添第2図 1次冷却材中の放射能の放出過程</p> <p>※1：隣接区画(1)/隣接区画(2)の区画体積 ※2：事象発生後1時間までに隔離する場合の評価では、排気は考慮しない。</p>	<p>添付図1 1次冷却材中の放射能の放出過程 (泊3号炉)</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉								泊発電所3号炉								相違理由
別添第2表 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分								添付表2 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分								
核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)	核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)	
I-131	2.84	8.06 d	0.381	4.58×10 ³	8.70×10 ¹¹	2.46×10 ¹⁸	1.23×10 ¹³	I-131	2.84	8.06 d	0.381	4.57×10 ³	8.92×10 ¹¹	2.46×10 ¹⁸	1.23×10 ¹³	
I-132	4.21	2.28 h	2.253	2.43×10 ³	4.62×10 ¹¹	3.65×10 ¹⁸	1.82×10 ¹³	I-132	4.21	2.28 h	2.253	2.39×10 ³	4.67×10 ¹¹	3.64×10 ¹⁸	1.82×10 ¹³	
I-133	6.77	20.8 h	0.608	8.94×10 ³	1.70×10 ¹²	5.86×10 ¹⁸	2.93×10 ¹³	I-133	6.77	20.8 h	0.608	8.89×10 ³	1.73×10 ¹²	5.86×10 ¹⁸	2.93×10 ¹³	
I-134	7.61	52.6 min	2.75	1.85×10 ³	3.52×10 ¹¹	6.59×10 ¹⁸	3.29×10 ¹³	I-134	7.61	52.6 min	2.75	1.81×10 ³	3.53×10 ¹¹	6.58×10 ¹⁸	3.29×10 ¹³	
I-135	6.41	6.61 h	1.645	5.87×10 ³	1.11×10 ¹²	5.55×10 ¹⁸	2.77×10 ¹³	I-135	6.41	6.61 h	1.645	5.80×10 ³	1.13×10 ¹²	5.55×10 ¹⁸	2.77×10 ¹³	
合計	—	—	—	2.37×10 ⁴	4.50×10 ¹²	2.41×10 ¹⁹	1.20×10 ¹⁴	合計	—	—	—	2.35×10 ⁴	4.57×10 ¹²	2.41×10 ¹⁹	1.20×10 ¹⁴	

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)			
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.48×10 ³	7.40×10 ⁹	1.41×10 ⁹	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹⁵
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	7.22×10 ³	2.30×10 ⁹	4.36×10 ¹¹	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹²
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.29×10 ⁴	3.21×10 ²	6.09×10 ¹⁰	4.15×10 ¹⁸	1.83×10 ⁹
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.29×10 ³	6.81×10 ⁹	1.29×10 ¹²	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹³
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.24×10 ⁴	4.82×10 ⁴	9.15×10 ¹²	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁴
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	1.10×10 ⁴	4.40×10 ²	8.37×10 ¹⁰	3.44×10 ¹⁸	1.38×10 ¹⁵
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.17×10 ⁴	9.86×10 ²	1.87×10 ¹¹	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹¹
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	9.11×10 ³	8.20×10 ⁴	1.56×10 ¹³	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹²
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.24×10 ³	1.93×10 ⁹	3.68×10 ¹¹	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹²
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	2.43×10 ⁴	1.22×10 ⁴	2.31×10 ¹²	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹³
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	2.18×10 ³	5.15×10 ³	9.78×10 ¹³	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁴
合計	—	—	—	1.06×10 ⁵	1.60×10 ⁷	3.05×10 ¹³	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁴

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)			
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.45×10 ³	7.25×10 ⁹	1.41×10 ⁹	4.59×10 ¹⁷	2.29×10 ¹⁵
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	7.07×10 ³	2.25×10 ⁹	4.38×10 ¹¹	1.13×10 ¹⁸	3.61×10 ¹²
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.10×10 ⁴	3.12×10 ²	6.09×10 ¹⁰	4.15×10 ¹⁸	1.83×10 ⁹
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.20×10 ³	6.66×10 ⁹	1.30×10 ¹²	2.20×10 ¹⁸	3.49×10 ¹³
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.21×10 ⁴	4.72×10 ⁴	9.19×10 ¹²	3.10×10 ¹⁸	1.21×10 ¹⁴
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	1.08×10 ⁴	4.33×10 ²	8.45×10 ¹⁰	3.44×10 ¹⁸	1.38×10 ¹⁵
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.15×10 ⁴	9.69×10 ²	1.89×10 ¹¹	1.66×10 ¹⁷	1.39×10 ¹¹
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	8.95×10 ³	8.05×10 ⁴	1.57×10 ¹³	5.86×10 ¹⁸	5.27×10 ¹²
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.18×10 ³	1.89×10 ⁹	3.68×10 ¹¹	9.15×10 ¹⁷	7.91×10 ¹²
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	2.43×10 ⁴	1.21×10 ⁴	2.36×10 ¹²	5.75×10 ¹⁸	2.87×10 ¹³
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	2.12×10 ³	5.02×10 ³	9.79×10 ¹³	5.44×10 ¹⁸	1.29×10 ¹⁴
合計	—	—	—	1.04×10 ⁵	1.57×10 ⁷	3.07×10 ¹³	2.51×10 ¹⁹	3.30×10 ¹⁴

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

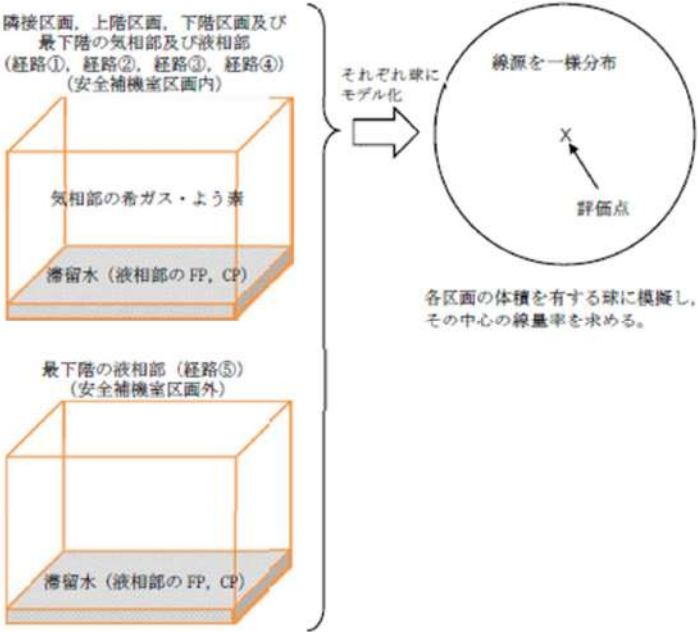
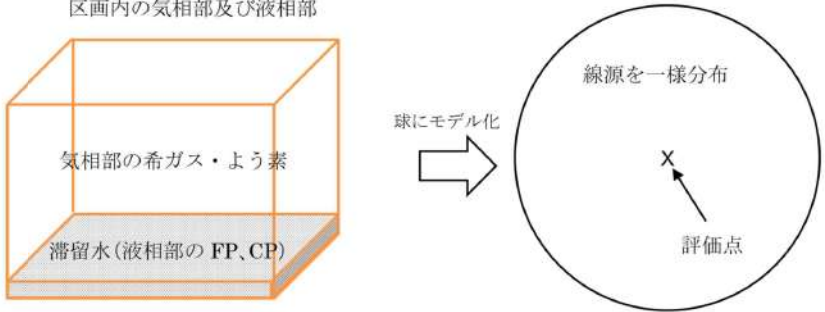
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉						泊発電所3号炉						相違理由
別添第4表 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度及び追加放出寄与分(1 / 2)						添付表4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度(1 / 2)						
核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	
Br-83	2.39 h	0.0075	2.70×10 ²	4.05×10 ⁹	7.70×10 ⁹	Br-83	2.39 h	0.0075	2.65×10 ²	3.98×10 ⁹	7.76×10 ⁹	
Br-84	31.8 min	1.742	1.44×10 ²	5.02×10 ²	9.53×10 ¹⁰	Br-84	31.8 min	1.742	1.41×10 ²	4.90×10 ²	9.56×10 ¹⁰	
Rb-88	17.8 min	0.57	1.49×10 ⁴	1.70×10 ⁴	3.23×10 ¹²	Rb-88	17.8 min	0.57	1.45×10 ⁴	1.66×10 ⁴	3.23×10 ¹²	
Rb-89	15.4 min	2.2	3.66×10 ²	1.61×10 ³	3.06×10 ¹¹	Rb-89	15.4 min	2.2	3.57×10 ²	1.57×10 ³	3.06×10 ¹¹	
Sr-89	52.7 d	8×10 ⁻⁵	7.72×10 ⁹	1.24×10 ⁻³	2.35×10 ⁵	Sr-89	52.7 d	8×10 ⁻⁵	7.72×10 ⁹	1.24×10 ⁻³	2.41×10 ⁵	
Sr-90	27.7 y	—	4.89×10 ⁻¹	—	—	Sr-90	27.7 y	—	4.89×10 ⁻¹	—	—	
Sr-91	9.67 h	0.71	4.86×10 ⁹	6.90×10 ⁹	1.31×10 ⁹	Sr-91	9.67 h	0.71	4.82×10 ⁹	6.84×10 ⁹	1.33×10 ⁹	
Sr-92	2.71 h	1.3	2.54×10 ⁹	6.60×10 ⁹	1.25×10 ⁹	Sr-92	2.71 h	1.3	2.50×10 ⁹	6.50×10 ⁹	1.27×10 ⁹	
Y-90	64.0 h	—	6.24×10 ⁻¹	—	—	Y-90	64.0 h	—	6.21×10 ⁻¹	—	—	
Y-91	58.9 d	0.0027	1.17×10 ¹	6.32×10 ⁻²	1.20×10 ⁷	Y-91	58.9 d	0.0027	1.16×10 ¹	6.28×10 ⁻²	1.23×10 ⁷	
Y-92	3.53 h	0.23	3.13×10 ⁹	1.44×10 ⁹	2.74×10 ⁹	Y-92	3.53 h	0.23	3.08×10 ⁹	1.42×10 ⁹	2.76×10 ⁹	
Zr-95	65.5 d	0.73	1.31×10 ⁹	1.91×10 ⁹	3.63×10 ⁸	Zr-95	65.5 d	0.73	1.31×10 ⁹	1.91×10 ⁹	3.73×10 ⁸	
Nb-95	35 d	0.77	1.31×10 ⁹	2.02×10 ⁹	3.83×10 ⁸	Nb-95	35 d	0.77	1.31×10 ⁹	2.02×10 ⁹	3.93×10 ⁸	
Mo-99	66.7 h	0.16	8.63×10 ³	2.76×10 ³	5.25×10 ¹¹	Mo-99	66.7 h	0.16	8.53×10 ³	2.73×10 ³	5.32×10 ¹¹	
Te-132	77.7 h	0.22	5.02×10 ²	2.21×10 ²	4.20×10 ¹⁰	Te-132	77.7 h	0.22	5.01×10 ²	2.20×10 ²	4.30×10 ¹⁰	
別添第4表 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度及び追加放出寄与分(2 / 2)						添付表4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度(2 / 2)						
核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq/g)	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	
Te-134	42.0 m	0.1302	9.91×10 ¹	2.58×10 ¹	4.90×10 ⁹	Te-134	42.0 min	0.1302	9.69×10 ¹	2.52×10 ¹	4.92×10 ⁹	
Cs-134	2.05 y	1.6	2.02×10 ³	6.46×10 ³	1.23×10 ¹²	Cs-134	2.05 y	1.6	1.95×10 ³	6.24×10 ³	1.22×10 ¹²	
Cs-136	13.7 d	2.2	1.40×10 ²	6.16×10 ²	1.17×10 ¹¹	Cs-136	13.7 d	2.2	1.39×10 ²	6.13×10 ²	1.20×10 ¹¹	
Cs-137	30.0 y	0.56	4.49×10 ³	5.03×10 ³	9.55×10 ¹¹	Cs-137	30.0 y	0.56	4.48×10 ³	5.02×10 ³	9.79×10 ¹¹	
Cs-138	32.2 m	2.1	3.35×10 ³	1.41×10 ⁴	2.67×10 ¹²	Cs-138	32.2 min	2.1	3.27×10 ³	1.37×10 ⁴	2.68×10 ¹²	
Ba-140	12.8 d	0.18	7.96×10 ⁹	2.87×10 ⁹	5.44×10 ⁹	Ba-140	12.8 d	0.18	7.95×10 ⁹	2.86×10 ⁹	5.58×10 ⁹	
La-140	40.27 h	2.3	2.09×10 ⁹	9.61×10 ⁹	1.83×10 ⁹	La-140	40.27 h	2.3	2.10×10 ⁹	9.68×10 ⁹	1.89×10 ⁹	
Ce-144	284 d	0.016	9.43×10 ⁻¹	3.02×10 ⁻²	5.73×10 ⁹	Ce-144	284 d	0.016	9.43×10 ⁻¹	3.02×10 ⁻²	5.58×10 ⁹	
Pr-144	17.27 m	0.030	9.43×10 ⁻¹	5.66×10 ⁻²	1.08×10 ⁷	Pr-144	17.27 min	0.030	9.43×10 ⁻¹	5.66×10 ⁻²	1.10×10 ⁷	
Cr-51	27.8 d	0.032	3.5×10 ¹	2.24×10 ⁹	4.26×10 ⁸	Cr-51	27.8 d	0.032	3.5×10 ¹	2.24×10 ⁹	4.37×10 ⁸	
Mn-54	312 d	0.84	2.9×10 ¹	4.87×10 ¹	9.26×10 ⁹	Mn-54	312 d	0.84	2.9×10 ¹	4.87×10 ¹	9.50×10 ⁹	
Mn-56	2.576h	1.8	1.1×10 ³	3.96×10 ³	7.52×10 ¹¹	Mn-56	2.576 h	1.8	1.1×10 ³	3.96×10 ³	7.72×10 ¹¹	
Fe-59	45.6 d	1.2	4.1×10 ¹	9.84×10 ¹	1.87×10 ¹⁰	Fe-59	45.6 d	1.2	4.1×10 ¹	9.84×10 ¹	1.92×10 ¹⁰	
Co-58	71.3 d	0.97	9.6×10 ²	1.86×10 ³	3.54×10 ¹¹	Co-58	71.3 d	0.97	9.6×10 ²	1.86×10 ³	3.63×10 ¹¹	
Co-60	5.26 y	2.5	2.8×10 ¹	1.40×10 ²	2.66×10 ¹⁰	Co-60	5.26 y	2.5	2.8×10 ¹	1.40×10 ²	2.73×10 ¹⁰	

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

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 各被ばく経路での線量評価</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>気相中に浮遊している放射性物質及び区画に溜まっている滞留水中の放射性物質による線量評価は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて行う。評価モデルのイメージを別添第3図に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、別添-4に示すとおりである。</p>  <p>別添第3図 評価モデルのイメージ図</p>	<p>2. 各被ばく経路での線量評価</p> <p>2. 1 滞留水からの寄与</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。評価モデルのイメージを添付図2に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4に示すとおりである。</p>  <p>添付図2 評価モデルのイメージ図</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。</p> $D\gamma = \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E\gamma \cdot A_{CT}}{0.5}$ <p>ここで、</p> <p>$D\gamma$: ガンマ線による線量率 (mSv/h) K : 線量率換算係数 $0.5\text{MeV}:8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(g/cm²/s)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5MeV ガンマ線) R_0 : 球の半径 ($R_0=(3V/4\pi)^{1/3}$) (cm) V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³) $E\gamma$: ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (γ線エネルギー 0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³) *Gross 値 (Bq/cm³) $\times \gamma$線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)</p> <p>(2) 遮蔽による減衰率</p> <p>ユニハンドラ弁操作場所での線量評価にあたっては、各区画間の遮蔽を考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、別添第6表に示す遮蔽による減衰率を乗じることで算出する。</p> <table border="1" data-bbox="465 1037 728 1141"> <caption>別添第6表 遮蔽厚さ及び減衰率</caption> <thead> <tr> <th>遮蔽厚さ (m)</th> <th>減衰率 (-)*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.6</td> <td>3.02×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：コンクリート減衰率の算出にあたっては、保守的にガンマ線エネルギー 2.5MeV での数値とする。以下に算出式を示す。</p> $R = A \cdot \exp\{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1-A) \cdot \exp\{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$ <p>R : コンクリートの減衰率 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線) $A=4.97, \alpha_1=-0.0769, \alpha_2=0.1062$ μ : 線減衰係数 0.08536 (cm⁻¹) (2.5MeV ガンマ線) t : 遮蔽厚さ (cm)</p>	遮蔽厚さ (m)	減衰率 (-)*	0.6	3.02×10^{-3}	<p>球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。</p> $D\gamma = \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E\gamma \cdot A_{CT}}{0.5}$ <p>ここで、</p> <p>$D\gamma$: ガンマ線による線量率 (mSv/h) K : 線量率換算係数 $0.5\text{MeV}:8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(g/cm²/s)) A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5MeV ガンマ線) R_0 : 球の半径 ($R_0=(3V/4\pi)^{1/3}$) (cm) V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³) $E\gamma$: ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (ガンマ線 0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³) *Gross 値 (Bq/cm³) \times ガンマ線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)</p> <p>(2) 遮へいによる減衰率</p> <p>ツインパワー弁操作場所での線量評価にあたっては、各区画間の遮へいを考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、添付表5に示す遮へいによる減衰率を乗じることで算出する。</p> <table border="1" data-bbox="1265 1037 1742 1141"> <caption>添付表5 遮へい厚さ及び減衰率</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">遮へい厚さ (m)</th> <th>減衰率 (-)*</th> </tr> <tr> <th>泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.6</td> <td>3.02×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ コンクリート減衰率の算出にあたっては、保守的にガンマ線エネルギー 2.5MeV での数値とする。以下に算出式を示す。</p> $R = A \cdot \exp\{-(1+\alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1-A) \cdot \exp\{-(1+\alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$ <p>R : コンクリートの減衰率 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線) $A=24.0, \alpha_1=-0.138, \alpha_2=0.0$ μ : 線減衰係数 0.08536 (cm⁻¹) (2.5MeV ガンマ線) (泊3号炉) t : 遮蔽厚さ (cm)</p>	遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)*	泊3号炉	0.6	3.02×10^{-3}	
遮蔽厚さ (m)	減衰率 (-)*										
0.6	3.02×10^{-3}										
遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)*										
	泊3号炉										
0.6	3.02×10^{-3}										

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
(3) 各被ばく経路からの線量評価 (1)及び(2)により評価したユニハンドラ弁操作場所での線量評価は別添表7に示すとおりである。				(3) 各経路からの線量評価 (1)及び(2)により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。				
別添第7表 線量評価結果				添付表6 線量率結果（泊3号炉）				
被ばく経路		各区画 体積 (m ³)	遮蔽厚さ (m)	線量率 (mSv/h)				
				事象発生 20分後 事象発生後 1時間までに 隔離する場合	事象発生 7時間後 事象発生後 8時間までに 隔離する場合			
隣接区画(1)	経路①	-	-	3.08×10 ⁰	1.69×10 ⁻¹	下階区画（通路部） 安全補機室外		4.60×10 ⁰
隣接区画(2)				2.53×10 ⁰	1.37×10 ⁻¹	下階区画 （安全系ポンプバルブ室） 安全補機室内		1.11×10 ¹
上階区画	経路②			6.18×10 ⁻³	2.20×10 ⁻³	上階区画 （充てんポンプバルブエリア） 安全補機室外		2.38×10 ⁰
下階区画	経路③			4.47×10 ⁻²	1.06×10 ⁻²			
最下階区画 （安全補機室区内）	経路④			1.66×10 ⁻²	3.23×10 ⁻³			
最下階区画 （安全補機室外）	経路⑤			2.14×10 ⁻²	5.41×10 ⁻³			
合計	-	-	-	約 5.7×10 ⁰ ・	約 3.3×10 ⁻¹ ・			
*：有効数字3桁目を四捨五入、有効数字2桁で表記								

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）

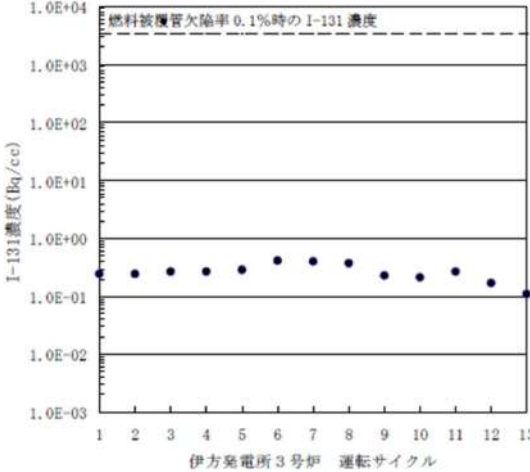
7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	<p>2. 2 流入蒸気の寄与</p> <p>(1) 評価モデル</p> <p>操作区画に流入し、気相中に浮遊している放射能からの外部被ばくは、2. 1 同様の各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。ただし、遮蔽による減衰率を考慮しない。内部被ばくについては、以下の式にて線量率を算出する。</p> $D_I = K_I \cdot M \cdot A_{CT}$ <p>D_I : 吸入による線量率 (mSv/h) K_I : 線量率換算係数 (mSv/Bq) M : 呼吸率 (cm³/h) A_{CT} : 区画内放射能濃度 (Bq/cm³)</p> <p>評価モデルのイメージを添付図 2 に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4 に示すとおりである。</p> <p>(2) 線量評価</p> <p>(1)により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">添付表 7 線量率結果 (泊3号炉)</p> <table border="1" data-bbox="1088 871 1933 999"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>線量率 (mSv/h)^{※2}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部被ばく</td> <td>約 0.3</td> </tr> <tr> <td>内部被ばく^{※1}</td> <td>約 10.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：内部被ばくにおける放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）による放射性物質の除去は考慮していない ※2：表における数値は、小数点第2位を四捨五入した値</p>	項目	線量率 (mSv/h) ^{※2}	外部被ばく	約 0.3	内部被ばく ^{※1}	約 10.7	
項目	線量率 (mSv/h) ^{※2}							
外部被ばく	約 0.3							
内部被ばく ^{※1}	約 10.7							

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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-2 燃料被覆管欠陥率0.1%の妥当性</p> <p>ISLOCA 時にユニハンドラ弁操作に係る被ばく評価において、燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材放射能濃度を設定している。これは、燃料健全性向上の実績に基づいたものであり、伊方発電所3号炉の運転実績を考慮しても、十分保守的な想定である（別添第8表に示すとおり、これまでステップ1燃料、ステップ2燃料及びMOX燃料を装荷した実績がある）。具体的には、別添第4図に示すとおり、1次冷却材中のI-131濃度は10^{-1}Bq/ccのオーダーであり、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価したI-131濃度（約3.3×10^3Bq/cc）よりも十分小さく、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価することは妥当である。</p> <p>なお、別添第5図に示すとおり、国内PWRプラントでの至近の運転実績においても、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/ccであり、燃料被覆管欠陥率を0.1%として評価したI-131濃度よりも十分小さいことを確認している。</p> <table border="1" data-bbox="360 687 817 815" style="margin: 10px auto;"> <caption>別添第8表 各サイクルの装荷燃料型式</caption> <thead> <tr> <th>燃料型式</th> <th>装荷サイクル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ステップ1燃料</td> <td>3-1サイクル～3-13サイクル</td> </tr> <tr> <td>ステップ2燃料</td> <td>3-9サイクル～3-13サイクル</td> </tr> <tr> <td>MOX燃料</td> <td>3-13サイクル</td> </tr> </tbody> </table>  <p style="text-align: center;">別添第4図 伊方発電所3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績 (サイクル毎最大値)</p>	燃料型式	装荷サイクル	ステップ1燃料	3-1サイクル～3-13サイクル	ステップ2燃料	3-9サイクル～3-13サイクル	MOX燃料	3-13サイクル	<p style="text-align: center;">添付-2 燃料被覆管欠陥率について</p> <p>泊3号炉においては、国内PWRプラントでの過去の運転実績を勘案し、建設当初から建屋の遮へい設計や平常時被ばく評価における燃料被覆管欠陥率を0.1%として設定している。ISLOCA時ツインパワー弁の閉操作に係る被ばく評価においても同様に燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材中放射能濃度を設定している。</p> <p>なお、本設定は、国内PWRプラントでの至近の運転実績^{*1}および泊3号炉の運転実績^{*2}を考慮しても、十分保守的な想定である。</p> <p>※1：国内PWRプラントでの至近の運転実績において、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/cc（添付図3）</p> <p>※2：泊3号炉の1次冷却材中のI-131濃度は、10^{-1}Bq/ccのオーダーと十分低い（添付表6）</p> <p style="text-align: center;">添付表8 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績 (サイクル毎最大値)</p> <table border="1" data-bbox="1079 858 1937 986" style="margin: 10px auto;"> <thead> <tr> <th>運転サイクル</th> <th>I-131濃度 (Bq/cc)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1サイクル</td> <td>1.2E-1</td> </tr> <tr> <td>第2サイクル</td> <td>1.3E-1</td> </tr> </tbody> </table>	運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)	第1サイクル	1.2E-1	第2サイクル	1.3E-1	
燃料型式	装荷サイクル															
ステップ1燃料	3-1サイクル～3-13サイクル															
ステップ2燃料	3-9サイクル～3-13サイクル															
MOX燃料	3-13サイクル															
運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)															
第1サイクル	1.2E-1															
第2サイクル	1.3E-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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添第5図 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(1/2)</p>	<p>添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(1/2)</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添第5図 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(2/2)</p>	<p>添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(2/2)</p> <p>出典) 「PWRプラントにおける燃料リーク運転時のFP及び燃料挙動と監視方法について」(MNF-1006)。(三菱原子燃料株式会社、平成22年9月)</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-3</p> <p style="text-align: center;">気相中に放出される放射性物質の割合設定</p> <p>1. よう素の気相中への放出割合 本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 線量目標値評価指針の考え方 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの評価では、通常運転中において余熱除去系の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態（100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい）と同じである。 ・漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の格納容器雰囲気と同程度である。 <p>(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方 米国では、Regulatory Guide 1.183において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。</p> $FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> FF : フラッシング割合 h_{f1} : 系から漏えいする液体のエンタルピ h_{f2} : 飽和状態（1気圧、100℃）での液体のエンタルピ：約419kJ/kg h_{fg} : 100℃での気化熱：約2257kJ/kg <p>h_{f1}は、系から漏洩する水のエンタルピであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間に応じて変化するため、それに応じたエンタルピを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。</p> <p>有効性評価におけるISLOCA解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生20分後までの積算量は約9.9m³であり、積算漏えい量約26m³であるため、気相へ移行する割合は約</p>	<p style="text-align: center;">添付-3</p> <p style="text-align: center;">気相中に放出される放射性物質の割合設定</p> <p>1. よう素の気相中への放出割合 本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 線量目標値評価指針の考え方 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの評価では、通常運転中において余熱除去系の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態（100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい）と同じである。 ・漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の原子炉格納容器内の温度及び圧力と同程度である。 <p>(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方 米国では、Regulatory Guide 1.183において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。</p> $FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> FF : フラッシング割合 h_{f1} : 系から漏えいする液体のエンタルピ h_{f2} : 飽和状態（1気圧、100℃）での液体のエンタルピ：約419kJ/kg h_{fg} : 100℃での気化熱：約2257kJ/kg <p>h_{f1}は、系から漏えいする水のエンタルピであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間変化するため、それに応じたエンタルピを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。</p> <p>有効性評価におけるISLOCA解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生1時間後までの積算量は約13m³である。積算漏えい量97m³に対する割合は約13.7%である。しかし、気相中へ移</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）

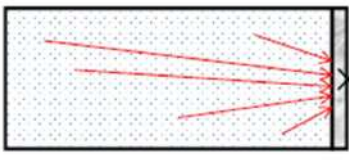
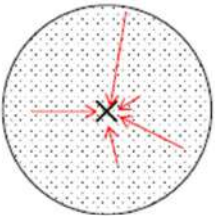
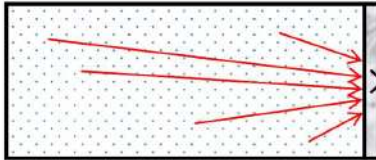
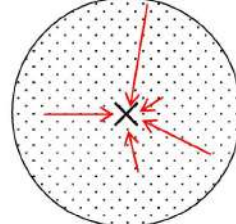
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.8 格納容器バイパス (添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について)

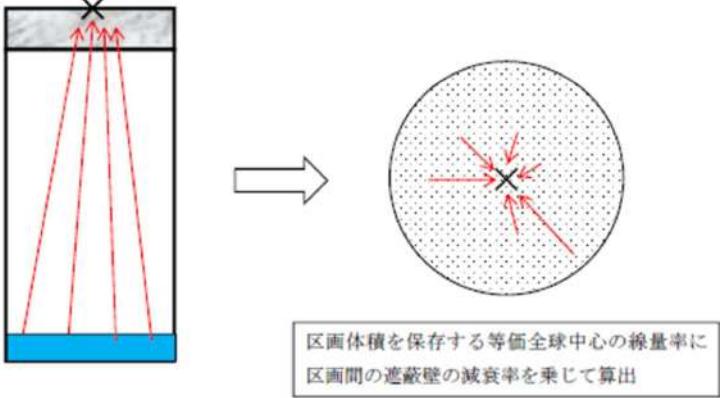
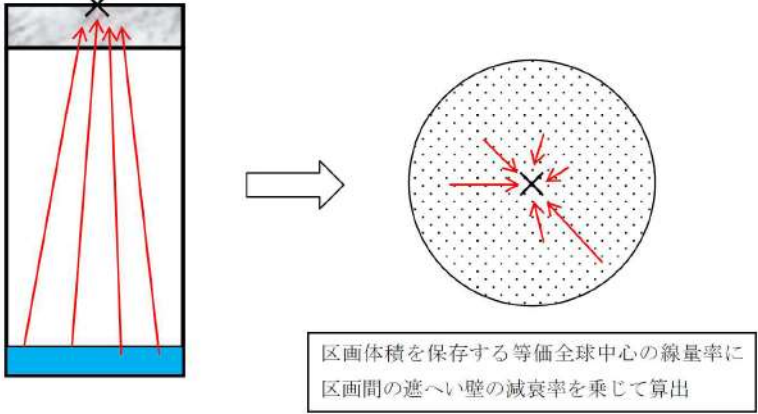
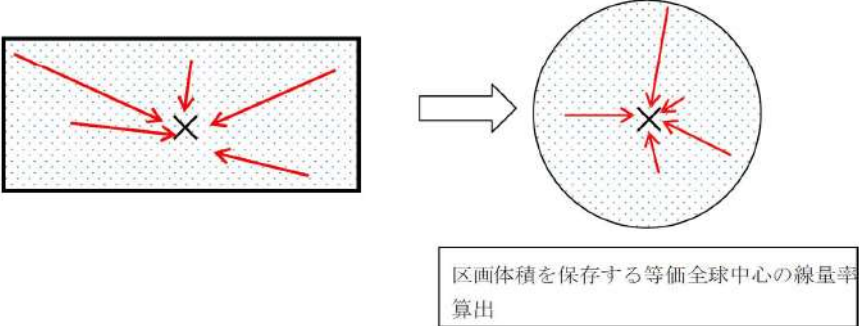
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>37.3%である。また、事象初期を除き、気相へ移行する割合は約10%である。しかし、気相中へ移行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。</p> <p>上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されている線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないと考える。</p> <p>以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であると考ええる。</p> <p>2. 粒子状物質の気相中への放出割合</p> <p>ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持されるとし、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。</p> <p>3. よう素の液相中から気相中への追加移行</p> <p>今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射線量及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射線量は、隔離操作開始までに気相中及び液相中に全よう素放射線量が放出され、気相中にはそのうち10%が移行するものとして評価している。</p> <p>仮に液相中のよう素が気相中に追加移行したとしても、線量評価は、液相部の放射線量も含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射線量は同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。</p>	<p>行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。</p> <p>上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されている線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないと考える。</p> <p>以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であると考ええる。</p> <p>2. 粒子状物質の気相中への放出割合</p> <p>ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持されるとし、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。</p> <p>3. よう素の気相中への追加移行</p> <p>今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射線量及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射線量は、事象初期に全量が瞬時に漏えい水に移行するとしている。さらに漏えい水に含まれる全よう素放射線量のうち10%が気相中へ移行するとして評価している。</p> <p>また、仮に液相中のよう素が気相中に移行したとしても、線量評価は、液相部の放射線量も含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射線量は同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。</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）

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">伊方3号炉 別紙-3 別添-4</p> <p style="text-align: center;">評価モデルの保守性</p> <p>本評価において、気相中に浮遊している放射性物質及び区画に溜まっている滞留水中の放射性物質によるユニハンドラ弁操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、ユニハンドラ弁操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。評価イメージは、別添第6図及び別添第7図に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。 区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー2.5MeV に対する減衰率としており、遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。 液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心での線量率を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。 <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;"> <p>実形状での評価</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>今回のモデルでの評価</p>  </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>区画体積を保存する等価全球中心の線量率に区画間の遮蔽壁の減衰率を乗じて算出</p> </div> <p style="text-align: center;">別添第6図 評価イメージ（気相部）</p>	<p style="text-align: center;">添付-4</p> <p style="text-align: center;">評価モデルの保守性</p> <p>本評価において、気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能による操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。また、操作場所に流入する蒸気の線量率は、区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率を求めている。評価イメージは、添付図4から添付図6に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。 区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー2.5MeV に対する減衰率としており、線量率の遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。 液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。 <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;"> <p>実形状での評価</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>今回のモデルでの評価</p>  </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>区画体積を保存する等価全球中心の線量率に区画間の遮へい壁の減衰率を乗じて算出</p> </div> <p style="text-align: center;">添付図4 評価イメージ（滞留水の気相部）</p>	

7.1.8 格納容器バイパス（添付資料 7.1.8.19 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系隔離操作の成立性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">別添第7図 評価イメージ（液相部）</p>	<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">添付図5 評価イメージ（滞留水の液相部）</p>	
	<p style="text-align: center;">実形状での評価 今回のモデルでの評価</p>  <p style="text-align: center;">添付図6 評価イメージ（操作場所に流入する蒸気）</p>	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P-9 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和5年10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。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</p> <p>1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : 下記1件</p> <p>・SFP注水操作開始がSFPの沸騰開始前に可能になるようにタイムチャートを修正(第7.2.1.1.3図)【比較表P68】</p> <p>1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由</p> <p>a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし</p> <p>c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : なし</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <p>なし</p> <p>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</p> <p>2-1) 比較表の構成について</p> <p>・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している</p> <p>・参考までに泊の「格納容器過圧破損」の横に女川の「格納容器過圧・過温破損」を掲載した。これは両者、大LOCAを起因事象としているため。そのうえで、女川は代替循環冷却系を使用する場合と、フィルタベントを使用する場合の2つの評価を行っているが、泊はフィルタベントを設置していないため、女川の代替循環冷却系を使用する事象を掲載する。</p> <p>2-2) 泊3号炉の特徴について</p> <p>・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある(添付資料6.5.8)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある ●余熱除去ポンプの注入特性(高圧時の注入流量が若干多い) : 「ECCS注水機能喪失(2インチ破断)」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる ●CV関連パラメータ(CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い) : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある 				

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-3) 有効性評価の主な項目				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、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り、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、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り、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって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が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-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を整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）
評価事故シーケンス	「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果（評価項目等）	原子炉格納容器圧力：事象発生時の約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを十分下回る。	原子炉格納容器圧力：格納容器内自然対流冷却により事象発生時の約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを十分下回る。	原子炉格納容器圧力：事象発生時の約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。 放射性物質の総放出量：事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1×10 ¹ TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを下回る。	解析結果の相違 ・泊ではエアロゾル粒子の捕集効果(DF10)に期待するため値が1桁低い

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-4) 主な差異				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
イグナイタの起動タイミング	非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。	大飯と同じ	炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する	設計の相違 ・イグナイタの起動は、大飯、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）
2-5) 相違理由の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	—
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	—
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	—
	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置	代替非常用発電機	—
	B充てんポンプ（自己冷却）	B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）	B-充てんポンプ（自己冷却）	—
	可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	—
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	—
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D-格納容器再循環ユニット	—
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	—
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	（大飯と同様）
	開処置/開操作	開放	開処置/開操作	（大飯と同様）
	1次冷却系	1次系	1次冷却系	（大飯と同様）
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有“水量”に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	動作	作動	動作	（大飯と同様）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シナシスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>3.1 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>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの</p>	<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>3.1 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>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、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り、緩</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 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>3.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2Eがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の</p>	<p>7.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・大飯は格納容器損傷モードの記載をまとめ資料にも記載しているが、泊は格納容器損傷モードの記載をまとめ資料に記載しない方針（高浜、女川と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 記載順の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川、高浜の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p> <p>本格格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。なお、本格格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉</p>	<p>熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって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が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器冷却、また、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯 高岡 記載方針の相違（女川 表裏の反映 ・女川に合わせて具体 的設備及び手段を記 載</p> <p>【大飯 高岡 記載方針の相違 ・他事案に合わせてCV 除熱に関して記載を追 加（伊方と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1図に、対応手順の概要を第3.1.1.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.1.1表に示す。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1図に、対応手順の概要を第3.1.1.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.1.1表に示す。</p>	<p>心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1図及び第3.1.2.2図に、対応手順の概要を第3.1.2.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.2.1表に示す。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-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を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川 高浜の反映)</p> <p>【大飯 高浜】 設備の相違 ・代替格納容器スプレイに関して、大飯、高浜は燃焼取水ポンプと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃焼取水ポンプを水源とするポンプを使用し、燃焼取水ポンプが稼働する前まで海水を補給することでスプレイを継続する(1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様)</p> <p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川 高浜の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名(1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。)である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、48名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「2.2 全交流動力電源喪失」の「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止</p>	<p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員、本部要員及び召集要員で構成され、合計84名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生後の6時間後までは、中央制御室の運転員が、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員16名(内1号炉及び2号炉中央制御室要員6名)、発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が22名、関係各所に通報連絡等を行う本部要員が6名である。召集要員に期待する事象発生後の6時間以降に必要な召集要員は38名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、84名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「2.1.2 全交流動力電源喪失」の「2.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、</p>	<p>(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第3.1.2.4図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生</p>	<p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員(支援)及び災害対策本部要員で構成され、合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員(支援)が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置</p> <p>LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川 緑色の反映)</p> <p>【大飯 高浜】 体制の相違</p> <p>・大飯及び高浜がクインツラントなのに泊はシグマクワラントのため少ない要員数となっている。また、主にサポート系故障時に実施する作業については、設備構成等の相違により泊は対応が少なく(デイスクリプス取付、仮設水槽配備等が不要)、比較的少人数での対応が可能となっている。</p> <p>【大飯 高浜】 体制の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>して原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。 外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。 全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、6-2C母線電圧及び6-2D母線電圧である。 なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. ECCS 等機能喪失確認 ECCS 等の安全機能の喪失を確認する。 ECCS 等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p> <p>【記載順の入替え】</p> <p>e. 早期の電源回復不能判断及び対応 準備</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯 高圧】 記載表現の相違 【大飯 高圧】 記載表現の相違 ・泊地のSDI 事象と同様に非常用直流母線への給電確認を明確化している (伊方と同様)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料2.2.1）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに消防ポンプの準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料2.2.3）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の準備を開始する。</p>	<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料7.1.2.2）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての補助給水流量指示の合</p>	<p>【大飯 高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>量計指示の合計が125m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が</p>	<p>量計指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>また、所内電源及び外部電源喪失が発生しておらず、1次冷却材漏えいにより非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の作動不能の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が</p>	<p>【再掲】</p> <p>b. ECCS等機能喪失確認</p> <p>ECCS等の安全機能の喪失を確認する。</p> <p>ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p>	<p>計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。</p> <p>g. 格納容器水素イグナイタの起動</p> <p>炉心出口温度指示が350℃到達又</p>	<p>設備名称の相違 【大坂】 設計の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大坂】 記載表現の相違 ・泊3号炉、高浜の記載順で統一</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・イグナイタの起動は、大坂、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）</p> <p>【大坂、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大坂、高浜】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p>	<p>発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p>		<p>は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。 格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p>	<p>設計の相違 ・差異理由についてはE項を参照（伊方と同様）</p>
<p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>	<p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>		<p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p>	<p>【大飯 高岡】 記載方針の相違 ・泊はアナユラス部の水素濃度測定については記載する方針（伊方と同様） 【大飯 高岡】 設備名称の相違</p>
<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p>	<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.1)</p>	<p>【記載順の入替え】</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p>	<p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p>	<p>【高岡】 記載箇所の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。 (添付資料 3.1.1.1)</p>	<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p>	<p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線 モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)である。 (添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内の pH 調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内の pH を7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境への有機よう素の放出量を低減させることができる。</p> <p>なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p>	<p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域—高温側）等である。 (添付資料 7.2.1.1.1)</p>	<p>【大飯 高岡】 設備名称の相違 【高岡】 記載箇所の相違</p>
<p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。 (設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-8, 52-10)</p>	<p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。 (設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-8, 52-10)</p>	<p>d. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。 格納容器内の水素濃度を</p>	<p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。 (設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-7, 52-9)</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p>
<p>k. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素ガス濃度計の</p>	<p>k. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装</p>	<p>d. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。 格納容器内の水素濃度を</p>	<p>k. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニユラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 ・差異理由の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p>	<p>置の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p>	<p>るために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)である。</p>	<p>内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナログ水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアナログ内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.2)</p>	<p>り & ベー</p>
<p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁の代替空気(窒素ポンベ接続)の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p>	<p>1. 1次系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁作動)による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p>	<p>f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、残留熱除去系A系配管を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</p>	<p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備においては、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p>	<p>【大飯 高司 設備名称の相違】</p> <p>【大飯 高司 設備名称の相違】</p>
<p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p>	<p>1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p>	<p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)等である。</p>	<p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力(広域)である。</p>	
<p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉</p>	<p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては</p>	<p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウエル温度である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握することができる。</p> <p>具体的には、原子炉底部から原子炉</p>	<p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについ</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アンユラス</p>	<p>溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ広域水位67%）を確保し、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%から77%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器広域圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。 (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ボンベ接続）供給を行い、アンユラス</p>	<p>水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で原子炉注水を維持する。 (添付資料 3.1.2.2)</p> <p>g. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系A系配管から残留熱除去系B系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注</p>	<p>ては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料 7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接</p>	<p>【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>・差異理由の相違とおり （ページ参照）</p> <p>【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>・再循環切替は、大飯高岡は自動だが、泊は手動切替（伊方と同様）</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p> <p>(添付資料 2.2.8)</p>	<p>水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p>	<p>統)を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>【大飯 高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 添付資料の相違 ・高浜では添付資料2.2.8にて、大容量ポンプ車の運用変更(SMP代替機能と放水機能の兼用を取り止め各々整備)を説明している。 泊は当初より可搬型大型送水ポンプ車を各々整備しており運用変更は実施していない。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。</p>	<p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプに</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高圧】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融 炉心損傷後の原子炉容器における 	<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損・溶融 炉心損傷後の原子炉容器における 	<p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達並びにスプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p>	<p>よる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損・溶融 炉心損傷後の原子炉容器における 	<p>設備の相違 ・差異理由の相違とおり ・リロケーション</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・BWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・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 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の融融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の融融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事</p>	<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間・区画内の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・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 ・水素濃度 ・炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の融融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の融融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期</p>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の融融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>る1次系内FP挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間・区画内の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・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 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外 FCI ・炉心損傷後の融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の融融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の融融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位、燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大岡】 記載表現の相違（伊方と同等）</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違（女川 高岡の反映）</p> <p>【大岡】 記載方針の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOC Aが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.1.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環配管(出口ノズル)とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。 さらに高圧炉心スプレイ系及び</p>	<p>が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m (29インチ)）の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷</p>	<p>・他事象との整合 【高調】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高調】 評価方針の相違 (女川 再循環配管)</p> <p>【高調】 記載表現の相違</p> <p>【大調】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「3.1.1.2(2)a.(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>低圧注水機能が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低(レベル2)到達時に停止するものとする。</p>	<p>却機能喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉トリップ信号 原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。</p> <p>(b) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反映</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反映</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違(女川) 記載の反映</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・泊3号機を満足する範囲で設備の合理化を図ったためポンプ容量が小さい</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 26.9m³ (1基当たり)</p>	<p>(b) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p>	<p>(c) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>最大 130m³/h にて原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端(以下「原子炉水位 L0」という。)まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量(最大 35m³/h)で注水する。 (添付資料 3.1.2.3)</p>	<p>(c) 蓄圧タンク</p> <p>蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量 (最低保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p>	<p>【大飯】 設計の相違</p>
<p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として 130m³/h とする。</p>	<p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として 140m³/h とする。</p>	<p>(d) 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m³/hとし、原子炉注水へ50m³/h、格納容器スプレイへ100m³/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p>	<p>(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として 140m³/h とする。</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 ・大飯 高岡は2台のポンプをまとめて「代替低圧注水ポンプ」と記載 【大飯 高岡】 設計の相違 ・差異理由の相違とおり(ベーン参照)</p>
<p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にて考慮す</p>	<p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。</p>	<p>(e) 原子炉補機代替冷却水系</p> <p>代替循環冷却系から原子炉補</p>	<p>(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ</p> <p>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	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>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な時間、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間</p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時</p>	<p>機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サブプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、事象発生25分後から開始する。 なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</p> <p>(b) 原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生24時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃</p>	<p>果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止する。</p> <p>(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に開始する。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、ウラン炉心に於て定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。そ</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川 装荷の反映) ・操作条件の記載の語 尾を「する」に統一</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違 ・泊3号格納容器内自然 対流冷却の権限が災害 対策要員を用いるため (a)代替格納容器ス レイの記載は揃える (伊方と同様)</p> <p>【高岡】 設備の相違 ・高岡は480MW/t燃料</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
<p>は、ウラン燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p>	<p>間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p>	<p>料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p>	<p>の運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.7)</p>	<p>のためウラン炉心よりもMX炉心の詳細評価が必要。泊は550MW/t燃料であるためMX炉心よりもウラン炉心の評価が難しく、ウラン炉心を考慮する。 (25.8.20)審査会合説明済み</p>	
<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p>	<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p>	<p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出^{※1}されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p>	<p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.8)</p>		
<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p>	<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p>	<p>c. 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブレーションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p>	<p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を考慮する。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.9、7.2.1.1.10)</p>		<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川 実数反映)</p>
<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>	<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>	<p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p>	<p>d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p>	<p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。また、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.11)</p>	<p>【大綱】 解析条件の相違 【大阪 高岡】 解析条件の相違(女川) 実績の反映</p>
<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	<p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p>	
<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.12)</p>	<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.12)</p>	<p>非常用ガス処理系は、事象発生60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率、設計上期待できる値として99%とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.12)</p>	
<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉</p>	<p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気</p>	<p>【大綱】 解析条件の相違 ・起動遅れ時間および 大阪も60分を想定しているが、負圧達成時</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p>	<p>浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p>	<p>建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。 (添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)</p>	<p>浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p>	<p>開始18分に対して大飯が2分、これは主にCV型式の違いに起因しており、大飯はRCVのためCV壁が薄いコンクリートで構成されており、アンニラス部への熱が伝わりにくいため負圧達成が早い。一方、泊は鋼製CVであり、アンニラス部へ熱が伝わり易いことから温度(圧力)が上昇するため負圧達成に時間を要する</p>
<p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第3.1.1.6図から第3.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.9図から第3.1.1.13図に示す。</p>	<p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第3.1.1.2.3図から第3.1.1.2.5図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.10図に示す。</p>	<p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位(シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第3.1.2.5図から第3.1.2.7図に、燃料最高温度の推移を第3.1.2.8図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第3.1.2.9図から第3.1.2.12図に示す。</p>	<p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。</p>	<p>【大綱】設備の相違 【大綱】解析結果の相違</p>
<p>a. 事象進展 事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が低下し、事象発生約21分後に炉心溶融に至る。 (添付資料 3.1.1.5) さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約51分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>a. 事象進展 事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が低下し、事象発生約19分後に炉心溶融に至る。 (添付資料 3.1.1.5) さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約49分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>a. 事象進展 大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約30分後に燃料温度は約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ1台を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位LO以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p>	<p>a. 事象進展 事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が減少し、事象発生約19分後に炉心溶融に至る。 (添付資料 7.2.1.1.5) さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>【大綱】設備の相違 【大綱】解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>その後、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、約2.5時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>その後、事象発生約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約48時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生から24時間経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>(添付資料3.1.2.4)</p>	<p>その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、約2.8時間後に原子炉容器からの熔融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>また、事象発生24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.14)</p>	<p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p> <p>【高岡】 記載方針の相違</p> <p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p>
<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.9図に示すとおり、事象発生約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.2.6図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を超えない。</p> <p>なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約24時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガス</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.1.9図に示すとおり、事象発生約45時間後に最大値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.10図に示すとおり、事象発生の約26時間後に最高値約143℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.2.7図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p>	<p>に占める割合の1%以下※2であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※2 格納容器圧力が最大値の約0.536MPa[gage]を示す事象発生から約24時間後の格納容器内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の物質量は約6×10^5molであり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約5×10^3mol以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッションチェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッションチェンバでの分圧は0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第3.1.2.10図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約178℃となり、格納容器の限界温度200℃を超えない。</p> <p>第3.1.2.5図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.2.9図及び第</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.1.1.10図に示すとおり、事象発生の約49時間後に最高値約137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違 【大阪 高岡】 解明結果の相違 【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川 特徴の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第 3.1.1.14 図に示すと</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第 3.1.1.2.11 図に示すと</p>	<p>3.1.2.10 図に示すとおり、24 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p>(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6, 3.1.3.2)</p> <p>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第 7.2.1.1.14 図に示すと</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>り、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第3.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生の30日後（約5.7TBq）及び100日後（約5.7TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.15)</p> <p>1次冷却材圧力は第3.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.4時間後における1次冷却材圧力は約0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>【再掲】</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及</p>	<p>おり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第3.1.1.2図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生の30日後（約4.5TBq）及び100日後（約4.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.15)</p> <p>1次冷却材圧力は第3.1.1.2.3図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.5時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>【再掲】</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力</p>	<p>に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。</p> <p>原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約9.9×10^{-1} TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.0TBq(30日間)及び約1.0TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p> <p>(添付資料3.1.2.7, 3.1.2.8)</p> <p>【再掲】</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力の最大値は約0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を超えない。</p>	<p>おり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1×10^{-1} TBqにとどまり、「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」に示された100TBqを下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生の30日後（約5.5×10^{-1} TBq）及び100日後（約5.5×10^{-1} TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.15)</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウナダリにか</p>	<p>【大飯 高岡】 解除結果の相違 ・治びエアロゾル粒子の有効性評価に関する</p> <p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p> <p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p> <p>【高岡】 解除結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃を下回る。 (添付資料3.1.1.16)</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジ</p>	<p>及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。 (添付資料3.1.1.16)</p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のe.及びh.に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f.に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを</p>	<p>【再掲】</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム—水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p>	<p>かる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]及び限界温度 200℃を超えない。 (添付資料7.2.1.1.16)</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジ</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川 高浜の反映)</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯 高浜】 記載方針の相違(女川 高浜の反映)</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.9図及び第3.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約26時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.2.6図及び第3.1.1.2.7図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約48時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>【再掲】</p> <p>第3.1.2.5図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.2.9図及び第3.1.2.10図に示すとおり、24時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p>	<p>ルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.17)</p>	<p>【大飯 高司】 記載箇所の相違 ・泊は対策の有効性を確認する評価項目に前段記載(女川と同様)</p> <p>【大飯 高司】 解除確認の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>3.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用する場合)では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>【大飯 高司】 評価方針の相違(女川 発電の反時 【大飯 高司】 記載方針の相違(女川 発電の反時 ・操作の相違ではなく 事故の相違について記 載 【大飯 高司】 記載方針の相違 ・アニュラス空気浄化 設備の起動操作の不確 かさの影響を確認して いるため明記(伊方と 同線)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF 実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下挙動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大綱】 記載表現の相違 (伊方と同様) 【大飯 高司】 記載方針の相違 (女川実験の反対・泊はHDR実験解析等の際にもCSIF実験解析も含めて記載していたが、先行審査記録を踏まえCSIF実験解析に關しても抽出して記載)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早ま</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されている</p>	<p>は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さい。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認さ</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川美濃の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川美濃の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【高岡】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>が、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の</p>	<p>れているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外 FCI に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動に係る FP 挙動モデルは、</p>	<p>記載表現の相違 【大飯 高司】 記載表現の相違 (女川 高司の反映) 【大飯 高司】 記載方針の相違 (女川 高司の反映) 【大飯 高司】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一 【大飯 高司】 記載方針の相違 (女川</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効 燃料棒頂部までの水位回復</p>	<p>ABCOVE 実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>精緻な評価</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されている</p>	<p>時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF 実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下挙動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認さ</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 (伊方と同様) 【大飯 高岡】 記載方針の相違 (女川 表裏の反転) ・泊はHDR 実験解析等の他に CSTF 実験解析も含めて記載していたが、先行審査記録を踏まえ CSTF 実験解析に照しても抽出して記載</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>が、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP</p>	<p>れているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高浜】 記載方針の相違 (女川) 表現の反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の拡がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約17cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第3.1.1.16図及び第3.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外における融融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の拡がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。第3.1.1.3.1図及び第3.1.1.3.2図に示すとおり、約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇</p>	<p>放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p>	<p>果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの融融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の融融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での融融炉心の拡がり、融融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、融融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの融融炉心挙動モデルについて、融融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により融融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一</p> <p>【高浜】 記載表現の相違 【大飯 高浜】 解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP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に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP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に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP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に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反映 【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違(女川) 記載の反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉 (添付資料 3.1.2.9)	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（標準値）、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク（標準値）及び1次冷却材の流出流量、並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川、高浜の反訳）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊3号炉再燃のため、標準値に係る記載をしない（大飯と同義）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川、高浜の反訳）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響につ</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	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、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「3.1.1.3(2)a.(b) 評価項目と</p>	<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える</p>	<p>び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は</p>	<p>いて詳細に記載 【大飯 高浜 記載表現の相違</p> <p>【高浜 評価方針の相違 ・泊3号炉の再評価のため 不確かさの影響評価の 対象外（大飯と同様）</p> <p>【大飯 解析結果の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で</p>	<p>影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で</p>	<p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御することから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.2.10)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している</p>	<p>小さいことを「7.2.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを</p>	<p>【大飯 高浜】 記載方針の相違 ・泊は大飯、高浜と同様に粗フィルタを取り外した状態で感度解析を実施しているため、感度解析における評価条件を明確化（伊方と同様） 【高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断 LOCA</p>	<p>設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれのケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約 49 分後</p>	<p>崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.13 図及び第 3.1.2.14 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.854MPa [gage]、原子炉格納容器バウダリにかかる温度は 200℃ を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約 49 分後</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊3号炉破断のため 不確かさの影響評価の 対象外（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>時と同様に事象発生約51分後とした。その結果、第3.1.1.18図から第3.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約168℃、約6.7MW～約13.0MW)とした場合の感度解析の結果を第3.1.1.24図及び第3.1.1.25図に示す。その結果、事象発生24時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循</p>	<p>とした。その結果、第3.1.1.3.3図から第3.1.1.3.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約155℃、約6.6MW～約11.7MW)とした場合の感度解析の結果を第3.1.1.3.9図及び第3.1.1.3.10図に示す。その結果、事象発生24時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.8)</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低</p>	<p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>(添付資料3.1.2.9, 3.1.2.10)</p>	<p>約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.18図から第7.2.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p> <p>機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮(1基当たりの除熱特性:100℃～約155℃、約4.4MW～約7.6MW)した場合の感度解析の結果を第7.2.1.1.24図及び第7.2.1.1.25図に示す。その結果、事象発生24時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載場所の相違 ・差異理由は前述のとおり(3.1.1.1参照)</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【高岡】 記載箇所の相違</p> <p>【高岡】</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.26図及び第3.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (添付資料2.4.6、添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第3.1.1.3.11図及び第3.1.1.3.12図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>【参考：女川「高圧注水・減圧機能喪失」】</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も</p>	<p>環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.26図及び第7.2.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料7.1.4.7、7.2.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイの開始操作は、解析上のスプレイ開始時間として炉心溶融開始の30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないこと</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>【高岡】 記載箇所の相違</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違(女川) 表紙の反映</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違(女川) 表紙の反映</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置</p>	<p>操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>【参考：全交流動力電源喪失（TBU）】</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生15分後に注水開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び高圧代替注水系による原子炉注水の操作時間は、時間余裕を含めて設定されており、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第 3.1.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配</p>	<p>早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に14時間を想定することで、合計24時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生24時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員</p>	<p>から、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操作開始時間として事象発生後の24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定されており、格納容器内自然対流冷却の開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生後の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、全交流動力電源喪失の認知時間、B-アニュラス空気浄化ファンの起</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>【参考：高圧注水・減圧機能喪失】</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p>	<p>動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うB-アニュラス空気浄化ファンの起動操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレい操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際約9.1時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射量が減少する。したがって、評価項</p>	<p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際約9.3時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射量が減少する。したがって、評価項</p>	<p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレいポンプによる代替格納容器スプレいの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレい操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレいの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレいを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の際約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 解除結果の相違</p> <p>・泊と大飯は大破断LOCAの想定に対して高岡は中破断LOCAの想定のため、高岡は自ら比へて自然対流冷却を実施する時間が短い</p> <p>・大飯のCV型式はPCVであるためCV内のヒートシンクの効果が大きく、圧力上昇が緩慢となり最終樹膠力到</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約51分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.28図及び第3.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器ス</p>	<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析結果を第3.1.1.3.13図及び第3.1.1.3.14図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器ス</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から50分後(操作開始時間25分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、原子炉圧力容器は破損せず、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p>	<p>素ボンベ接続)が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、アニュラス負圧達成までの時間が短くなることから、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21) 操作条件の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場</p>	<p>運動量に比べて遅くなる。(参考:伊方の最高使用圧力確保約4時間)</p> <p>【大飯 高司】 対象操作の相違</p> <p>【大飯 高司】 記載表現の相違(女川 実線の反映)</p> <p>【大飯】 設備の相違</p> <p>【高司】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高司】 記載表現の相違(女川 実線の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ブレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生24時間後から3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.22)</p> <p>アンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、事象発生から80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれら</p>	<p>ブレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.22)</p> <p>アンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約4.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれら</p>	<p>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイは、外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m(通常運転水位+約2m))到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約44時間あり、約20時間以上の余裕がある。また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.1.2.9, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考</p>	<p>合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生24時間後から17時間以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.22)</p> <p>操作条件のアンユラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アンユラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.1×10¹TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の時間余裕がある。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考</p>	<p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【高岡】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 ・添付資料内で記載を統一</p> <p>【大飯 高岡】 影響評価の相違</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違(女川) 記載表現</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>が運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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により、原子炉下部キャピティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.23)</p>	<p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・差異理由が前述とおり ・BWR参照</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違（女川 英語の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり48名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料(軽油)については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ(130m³/h)については、燃料取替用水ピットを水</p>	<p>3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり84名である。したがって「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員118名で対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち消防ポンプ用燃料(ガソリン)については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィについては、燃料取替用水タンクを水源とし、水</p>	<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水は、7日間</p>	<p>7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)の36名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ(140m³/h)については、燃料取替用</p>	<p>【大飯 高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大飯 高浜】 記載表現の相違(女川 英語の反訳 ・女川の炉心損傷防止 の記載に合わせた)</p> <p>【大飯 高浜】 図中の相違 ・泊ホシニングプラン ト評価のためツインブ ラントでの評価である 大飯、高浜とは評価条 件が異なる(女川と同 様)</p> <p>【高浜】 記載箇所の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>源とし、水量 1,860m³の使用が可能であることから、事象発生約 51 分後から約 15.1 時間後までのスプレイ継続が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生約 24 時間後からは大容量ポンプを用いた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を開始することが可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続には約 133.4k⁰の重油が必要となる。</p>	<p>量 1,600m³の使用が可能であることから、事象発生約 49 分後から約 12.2 時間後までのスプレイ継続 (140m³/h) が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生約 24 時間後からは大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続には約 133.4k⁰の重油が必要となる。</p>	<p>必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 414kL の軽油が必要となる。</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ (タイプ I) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 32kL の軽油が必要となる。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 42kL の軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク (約 755kL) 及びガスタービン発電設備軽油タンク (約 300kL) にて合計約 1,055kL の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポ</p>	<p>水ピットを水源とし、水量 1,700m³の使用が可能であることから、事象発生約 49 分後から約 12.9 時間後までのスプレイ継続が可能である。また、事象発生約 10.9 時間後より可搬式大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p> <p>b. 燃料 代替非常用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 138.1kL の軽油が必要となる。</p>	<p>【大飯 高岡】 設備の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違 ・差異理由詳細とおりにページ参照</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違 ・消滅設備のみを使用する</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 (女川 装置の反映)</p> <p>【大飯 高岡】 設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生6.5時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約2.2kℓの重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生14時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.7kℓの重油が必要となる。</p> <p>【再掲】 可搬式代替低圧注水ポンプ及び使用済燃料ピットへの注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709ℓの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約186.4kℓの重油が必要となるが「6.1(2)</p>	<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生9時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約1.9kℓの重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生16時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>【再掲】 使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約1,486ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約185.2kℓの重油が必要となるが</p>	<p>ンブ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kℓの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kℓ）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約505kℓ）。</p> <p>【再掲】 大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kℓの軽油が必要となる。</p> <p>【再掲】 大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kℓの軽油が必要となる。</p> <p>【再掲】 軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を</p>	<p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kℓの軽油が必要となる。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kℓの軽油が必要となる。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水及び燃料取替用水ピットへの海水補給については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kℓ）及び燃料タンク（SA）（約50kℓ）にて合計約590kℓの軽</p>	<p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 美濃の反映） 【大飯 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・差異理由は前述とおり（ページ参照）</p> <p>【大飯 高岡】 評価方針の相違（女川 美濃の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・設備構成の相違 評価方針の相違（女川 美濃の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 美濃の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量のうち使用可能量(548kℓ)にて供給可能である。</p> <p>(b) 軽油</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ及び使用済燃料ピットへの注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生時の6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709ℓの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約11,418ℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油21,000ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能で</p>	<p>「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンクの合計油量のうち、使用可能量(420kℓ)にて供給可能である。</p> <p>(b) ガソリン</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ供給用の消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生時の9時間後から事象発生時の24時間後までの運転を想定して、約3,341ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生時の20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約1,486ℓのガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要なガソリンは、これらを合計して約9,654ℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄しているガソリン12,150ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約349kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p>	<p>保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ(タイプI)による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,615kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能であ</p>	<p>油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である(合計使用量約182.3kℓ)。</p> <p>c. 電源</p> <p>代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW(3,450kVA)未満となることから、必要負荷に対しての電源供給</p>	<p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・貯蔵容量の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違 ・泊3号炉のみを使用する</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計の相違</p> <p>【大飯 高岡】 設計方針の相違(女川</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ある。</p> <p>(添付資料 3.1.1.24)</p>	<p>(添付資料 3.1.1.24)</p>	<p>る。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車(緊急時対策所用)についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.24)</p>	<p>緑字の反映</p> <p>【大阪 高岡】記載方針の相違(女川 緑字の反映)</p> <p>・緊急時の評価結果についても記載</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷</p>	<p>3.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに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を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷</p>	<p>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより、格納容器除熱が可能である。</p>	<p>7.2.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、安定状態に向けた対策としてC、D-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を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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を実施することにより、原子</p>	<p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 実質的相違）</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違（女川 実質的相違）</p> <p>【大飯 高岡】 記号の相違 ・差異理由は前述とおり（ページ参照）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記号の相違 ・差異理由は前述とおり（ページ参照）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱並びに原子炉格納容器圧力の上昇抑制が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード</p>	<p>却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード</p>	<p>その結果、原子炉格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系(常</p>	<p>炉格納容器雰囲気冷却及び除熱並びに原子炉格納容器圧力の上昇抑制が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替格納容器スプレ</p>	<p>【高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反例</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反例</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違(女川) 記載の反例</p> <p>【大飯 高岡】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。</p>	<p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。</p>	<p>設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、代替循環冷却系による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>イポンプによる代替格納容器スプレイ及びC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊では本文中で重複する表現のため記載してない（伊方と同様） 【大阪 高浜】 設計の相違 ・差異理由が明述とおり（ベーン参照） 【大阪 高浜】 記載表現の相違（女川記載の反映）</p>

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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）

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p>第3.1.1.1表 「緊閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>大飯</th> <th>高浜</th> <th>女川</th> <th>泊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>2. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>3. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>4. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>5. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	対策項目	大飯	高浜	女川	泊	1. 格納容器の過圧防止	2. 格納容器の過熱防止	3. 格納容器の過圧防止	4. 格納容器の過熱防止	5. 格納容器の過圧防止	<p>第3.1.1.1表 「緊閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>高浜</th> <th>泊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>2. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>3. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>4. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>5. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	対策項目	高浜	泊	1. 格納容器の過圧防止	2. 格納容器の過熱防止	3. 格納容器の過圧防止	4. 格納容器の過熱防止	5. 格納容器の過圧防止	<p>第3.1.1.1表 「緊閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>女川</th> <th>泊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>2. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>3. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>4. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>5. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	対策項目	女川	泊	1. 格納容器の過圧防止	2. 格納容器の過熱防止	3. 格納容器の過圧防止	4. 格納容器の過熱防止	5. 格納容器の過圧防止	<p>第3.1.1.1表 「緊閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>泊</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>2. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>3. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>4. 格納容器の過熱防止</td> <td>...</td> </tr> <tr> <td>5. 格納容器の過圧防止</td> <td>...</td> </tr> </tbody> </table>	対策項目	泊	1. 格納容器の過圧防止	...	2. 格納容器の過熱防止	...	3. 格納容器の過圧防止	...	4. 格納容器の過熱防止	...	5. 格納容器の過圧防止	...	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違 ・設備仕様等の差異により「手続」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）を識別</p>
対策項目	大飯	高浜	女川	泊																																																																														
1. 格納容器の過圧防止																																																																														
2. 格納容器の過熱防止																																																																														
3. 格納容器の過圧防止																																																																														
4. 格納容器の過熱防止																																																																														
5. 格納容器の過圧防止																																																																														
対策項目	高浜	泊																																																																																
1. 格納容器の過圧防止																																																																																
2. 格納容器の過熱防止																																																																																
3. 格納容器の過圧防止																																																																																
4. 格納容器の過熱防止																																																																																
5. 格納容器の過圧防止																																																																																
対策項目	女川	泊																																																																																
1. 格納容器の過圧防止																																																																																
2. 格納容器の過熱防止																																																																																
3. 格納容器の過圧防止																																																																																
4. 格納容器の過熱防止																																																																																
5. 格納容器の過圧防止																																																																																
対策項目	泊																																																																																	
1. 格納容器の過圧防止	...																																																																																	
2. 格納容器の過熱防止	...																																																																																	
3. 格納容器の過圧防止	...																																																																																	
4. 格納容器の過熱防止	...																																																																																	
5. 格納容器の過圧防止	...																																																																																	

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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）

第 3.1.1.1 表 「零相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（4/5）

項目及び備考	大飯発電所3号炉	高浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
1. 主要設備概要	<p>【表】は有効設備と判断しない重大事故等対策</p>	<p>【表】は有効設備と判断しない重大事故等対策</p>	<p>【表】は有効設備と判断しない重大事故等対策</p>	<p>【表】は有効設備と判断しない重大事故等対策</p>	

第 3.1.1.1.1 表 「零相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（4/5）

相違及び備考	大飯発電所3号炉	高浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
1.1 圧力調整装置					
1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1.1.1 圧力調整装置					

第 7.2.1.1.1 表 「零相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1/5）

項目及び備考	大飯発電所3号炉	高浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
1.1 圧力調整装置					
1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1.1 圧力調整装置					
1.1.1.1.1.1.1 圧力調整装置					

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手続」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる

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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																													
<p>第 3.1.1.1.1 表 「穿閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 における重大事故等対策について（5/5）</p> <table border="1" data-bbox="268 239 526 1061"> <thead> <tr> <th>手順</th> <th>装置設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視</td> <td>アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム</td> <td>大飯原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム</td> </tr> <tr> <td>6. 格納容器内自然冷却の促進</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 1 】は有効性評価上要件しない重大事故等対策設備</p>	手順	装置設備	計装設備	5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	大飯原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	6. 格納容器内自然冷却の促進	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	<p>第 3.1.1.1.1 表 「穿閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 における重大事故等対策について（5/5）</p> <table border="1" data-bbox="683 239 974 1061"> <thead> <tr> <th>手順</th> <th>装置設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視</td> <td>アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム</td> <td>高浜原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム</td> </tr> <tr> <td>6. 格納容器内自然冷却の促進</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 1 】は有効性評価上要件しない重大事故等対策設備</p>	手順	装置設備	計装設備	5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	高浜原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	6. 格納容器内自然冷却の促進	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	<p>第 7.2.1.1.1 表 「穿閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 における重大事故等対策について（5/5）</p> <table border="1" data-bbox="1556 239 1926 1284"> <thead> <tr> <th>手順</th> <th>先設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視</td> <td>B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム</td> <td>アニモナス空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> </tr> <tr> <td>6. 格納容器内自然冷却の促進</td> <td>C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置</td> <td>可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動</td> <td>格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：既許可の対策となつている設備を、重大事故等対策設備に位置付けるもの。</p>	手順	先設設備	可搬型設備	計装設備	5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	アニモナス空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	6. 格納容器内自然冷却の促進	C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置	可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	<p>【大飯、高浜】 名称等の相違 ・設備仕様等の差異により「手続」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる</p>
手順	装置設備	計装設備																															
5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	大飯原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム																															
6. 格納容器内自然冷却の促進	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置																															
手順	装置設備	計装設備																															
5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	高浜原子力発電所 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム																															
6. 格納容器内自然冷却の促進	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置																															
手順	先設設備	可搬型設備	計装設備																														
5. アニモナス空冷弁作動及び中央制御室の監視	B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 B-アニモナス空冷弁作動 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム 中央制御室監視用アラーム	アニモナス空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置																														
6. 格納容器内自然冷却の促進	C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置 C-ロ-格納容器内自然冷却促進装置	可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動 可搬型空冷弁作動	格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置 格納容器内自然冷却促進装置																														

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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）

大飯発電所3 / 4号炉		高浜発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>第3.1.1.2表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/3）</p>								
<p>条件設定の考え方</p>								
解析コード	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MW) ×1.05	100% (2,032 MW) ×1.02	100% (2,032 MW) ×1.02	100% (2,032 MW) ×1.02	100% (2,032 MW) ×1.02	100% (2,032 MW) ×1.02	100% (2,032 MW) ×1.02	
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	
1次冷却炉平均温度 (初期)	301.1+2.3℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	
炉心熱源	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	
最高炉圧	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	
炉子伊勢納容器 自由体積	72,900m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	
<p>第3.1.1.2.1表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/3）</p>								
<p>条件設定の考え方</p>								
解析コード	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	
炉心熱出力 (初期)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	
1次冷却炉平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	
炉心熱源	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	
最高炉圧	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	
炉子伊勢納容器 自由体積	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	
ヒートシンク	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	
<p>第3.1.2.2表 主要解析条件（容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過速破損）（低圧補給設備を使用する場合））（1/2）</p>								
<p>条件設定の考え方</p>								
解析コード	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	MAAP	
炉心熱出力 (初期)	2.032MW	2.032MW	2.032MW	2.032MW	2.032MW	2.032MW	2.032MW	
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	
1次冷却炉平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	
炉心熱源	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	
最高炉圧	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	
炉子伊勢納容器 自由体積	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	67,400m ³	
ヒートシンク	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	設計値より小さい値を規定。	
<p>第7.2.1.1.2表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/3）</p>								
<p>条件設定の考え方</p>								
解析コード	MAP	MAP	MAP	MAP	MAP	MAP	MAP	
炉心熱出力 (初期)	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	100% (2,032MW) ×1.02	
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	
1次冷却炉平均温度 (初期)	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	306.5+2.2℃	
炉心熱源	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	F: 日本原子力発電常備炉心 A: 日本原子力発電常備炉心 (サイケル本機を規定)	
最高炉圧	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	
炉子伊勢納容器 自由体積	65,500m ³	65,500m ³	65,500m ³	65,500m ³	65,500m ³	65,500m ³	65,500m ³	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値	
<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる 【大飯、高浜】 名称等の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																											
<p>第 3.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（2 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉格納容器内へ早期に貯めるからの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早く、炉心融解、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高圧配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全円筒破断を設定。 高圧注入機能、高圧注入機能及びトリプル注入機能は、原子炉格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失による格納容器過圧破損の進展を抑制する観点から、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイトリプル注入機能及びトリプル注入機能に対する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。 「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。 水素の発生による原子炉格納容器内圧力及び炉内温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生を主要事象となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。</p>	項目	主要解析条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源	外部電源なし	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	<p>第 3.1.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故）（2 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>低圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉格納容器内へ早期に貯めるからの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早く、炉心融解、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全円筒破断を設定。 低圧注入機能、高圧注入機能及びトリプル注入機能は、原子炉格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失による格納容器過圧破損の進展を抑制する観点から、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイトリプル注入機能及びトリプル注入機能に対する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。 「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。 水素の発生による原子炉格納容器内圧力及び炉内温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生を主要事象となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。</p>	項目	主要解析条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源	外部電源なし	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	<p>第 3.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替格納容器システムを使用する場合））（2 / 2）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉コア破断位置</td> <td>コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）</td> <td>事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破断位置</td> <td>格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）</td> <td>事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源喪失：完全円筒破断</td> <td>外部電源喪失は完全円筒破断とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 3.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉コア破断位置</td> <td>コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）</td> <td>事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破断位置</td> <td>格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）</td> <td>事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源喪失：完全円筒破断</td> <td>外部電源喪失は完全円筒破断とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>第 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故）（2 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>原子炉格納容器内へ早期に貯めるからの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早く、炉心融解、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高圧配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全円筒破断を設定。 低圧注入機能、高圧注入機能及びトリプル注入機能は、原子炉格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失による格納容器過圧破損の進展を抑制する観点から、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイトリプル注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイトリプル注入機能及びトリプル注入機能に対する観点から、外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。 「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。 水素の発生による原子炉格納容器内圧力及び炉内温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生を主要事象となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉コア破断位置	コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。	格納容器破断位置	格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断	原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。	外部電源喪失	外部電源喪失：完全円筒破断	外部電源喪失は完全円筒破断とする。	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉コア破断位置	コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。	格納容器破断位置	格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断	原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。	外部電源喪失	外部電源喪失：完全円筒破断	外部電源喪失は完全円筒破断とする。	項目	主要解析条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源	外部電源なし	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件																																																														
起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断																																																														
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失																																																														
外部電源	外部電源なし																																																														
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮																																																														
項目	主要解析条件																																																														
起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断																																																														
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失																																																														
外部電源	外部電源なし																																																														
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮																																																														
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																													
原子炉コア破断位置	コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。																																																													
格納容器破断位置	格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。																																																													
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断	原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。																																																													
外部電源喪失	外部電源喪失：完全円筒破断	外部電源喪失は完全円筒破断とする。																																																													
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																													
原子炉コア破断位置	コア破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、コア破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。																																																													
格納容器破断位置	格納容器破断位置：高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）	事故発生時刻にシステム中、格納容器破断位置は高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）とする。																																																													
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失：完全円筒破断	原子炉補機冷却機能喪失は完全円筒破断とする。																																																													
外部電源喪失	外部電源喪失：完全円筒破断	外部電源喪失は完全円筒破断とする。																																																													
項目	主要解析条件																																																														
起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全円筒破断																																																														
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失																																																														
外部電源	外部電源なし																																																														
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮																																																														

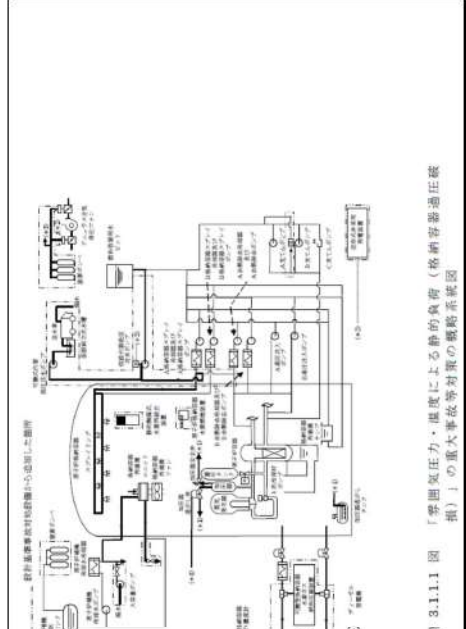
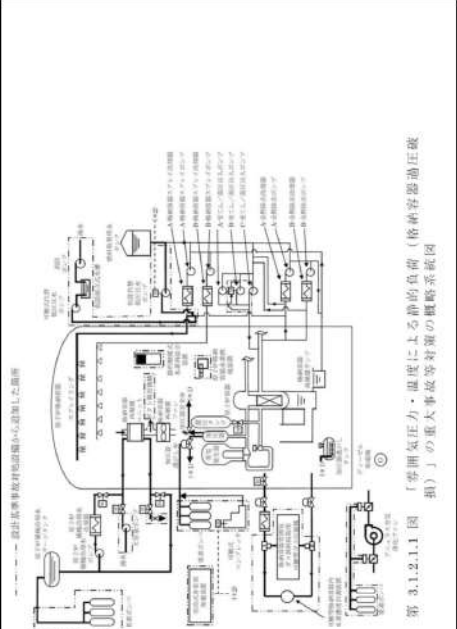
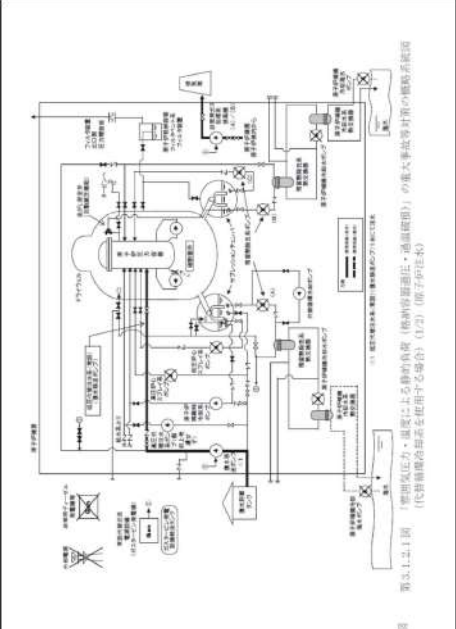
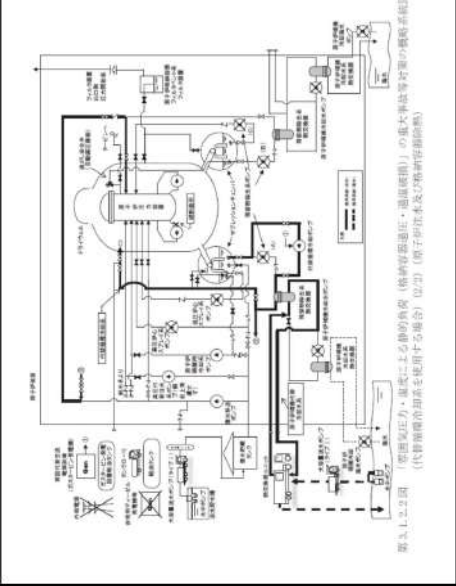
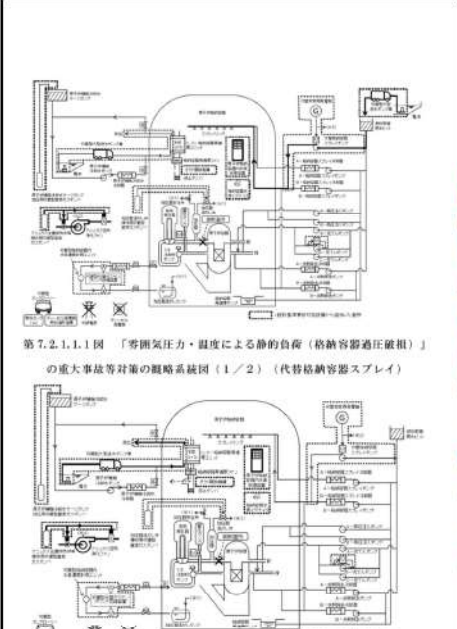
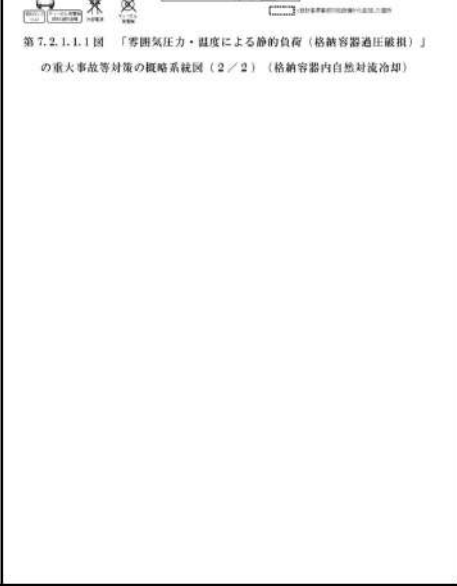
7.2.1.1 格納容器過圧破損

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）

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																
<p>第 3.1.1.2 表 「常時低圧力・過電による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大飯新 L.O.C.A 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（3 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）</td> <td>トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機排水ポンプ</td> <td>事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>150mmφ</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>2 番</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW</td> <td>格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>結果を期待せず</td> <td>結果を期待せず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>約 30 分間</td> <td>約 30 分間</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。	タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。	格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず	格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	<p>第 3.1.1.2 表 「常時低圧力・過電による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大飯新 L.O.C.A 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（3 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）</td> <td>トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機排水ポンプ</td> <td>事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>150mmφ</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>2 番</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW</td> <td>格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>結果を期待せず</td> <td>結果を期待せず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>約 30 分間</td> <td>約 30 分間</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。	タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。	格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず	格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	<p>第 7.2.1.1.2 表 「常時低圧力・過電による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大飯新 L.O.C.A 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（3 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）</td> <td>トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機排水ポンプ</td> <td>事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>150mmφ</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>2 番</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW</td> <td>格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>結果を期待せず</td> <td>結果を期待せず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>約 30 分間</td> <td>約 30 分間</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。	タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。	格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず	格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	<p>第 7.2.1.1.2 表 「常時低圧力・過電による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大飯新 L.O.C.A 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（3 / 3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）</td> <td>トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機排水ポンプ</td> <td>事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>高圧タンク</td> <td>56 mmφ (高圧発生直後)</td> <td>タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>150mmφ</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>2 番</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW</td> <td>格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>結果を期待せず</td> <td>結果を期待せず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>約 30 分間</td> <td>約 30 分間</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> <td>事故発生時の 24 時間後</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。	タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。	格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。	格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。	格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず	格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																																		
原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。																																																																																																																																																		
タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず																																																																																																																																																		
格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																																		
原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。																																																																																																																																																		
タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず																																																																																																																																																		
格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																																		
原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。																																																																																																																																																		
タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず																																																																																																																																																		
格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																																																																																		
原子炉トリップ	1. 高圧トリップ圧電圧監視 （定常時監視 0.6 MPa）	トリップ設定値は、炉内温度を考慮した低い値としてトリップ降圧降圧を決定。抽出ポンプ、自然冷却ポンプ等を考慮して定常時監視を設定。																																																																																																																																																		
タービン駆動機排水ポンプ	事故発生時の 60 秒後に日本原研 300mmφ（高圧発生直後 4 番冷却）	タービン駆動機排水ポンプの起動時間は、毎年運転からトリップ降圧降圧発生からトリップ降圧降圧発生までの時間差 250mmφ から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	4.63MPa (絶対) 56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
高圧タンク	56 mmφ (高圧発生直後)	タービン駆動機排水ポンプの設計圧力 2.0MPa から、ミニフロー降圧降圧 50mmφ を加えた値により設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	150mmφ	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	2 番	設計上期待できる値として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	1 番当たり約 168℃ 約 4.13MW ~ 約 11.5MW	格納容器内温度は、高圧注入機能喪失時の格納容器内温度として設定。																																																																																																																																																		
格納容器内温度	結果を期待せず	結果を期待せず																																																																																																																																																		
格納容器内温度	約 30 分間	約 30 分間																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		
格納容器内温度	事故発生時の 24 時間後	事故発生時の 24 時間後																																																																																																																																																		

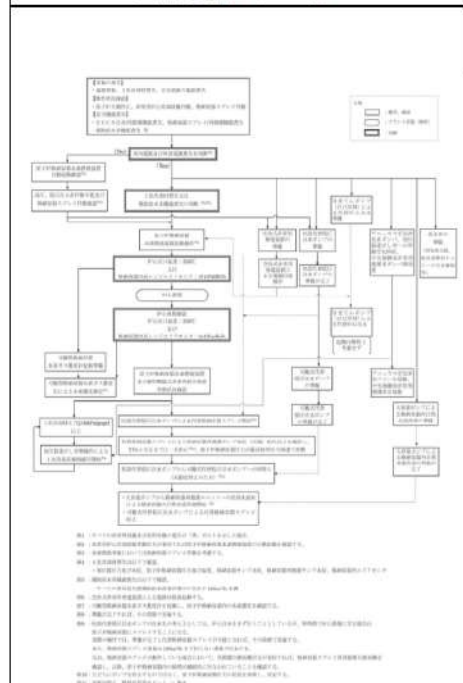
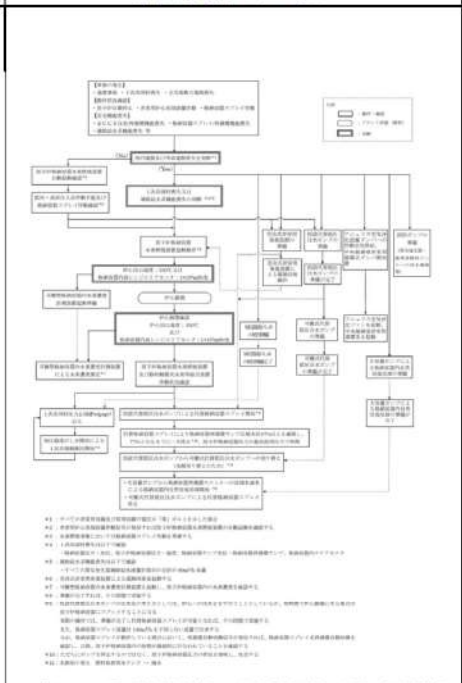
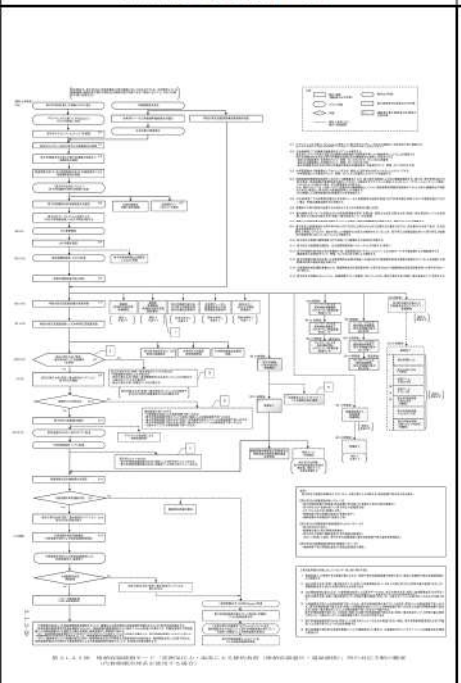
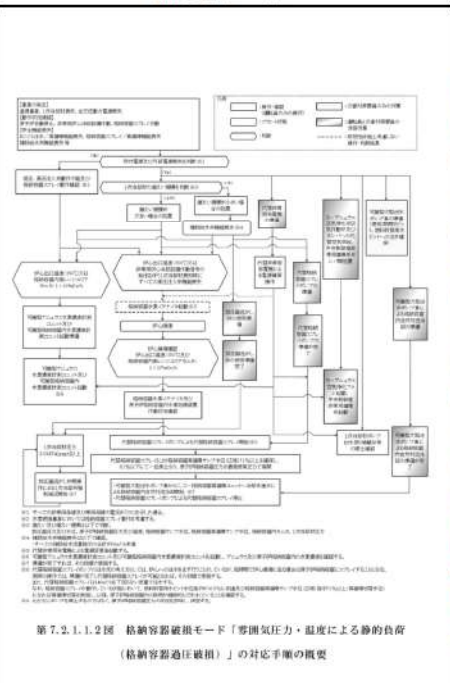
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第 3.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第 3.1.2.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器系を適用する場合）(1/2) (原子炉圧力)</p>  <p>第 3.1.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器系を適用する場合）(2/2) (原子炉圧力)</p>	 <p>第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）（代替格納容器スプレイ）</p>  <p>第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）（格納容器内自然対流冷却）</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 【大飯、高浜】 名称等の相違 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 実績の反映） ・対応手段に合わせた概 略系統図とし、図のタ イトルで識別 ・外部電源、ディーゼ ル発電機を追記</p>

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

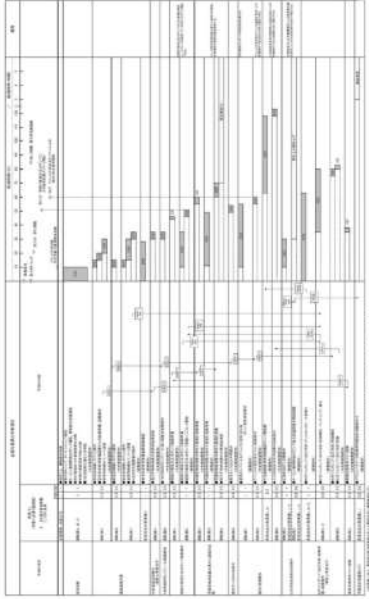
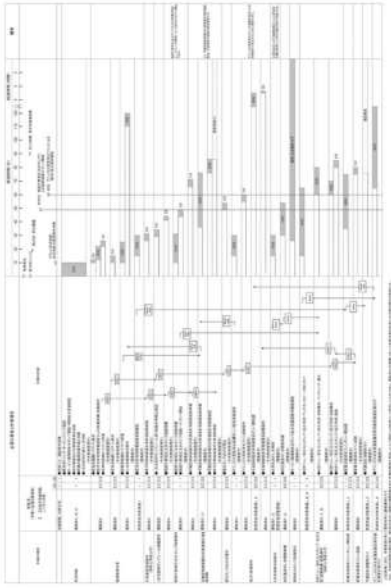
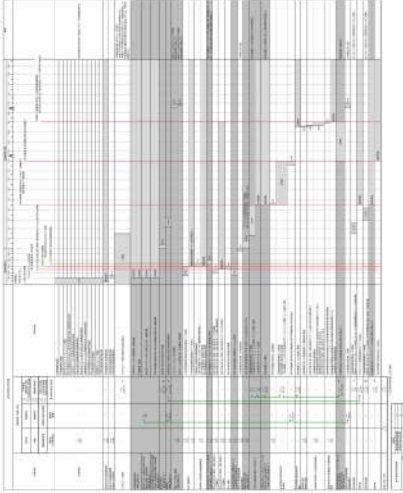
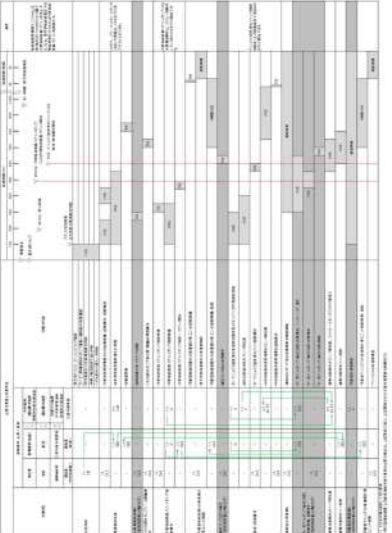
7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	 <p>第 7.2.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

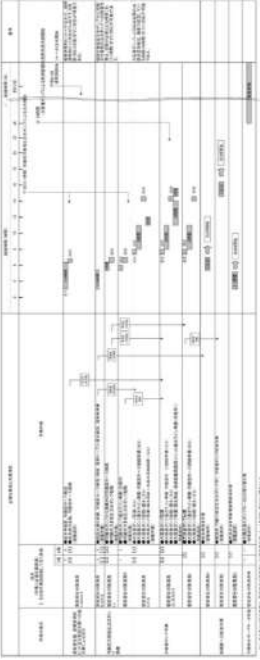
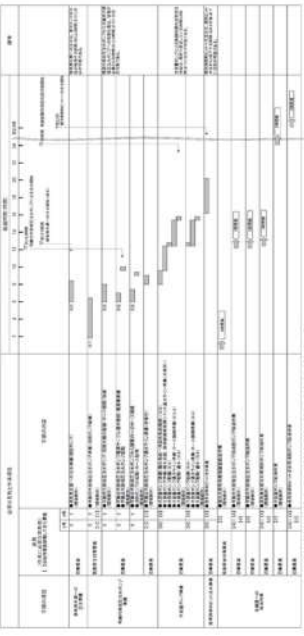

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.1.1.3図 「常時高圧力・運転による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第3.1.1.3図 「常時高圧力・運転による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第3.1.1.3図 「常時高圧力・運転による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第3.1.1.3図 「常時高圧力・運転による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 実績の反映） ・運転員を中央制御室 と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮し ない作業を色分けして 記載</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.3 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が果たす事故）（2 / 2）</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が果たす事故）（2 / 2）</p>		 <p>第 7.2.1.1.3 図 「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が果たす事故）（2 / 2）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川 実績の反映） ・運転員を中央制御室 と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮し ない作業を色分けして 記載</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

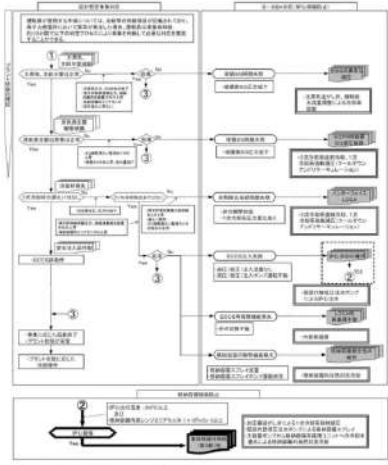
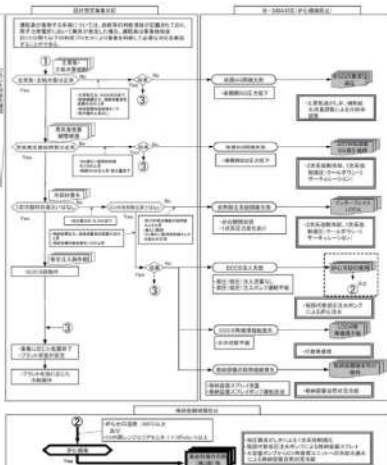

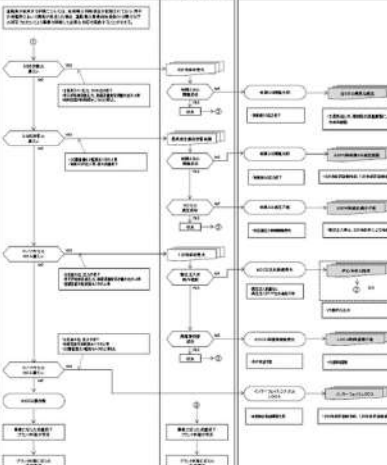
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>緊急時手続 格納容器過圧破損 大飯発電所3号炉・4号炉</p>	<p>緊急時手続 格納容器過圧破損 高浜発電所3号炉・4号炉</p>	<p>緊急時手続 格納容器過圧破損 女川原子力発電所2号炉</p>	<p>緊急時手続 格納容器過圧破損 泊発電所3号炉</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容も同等</p>
<p>第 3.1.1.4 図 「蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象連続（判定プロセス） （大飯断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	<p>第 3.1.1.21 図 「蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象連続（判定プロセス） （大飯断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>		<p>第 7.2.1.1.4 図 「蒸気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象連続（判定プロセス） （大飯断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	

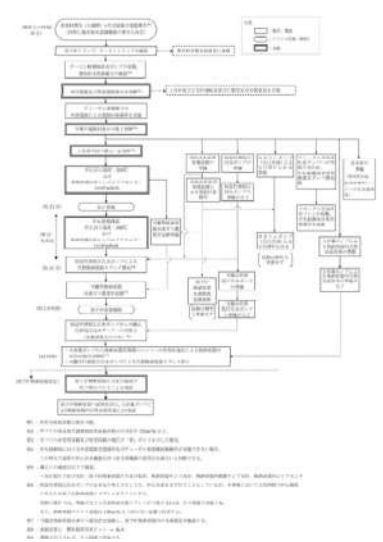
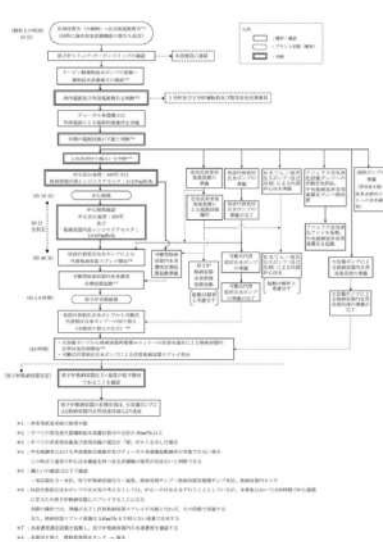

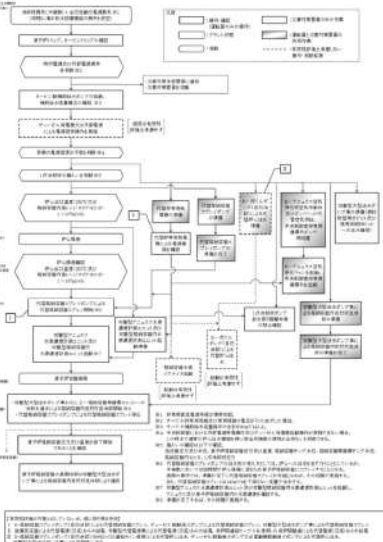
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の 事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入 機能が喪失する事故）（2/2）</p>	 <p>第 3.1.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入 機能が喪失する事故）（2/2）</p>	 <p>第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>	 <p>第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成 の相違により示し方が 異なる部分はあるが、 事象判別プロセスとし ての内容は同等</p>

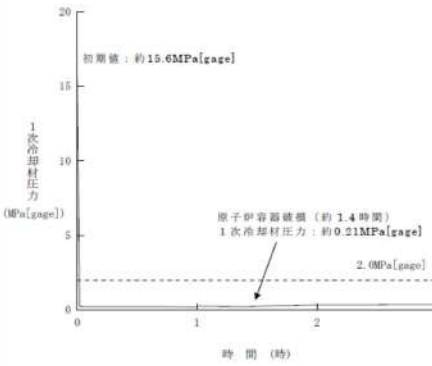
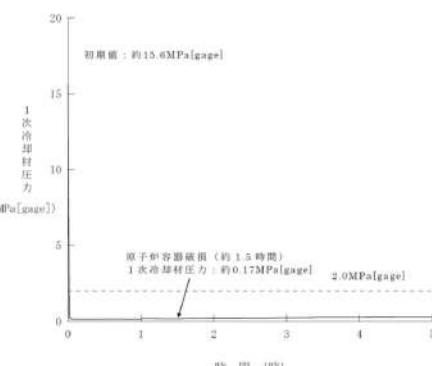
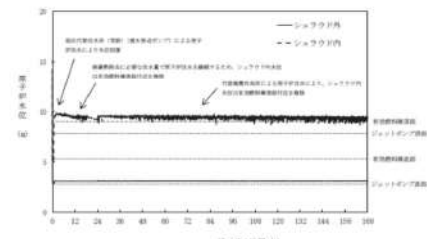
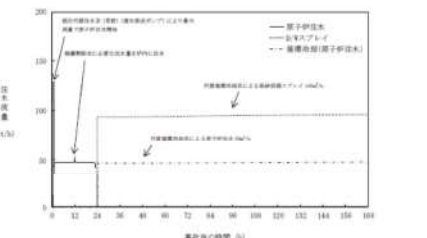
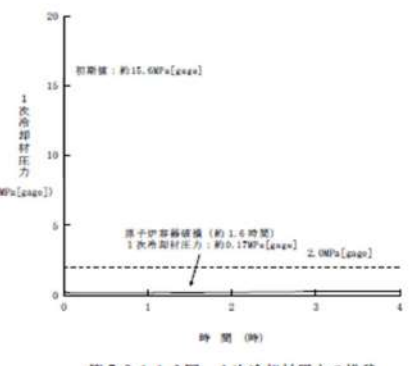
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.5 図 「常態気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 3.1.1.2 図 「常態気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 7.2.1.1.5 図 「常態気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	 <p>第 7.2.1.1.5 図 「常態気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.4時間） 1次冷却材圧力：約0.21MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 3.1.1.1.6 図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>初期値：約15.6MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.5時間） 1次冷却材圧力：約0.17MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 3.1.1.1.2.3 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p>  <p>第 3.1.1.2.5 図 原子炉水位（シュワウド）内外水位の推移</p>  <p>第 3.1.1.2.6 図 注水流量の推移</p>	 <p>初期値：約15.0MPa[gage]</p> <p>原子炉容器破損（約1.6時間） 1次冷却材圧力：約0.17MPa[gage]</p> <p>2.0MPa[gage]</p> <p>時間 (時)</p> <p>第 7.2.1.1.6 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.2.4 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低濃度配管下流を上流とした気泡水位を表示 第 3.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.4 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低濃度配管下流を上流とした気泡水位を表示 第 3.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 3.1.2.7 図 原子炉圧力容器内保水量の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低濃度配管下流を上流とした気泡水位を表示</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.8 図 燃料最高温度の推移</p> <p>*2: 炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	<p>第 3.1.1.2.5 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 3.1.2.8 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.8 図 燃料最高温度の推移</p> <p>*2: 炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.6 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.2.9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.7 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

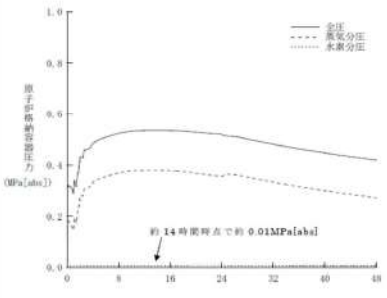
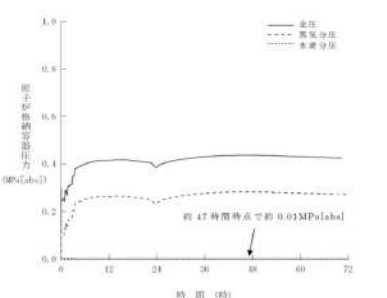
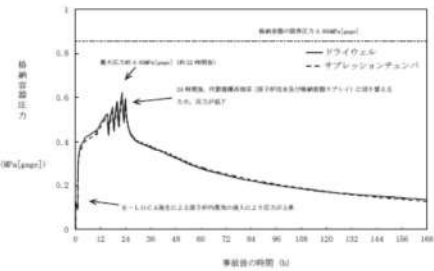
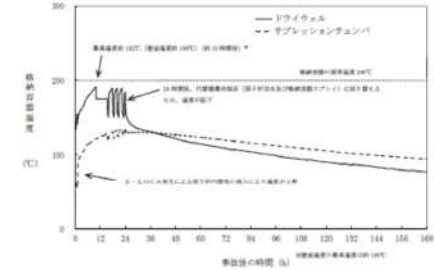
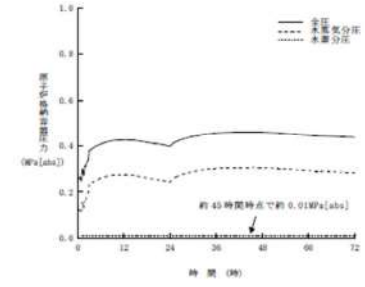
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.1.2.8図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.2.11図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第7.2.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第3.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.1.2.9図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.2.12図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>第7.2.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

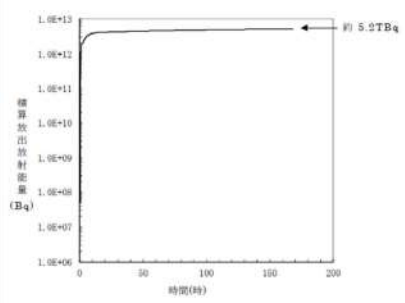
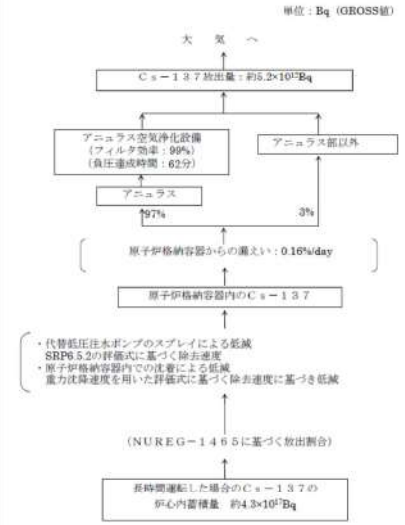
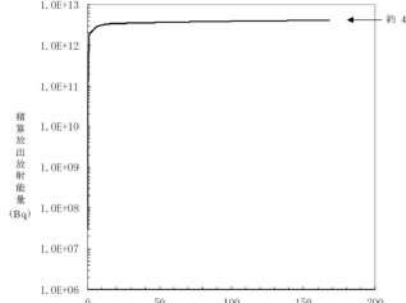
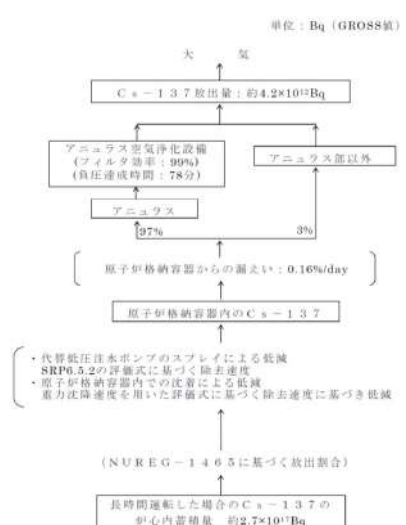
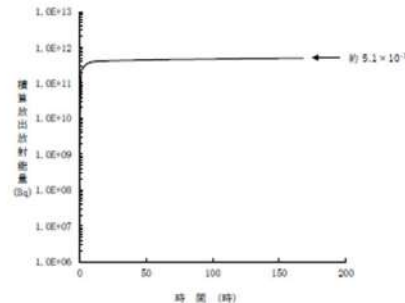

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.1.1.13図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	 <p>第3.1.1.2.10図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	 <p>第3.1.2.13図 格納容器圧力の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>  <p>第3.1.2.14図 格納容器温度の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>	 <p>第7.2.1.1.13図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 3.1.1.15 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	 <p>第 3.1.1.2.11 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 3.1.1.2.12 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	<p>第 7.2.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 7.2.1.1.15 図 Cs-137 の大気放出過程</p> 	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・泊では DF10 を見込むことから大飯・高浜に比べ Cs-137 放出量評価の値が 1 桁低い</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・泊では DF10 を見込むことから大飯・高浜に比べ Cs-137 放出量評価の値が 1 桁低い</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3号炉	高浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.1 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.2 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.18 図 原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p> <p>第 3.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.3 図 原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p> <p>第 3.1.1.3.4 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.18 図 原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p> <p>第 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.20 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.5 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.20 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.6 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.22 図 原子炉格納容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.7 図 原子炉格納容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.8 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.24 図 原子が格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.9 図 原子が格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.24 図 原子が格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異</p>
<p>第 3.1.1.25 図 原子が格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.10 図 原子が格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.25 図 原子が格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.33 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.34 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>		<p>第 7.2.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: center;">添付資料3.1.1.1</p> <p style="text-align: center;">炉心融融の判断基準の設定根拠等について</p> <p>(1) 炉心融融の判断基準の設定根拠等について 炉心融融の判断基準「炉心出口温度350℃、及び格納容器内高レンジエアモニタ1×10^5mSv/h」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="219 411 974 933"> <thead> <tr> <th></th> <th>炉心出口温度</th> <th>格納容器内高レンジエアモニタ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設定根拠</td> <td>加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。</td> <td>格納容器内高レンジエアモニタ1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>熱電対</td> <td>電離箱</td> </tr> <tr> <td>測定範囲</td> <td>40～650℃</td> <td>$10^3 \sim 10^6$ mSv/h</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>50個</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>設置箇所</td> <td>原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）</td> <td>原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心露出時と炉心融融時の格納容器内線量率の変化について 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」事象発生時は、炉心露出から炉心融融に至る約15分間で、原子炉格納容器内線量率は100倍程度急激に増加すると考えられ、運転員は適切に炉心融融を判断することができる。</p> <p>原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。 ○炉心露出時は、設置許可添付書類十の事故時被ばく評価の知見から、燃料パーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。 ○炉心融融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。 		炉心出口温度	格納容器内高レンジエアモニタ	設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエアモニタ 1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）	検出器種類	熱電対	電離箱	測定範囲	40～650℃	$10^3 \sim 10^6$ mSv/h	個数	50個	2個	設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.1</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷の判断基準の設定根拠等について</p> <p>(1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について 炉心損傷の判断基準「炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエアモニタ1×10^5mSv/h以上」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1097 427 1915 970"> <thead> <tr> <th></th> <th>炉心出口温度</th> <th>格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設定根拠</td> <td>加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。</td> <td>格納容器内高レンジエアモニタ1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>熱電対</td> <td>電離箱</td> </tr> <tr> <td>測定範囲</td> <td>40～1,300℃</td> <td>$10^5 \sim 10^8$ mSv/h</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>39個</td> <td>2個</td> </tr> <tr> <td>設置箇所</td> <td>原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）</td> <td>原子炉格納容器内 T.P.40.6m（添付3）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」事象発生時は、炉心露出（約6分）から炉心融融（約19分）に至る約13分間で、原子炉格納容器内線量率は100倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心損傷を判断することができる。</p> <p>原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。 ○炉心露出時は、設置許可添付書類十の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料パーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。 ○炉心融融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。 		炉心出口温度	格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエアモニタ 1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）	検出器種類	熱電対	電離箱	測定範囲	40～1,300℃	$10^5 \sim 10^8$ mSv/h	個数	39個	2個	設置箇所	原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 T.P.40.6m（添付3）	<p>記載表現の相違 ・泊では炉心損傷が適切と判断</p> <p>解析結果の相違</p>
	炉心出口温度	格納容器内高レンジエアモニタ																																				
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度が約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエアモニタ 1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）																																				
検出器種類	熱電対	電離箱																																				
測定範囲	40～650℃	$10^3 \sim 10^6$ mSv/h																																				
個数	50個	2個																																				
設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 E.L.39m（添付3）																																				
	炉心出口温度	格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																				
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次冷却系の最大飽和蒸気温度は約350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエアモニタ 1×10^5 mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。（添付1）																																				
検出器種類	熱電対	電離箱																																				
測定範囲	40～1,300℃	$10^5 \sim 10^8$ mSv/h																																				
個数	39個	2個																																				
設置箇所	原子炉容器内上部炉心構造物（添付2）	原子炉格納容器内 T.P.40.6m（添付3）																																				

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器高レンジエリアモニタへの影響について</p> <p>燃料露出に伴う直接線により、格納容器高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心溶融よりも前に、炉心溶融の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約 $5.8 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ となり、炉心からの線量は炉心溶融の判断となる線量率 $1.0 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。 ・これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄50cm以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約7cmで1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約18mと遠いため、結果として、$1.0 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ に比べて十分低くなる。 <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p>(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器内高レンジエリアモニタへの影響について</p> <p>燃料露出に伴う直接線により、格納容器内高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心損傷よりも前に、炉心損傷の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約 $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ となり、炉心からの線量は炉心損傷の判断となる線量率 $1 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。 ・これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄50cm以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約7cmで1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約18mと遠いため、結果として、$1 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$ に比べて十分低くなる。 <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p style="text-align: center;">評価結果の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始時の原子炉格納容器内線量率 （アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果）</p> <table border="1" data-bbox="235 304 960 699"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>線量率 (mSv/h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大LOCA+ECCS再循環失敗</td> <td>4.9×10^6</td> </tr> <tr> <td>中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗</td> <td>1.1×10^7</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>1.4×10^6</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失+補助給水失敗</td> <td>1.2×10^5</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">【玄海3/4号炉の記載】</p> <p style="text-align: center;">添付1</p> <p>炉心溶融開始時の原子炉格納容器内線量率 （アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果）</p> <table border="1" data-bbox="318 874 882 1070"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>線量率 (mSv/h) **</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断LOCA+ECCS再循環失敗</td> <td>2.2×10^6</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗</td> <td>3.3×10^6</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>2.6×10^5</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失+補助給水失敗</td> <td>6.1×10^4 **</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：破断口のサイズや非常用炉心冷却系（ECCS）の有無等の相違によりCV内に放出される核分裂生成物（FP）の量が異なるため、CV内の線量率は異なってくる。例えば、ECCS注入失敗とECCS再循環失敗では、ECCSの注入ができない方が、早期に炉心溶融に至るため、FPが減衰されずに原子炉格納容器内に出ていくため、線量率が高くなりやすい。一方、1次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、原子炉格納容器へ放出されやすくなるため、線量率が高くなりやすい。</p> <p>また、ECCS注入失敗とECCS再循環失敗ではECCS注入失敗の方が炉心溶融開始のタイミングが早く、FPの放射性崩壊による減衰が異なる。</p> <p>*2：炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^4 mSv/h」に到達する。</p>	事故シーケンス	線量率 (mSv/h)	大LOCA+ECCS再循環失敗	4.9×10^6	中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	1.1×10^7	小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6	全交流電源喪失+補助給水失敗	1.2×10^5	事故シーケンス	線量率 (mSv/h) **	大破断LOCA+ECCS再循環失敗	2.2×10^6	中破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	3.3×10^6	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	2.6×10^5	全交流動力電源喪失+補助給水失敗	6.1×10^4 **	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率 （アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果）</p> <table border="1" data-bbox="1115 320 1912 703"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>線量率 (mSv/h) *1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>1.4×10^6</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗</td> <td>1.1×10^6</td> </tr> <tr> <td>小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>9.4×10^4 **</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 +補助給水失敗</td> <td>3.8×10^4 **</td> </tr> </tbody> </table> <p>（各解析結果を図1～4に示す。）</p>	事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1	大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6	小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6	小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 **	全交流電源喪失 +補助給水失敗	3.8×10^4 **	<p>記載方針の相違 （玄海と同様）</p>
事故シーケンス	線量率 (mSv/h)																															
大LOCA+ECCS再循環失敗	4.9×10^6																															
中LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	1.1×10^7																															
小LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6																															
全交流電源喪失+補助給水失敗	1.2×10^5																															
事故シーケンス	線量率 (mSv/h) **																															
大破断LOCA+ECCS再循環失敗	2.2×10^6																															
中破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ失敗	3.3×10^6																															
小破断LOCA+ECCS再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	2.6×10^5																															
全交流動力電源喪失+補助給水失敗	6.1×10^4 **																															
事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1																															
大LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6																															
小LOCA+ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6																															
小LOCA+ECCS再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 **																															
全交流電源喪失 +補助給水失敗	3.8×10^4 **																															

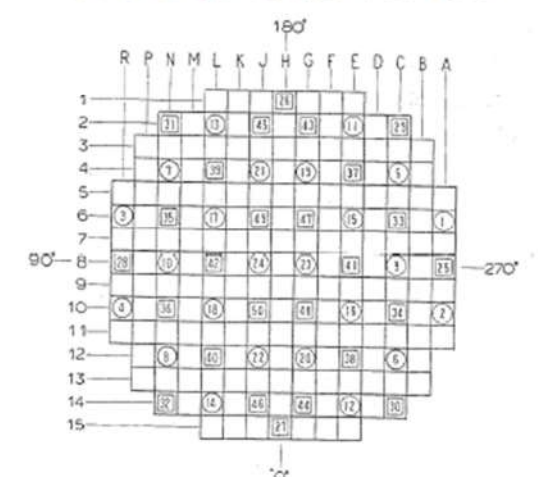
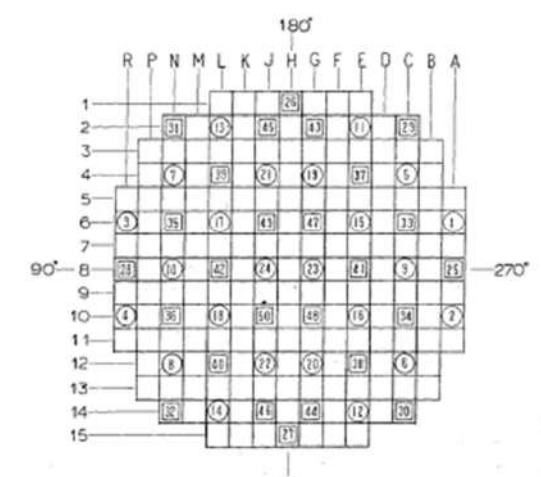
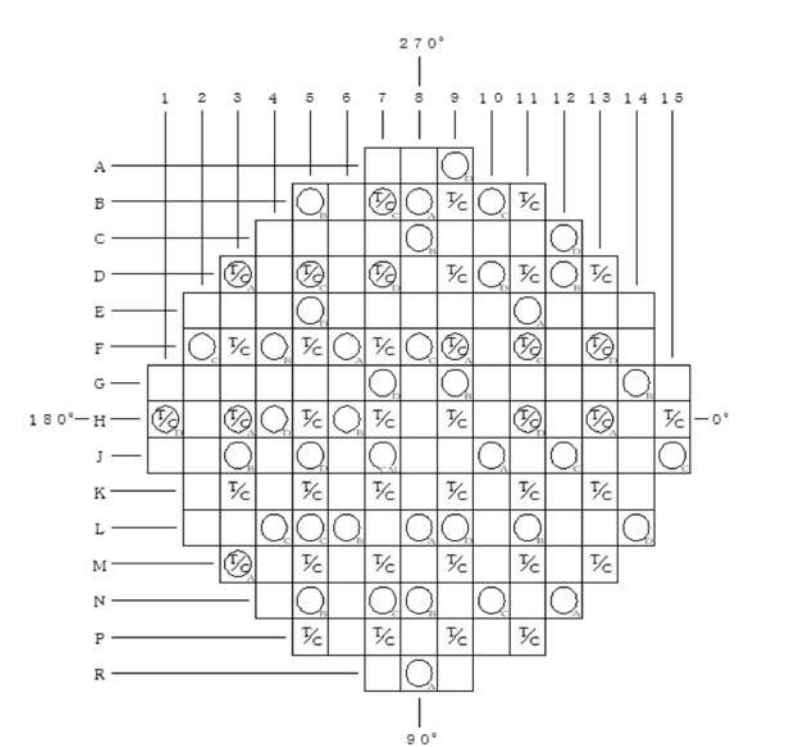
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="488 204 705 231">【玄海3 / 4号炉の記載】</p> <div data-bbox="197 284 593 566"> </div> <p data-bbox="280 571 571 622">図1 原子炉格納容器内の線量率 (大破断LOCA+ECCS再循環失敗)</p> <div data-bbox="604 284 996 566"> </div> <p data-bbox="638 571 996 646">図2 原子炉格納容器内の線量率 (中破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗)</p> <div data-bbox="197 766 593 1045"> </div> <p data-bbox="280 1061 593 1141">図3 原子炉格納容器内の線量率 (小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗)</p> <div data-bbox="604 766 996 1045"> </div> <p data-bbox="694 1061 996 1117">図4 原子炉格納容器内の線量率 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗)</p>	<div data-bbox="1086 204 1489 566"> </div> <p data-bbox="1108 571 1489 646">図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率</p> <div data-bbox="1512 204 1915 566"> </div> <p data-bbox="1534 571 1915 646">図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」時の格納容器内の線量率</p> <div data-bbox="1086 718 1489 1077"> </div> <p data-bbox="1108 1085 1489 1165">図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率</p> <div data-bbox="1512 718 1915 1077"> </div> <p data-bbox="1534 1085 1915 1141">図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率</p>	<p data-bbox="1982 204 2094 263">記載方針の相違 (玄海と同等)</p>

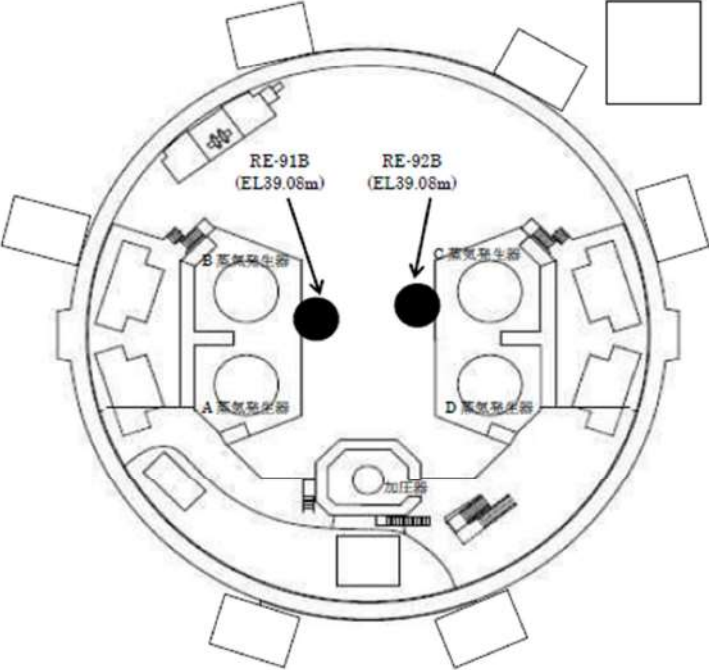
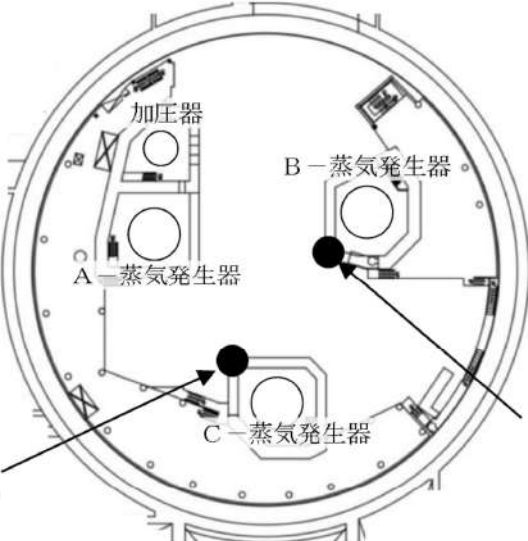
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について）

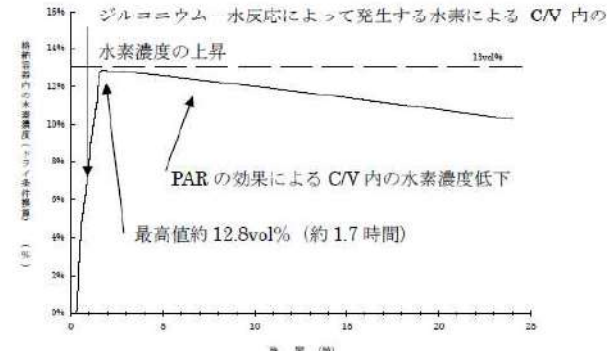
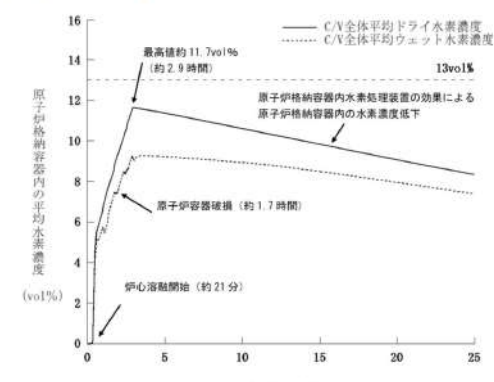
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p style="text-align: center;">添付2</p> <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所（大飯3号炉）</p>  <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所（大飯4号炉）</p> 	<p style="text-align: center;">添付2</p> <p style="text-align: center;">炉心出口温度計の設置箇所（泊3号炉）</p>  <table border="0" style="margin-top: 20px;"> <tr> <td>T/C</td> <td>: 炉内熱電対</td> <td style="text-align: right;">39点</td> </tr> <tr> <td>○_{A, B, C, D}</td> <td>: 炉内中性子束検出器A, B, C, D</td> <td style="text-align: right;">49点</td> </tr> <tr> <td>○_{CAL}</td> <td>: 炉内中性子束検出器校正用</td> <td style="text-align: right;">1点</td> </tr> </table>	T/C	: 炉内熱電対	39点	○ _{A, B, C, D}	: 炉内中性子束検出器A, B, C, D	49点	○ _{CAL}	: 炉内中性子束検出器校正用	1点	
T/C	: 炉内熱電対	39点									
○ _{A, B, C, D}	: 炉内中性子束検出器A, B, C, D	49点									
○ _{CAL}	: 炉内中性子束検出器校正用	1点									

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

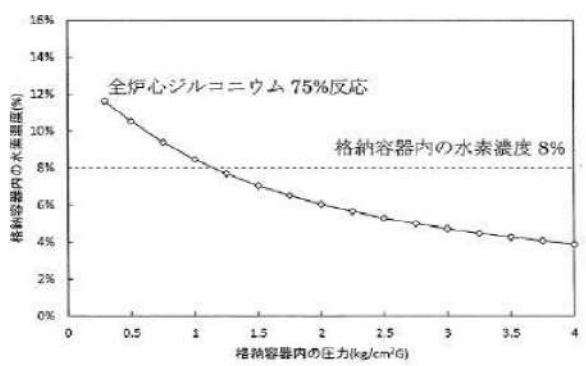
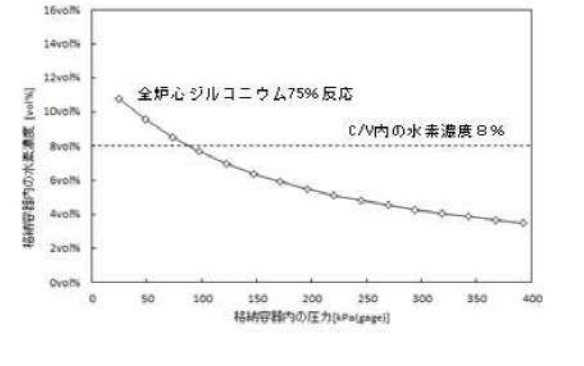
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付3</p> <p style="text-align: center;">格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（大飯3，4号炉）</p>  <p style="text-align: center;">●：格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（2箇所）</p>	<p style="text-align: center;">添付3</p> <p style="text-align: center;">格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（泊3号炉）</p>  <p style="text-align: center;">●：格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（2箇所）</p>	

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の水素濃度測定について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>大飯発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない静的触媒式水素再結合装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下「C/V」という。）により、C/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。</p> <p>このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器水素ガス濃度計を用いて、C/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。</p> <p>(2) 水素濃度の挙動と監視の目的</p> <p>a. 水素濃度の挙動</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが、1次冷却系統から放出される水蒸気によりC/V内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。</p>  <p style="text-align: center;">図1 C/V内水素濃度の推移（ドライ換算）</p> <table border="1" data-bbox="246 1244 985 1420"> <thead> <tr> <th>水素濃度（ドライ換算）</th> <th>影響度合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>～4%</td> <td>燃焼しない</td> </tr> <tr> <td>4～8%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が低い領域</td> </tr> <tr> <td>8～13%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が高い領域</td> </tr> <tr> <td>13%～</td> <td>爆轟が生じる可能性がある領域</td> </tr> </tbody> </table>	水素濃度（ドライ換算）	影響度合	～4%	燃焼しない	4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域	8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域	13%～	爆轟が生じる可能性がある領域	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器の水素濃度測定について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>泊発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない原子炉格納容器内水素処理装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）により、C/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。</p> <p>このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いて、C/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。</p> <p>(2) 水素濃度の挙動と監視の目的</p> <p>a. 水素濃度の挙動</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが、1次冷却系統から放出される水蒸気により C/V 内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。</p>  <p style="text-align: center;">図1 C/V内水素濃度の推移（ウェット／ドライ換算）</p> <table border="1" data-bbox="1209 1244 1769 1420"> <thead> <tr> <th>水素濃度（ドライ換算）</th> <th>影響度合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>～4%</td> <td>燃焼しない</td> </tr> <tr> <td>4～8%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が低い領域</td> </tr> <tr> <td>8～13%</td> <td>大規模燃焼の生じる可能性が高い領域</td> </tr> <tr> <td>13%～</td> <td>爆轟が生じる可能性がある領域</td> </tr> </tbody> </table>	水素濃度（ドライ換算）	影響度合	～4%	燃焼しない	4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域	8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域	13%～	爆轟が生じる可能性がある領域	<p>設備名称の相違</p>
水素濃度（ドライ換算）	影響度合																					
～4%	燃焼しない																					
4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域																					
8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域																					
13%～	爆轟が生じる可能性がある領域																					
水素濃度（ドライ換算）	影響度合																					
～4%	燃焼しない																					
4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域																					
8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域																					
13%～	爆轟が生じる可能性がある領域																					

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 水素濃度監視の目的</p> <p>炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。</p> <p>また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。</p>  <p>図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>(3) 設備概要</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器水素ガス濃度計は、事故時に想定する水素濃度範囲（13vol%未満）であることやPARやイグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視することが主な役割である。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計 検出器：熱伝導度測定方式 測定範囲：水素濃度 0～20vol%</p>	<p>b. 水素濃度監視の目的</p> <p>炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。</p> <p>また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。</p>  <p>図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係</p> <p>(3) 設備概要</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。</p> <p>PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることや原子炉格納容器内水素処理装置や格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視することが主な役割である。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 検出器：熱伝導度測定方式 測定範囲：水素濃度 0～20vol%</p>	<p>設備名称の相違</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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内 原子炉格納容器外 可搬型格納容器水素ガス濃度計 可搬型格納容器水素ガス材料濃度計 中央制御室 空冷式非常用発電装置 原子炉格納容器 E.L.+35.0m 原子炉格納容器 E.L.+21.0m</p>	<p>中央制御室 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ガス分析計(化学室)へ 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ ※3 ※5 原子炉格納容器内 原子炉格納容器 E.P.3.1m 原子炉格納容器 E.P.7.0m</p> <p>※1：新炉用空冷型火時、駆動用ガス供給装置にて調 ※2：新炉用空冷型火時、フェイルオーバーポンプ(0.7)井のための供給調 ※3：原子炉格納容器冷却水冷却器用冷却ポンプにて調 ※4：原子炉格納容器冷却水冷却器用冷却ポンプにて調 ※5：代替非常用発電機から給電可能</p>	<p>相違理由</p> <p>図3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いた格納容器水素濃度計測の系統概要</p>

図3 可搬型格納容器水素ガス濃度計を用いた格納容器水素濃度計測の系統概要

図3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いた格納容器水素濃度計測の系統概要

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における恒設代替低圧注水ポンプの注水先について</p> <p>1. 事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から恒設代替低圧注水ポンプによる注水準備を開始することにしており、恒設代替低圧注水ポンプの注水先については、電動弁2弁を中央制御室から遠隔操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を短時間で切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料3.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、恒設代替低圧注水ポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環もしくは代替再循環機能が復旧した場合は、発電所対策本部と協議のうえ、再循環による炉心注水を実施する場合もある。</p> <div data-bbox="268 1053 918 1436"> <p style="text-align: center;">炉心注水 C/V スプレイ注水</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.3</p> <p style="text-align: center;">炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について</p> <p>1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について</p> <p>有効性評価「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から代替格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始することにしており、代替格納容器スプレイポンプの注水先については、電動弁2弁及び現場手動弁2弁を操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を切り替えることが可能である。</p> <p>炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティへの水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。 また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティの水張りに寄与できる可能性が低くなる。 <p>なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料7.2.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環又は代替再循環機能が復旧した場合は、炉心損傷後の手順書である『第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）』に従い炉心注水を実施する場合もある。</p> <div data-bbox="1299 1053 1792 1436"> <p style="text-align: center;">C/V スプレイ 炉心注水</p> </div>	<p>設備名称の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>運用の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、恒設代替低圧注水ポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約8.6時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプであり恒設代替低圧注水ポンプとは注水特性が異なるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>2. 破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について</p> <p>1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、代替格納容器スプレイポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプであり代替格納容器スプレイポンプとは注入特性が異なり、また、想定する破断口径の規模によって変動はあるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。 事象進展が比較的緩やかであるため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。また、万一、格納容器内自然対流冷却に失敗した場合においても、原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])に到達すれば、炉心注水を実施している代替格納容器スプレイポンプを原子炉格納容器注水に切り替える場合もあり、原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。 <p>以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯のCV型式はPCCVであるためCV内のヒートシンクの効果が大きく、圧力上昇が緩慢となり最高使用圧力到達が泊に比べて遅くなる。(参考:伊方の最高使用圧力到達は約4時間) <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違 (高浜3 / 4号炉と同様)</p>

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.1.4</p> <p style="text-align: center;">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p>MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、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て原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p>各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p>原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心コンクリートの相互作用並びに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（下図中、上部区画と外周部を接続する流路として再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p> <div data-bbox="324 750 896 1292" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図1 MAAPノード分割図</p>	<p style="text-align: right;">添付資料7.2.1.1.4</p> <p style="text-align: center;">MAAPでの原子炉格納容器モデルについて</p> <p>MAAPでの原子炉格納容器モデルについては、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て原子炉格納容器のモデル化を行う。</p> <p>各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水の水間の熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。</p> <p>原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び溶融炉心挙動、溶融炉心とコンクリートの相互作用並びに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（下図中の①と③を接続する流路として格納容器再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAPでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は図1及び図2の通りである。</p> <div data-bbox="1332 710 1848 1252" data-label="Diagram"> </div> <p style="text-align: center;">図1 MAAPのノード分割図</p>	<p>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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="235 252 963 1241" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="403 1284 828 1316" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="465 1364 1019 1396" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1137 188 1854 1308" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1332 1332 1691 1356" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器ノーディング図</p> </div> <div data-bbox="1377 1396 1948 1428" data-label="Text"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


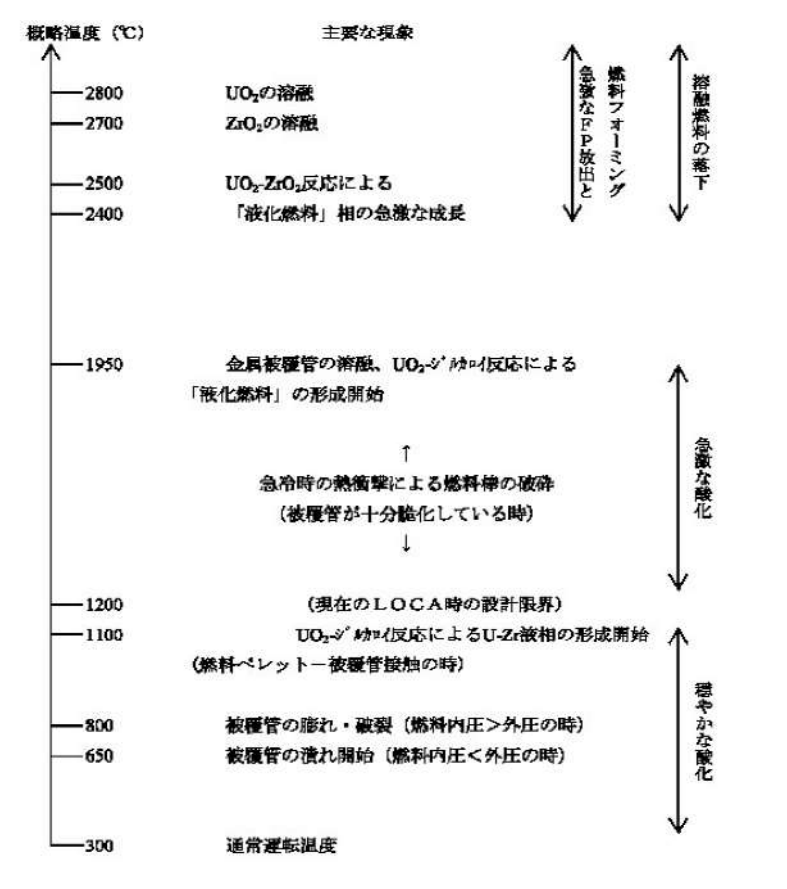
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については以下の知見が得られている[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるのでいかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①、②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考えて2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>[1]日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.5</p> <p style="text-align: center;">炉心溶融開始の燃料温度の根拠について</p> <p>燃料及び被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている^[1]。（図1参照）</p> <p>①1,300℃以上でUO₂-ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に(U, Zr)合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。</p> <p>②1,850℃～1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時にUO₂-α-Zr(O)反応も生じUO₂の一部も溶融しはじめる。</p> <p>③このUO₂の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、恐らく2,400℃以上で溶融デブリが形成される。</p> <p>④2,550℃になるとUO₂-ZrO₂反応が生じるので、いかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。</p> <p>⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれZrO₂、UO₂の溶融が生じる。</p> <p>ここで、①と②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。</p> <p>一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考えて2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。</p> <p>なお、MOX燃料については、含有率13%において融点2730℃であり、UO₂より溶融開始温度が低いいため、MOX燃料を考慮した場合においても2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準とすることは妥当である。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039, 1982年5月</p>	<p>記載方針の相違 ・泊はMOX燃料を採用しているためMOX燃料についても記載 《高浜3/4号炉と同様》</p>

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>概略温度 (°C)</p> <p>2,800 2,700 2,500 2,400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の溶融 ZrO₂の溶融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の溶融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フオーミングと 溶融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p> <p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]</p>	 <p>概略温度 (°C)</p> <p>2800 2700 2500 2400</p> <p>主要な現象</p> <p>UO₂の溶融 ZrO₂の溶融</p> <p>UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」相の急激な成長</p> <p>金属被覆管の溶融、UO₂-ZrO₂反応による 「液化燃料」の形成開始</p> <p>急冷時の熱衝撃による燃料棒の破碎 (被覆管が十分脆化している時)</p> <p>(現在のLOCA時の設計限界)</p> <p>UO₂-ZrO₂反応によるU-Zr液相の形成開始 (燃料ペレット-被覆管接触の時)</p> <p>被覆管の膨れ・破裂 (燃料内圧>外圧の時) 被覆管の潰れ開始 (燃料内圧<外圧の時)</p> <p>通常運転温度</p> <p>急激なFP放出と 燃料フオーミングと 溶融燃料の落下</p> <p>急激な酸化</p> <p>穏やかな酸化</p> <p>図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																												
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.6</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表1に示す。</p>	<p style="text-align: center;">記載表現の相違</p>																																																																																																																																																												
<p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ （格納容器過圧、溶融炉心・コンクリート相互作用、及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p>	<p style="text-align: center;">表1 システム熱水力解析用データ （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）</p>																																																																																																																																																													
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 20%;">数 値</th> <th style="width: 50%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「1次冷却ポンプ回転数低」 原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>92%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答時間</td> <td>0.6秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関係</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>4基（1ループ当たり1基）</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>26.0m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td>2) タービン動補給給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始 （自動起動時間）</td> <td>事象発生後60秒後</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>約200 m³/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>120 m³/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 一旦停止条件</td> <td>(1)原子炉格納容器内保有水量が2,000m³に到達 (2)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> v 間欠運転条件</td> <td>(1)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 (2)原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> vi 完全停止条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>4) 格納容器再循環ユニット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断体様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却ポンプ回転数低」 原子炉トリップ			i 設定点	92%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答時間	0.6秒	最大値（設計要求値）	(2) 事故収束に重要な機器・操作関係			1) 蓄圧タンク			i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	26.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補給給水ポンプ			i 給水開始 （自動起動時間）	事象発生後60秒後	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	約200 m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	120 m ³ /h	設計値	iv 一旦停止条件	(1)原子炉格納容器内保有水量が2,000m ³ に到達 (2)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満	運転員等操作余裕の考え方	v 間欠運転条件	(1)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 (2)原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止	運転員等操作余裕の考え方	vi 完全停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台	設計値	(3) 事故条件			1) 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断体様	完全両端破断	事故想定	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 20%;">数 値</th> <th style="width: 50%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 「1次冷却ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 設定点</td> <td>65%定格点</td> <td>設計値（トリップ限界値）</td> </tr> <tr> <td> ii 応答遅れ</td> <td>1.8秒</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関係</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 蓄圧タンク</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 基数</td> <td>3基</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> ii 保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage]</td> <td>最低保持圧力</td> </tr> <tr> <td> iii 保有水量</td> <td>29.0m³（1基当たり）</td> <td>最低保有水量</td> </tr> <tr> <td>2) タービン動補給給水ポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 給水開始 （起動遅れ時間）</td> <td>事象発生後60秒後 （自動起動）</td> <td>最大値（設計要求値）</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>80m³/h</td> <td>最小値（設計値に余裕を考慮した値）</td> </tr> <tr> <td>3) 代替格納容器スプレイポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>炉心溶融開始から30分後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iii 容量</td> <td>140m³/h</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td> iv 停止条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td>4) 格納容器再循環ユニット</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 開始条件</td> <td>事象発生後24時間後</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 台数</td> <td>2台</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 破断位置</td> <td>高温側配管</td> <td>事故想定</td> </tr> <tr> <td>2) 破断体様</td> <td>完全両端破断</td> <td>事故想定</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備			1) 「1次冷却ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ			i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）	ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）	(2) 事故収束に重要な機器・操作関係			1) 蓄圧タンク			i 基数	3基	設計値	ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量	2) タービン動補給給水ポンプ			i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後 （自動起動）	最大値（設計要求値）	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	80m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	3) 代替格納容器スプレイポンプ			i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	1台	設計値	iii 容量	140m ³ /h	設計値	iv 停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	4) 格納容器再循環ユニット			i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方	ii 台数	2台	設計値	(3) 事故条件			1) 破断位置	高温側配管	事故想定	2) 破断体様	完全両端破断	事故想定	<p style="text-align: center;">記載方針の相違</p> <p>・泊では代替格納容器スプレイの間欠運転の条件とならないため一旦停止、間欠運転の条件を記載していない</p>
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																												
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																														
1) 「1次冷却ポンプ回転数低」 原子炉トリップ																																																																																																																																																														
i 設定点	92%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																												
ii 応答時間	0.6秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																												
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係																																																																																																																																																														
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																														
i 基数	4基（1ループ当たり1基）	設計値																																																																																																																																																												
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																												
iii 保有水量	26.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																												
2) タービン動補給給水ポンプ																																																																																																																																																														
i 給水開始 （自動起動時間）	事象発生後60秒後	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																												
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																												
iii 容量	約200 m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																												
3) 代替格納容器圧注水ポンプ（代替格納容器スプレイ）																																																																																																																																																														
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																												
iii 容量	120 m ³ /h	設計値																																																																																																																																																												
iv 一旦停止条件	(1)原子炉格納容器内保有水量が2,000m ³ に到達 (2)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）未満	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
v 間欠運転条件	(1)原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.36MPa[gage]）に到達してから30分後に作動 (2)原子炉格納容器圧力が0.34MPa[gage]まで低下で停止	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
vi 完全停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																														
i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
ii 台数	2台	設計値																																																																																																																																																												
(3) 事故条件																																																																																																																																																														
1) 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																												
2) 破断体様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																												
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																																																																																												
(1) 原子炉保護設備																																																																																																																																																														
1) 「1次冷却ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ																																																																																																																																																														
i 設定点	65%定格点	設計値（トリップ限界値）																																																																																																																																																												
ii 応答遅れ	1.8秒	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																												
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係																																																																																																																																																														
1) 蓄圧タンク																																																																																																																																																														
i 基数	3基	設計値																																																																																																																																																												
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力																																																																																																																																																												
iii 保有水量	29.0m ³ （1基当たり）	最低保有水量																																																																																																																																																												
2) タービン動補給給水ポンプ																																																																																																																																																														
i 給水開始 （起動遅れ時間）	事象発生後60秒後 （自動起動）	最大値（設計要求値）																																																																																																																																																												
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																												
iii 容量	80m ³ /h	最小値（設計値に余裕を考慮した値）																																																																																																																																																												
3) 代替格納容器スプレイポンプ																																																																																																																																																														
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
ii 台数	1台	設計値																																																																																																																																																												
iii 容量	140m ³ /h	設計値																																																																																																																																																												
iv 停止条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
4) 格納容器再循環ユニット																																																																																																																																																														
i 開始条件	事象発生後24時間後	運転員等操作余裕の考え方																																																																																																																																																												
ii 台数	2台	設計値																																																																																																																																																												
(3) 事故条件																																																																																																																																																														
1) 破断位置	高温側配管	事故想定																																																																																																																																																												
2) 破断体様	完全両端破断	事故想定																																																																																																																																																												

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）

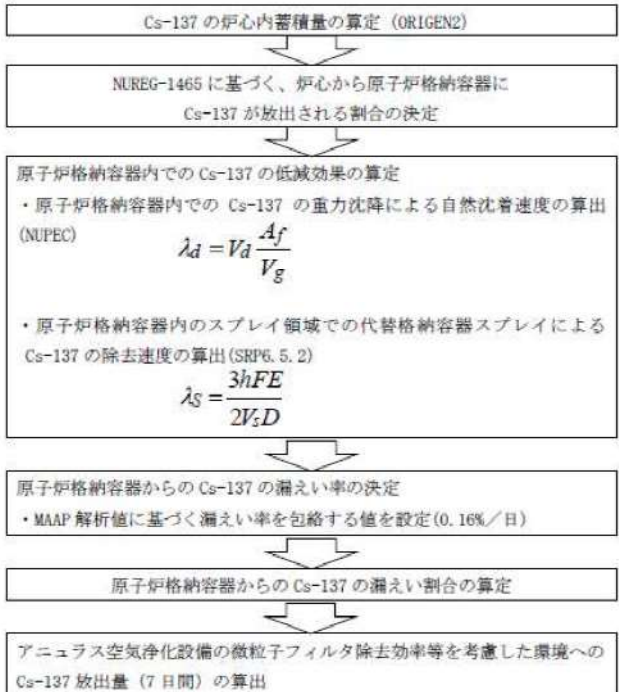
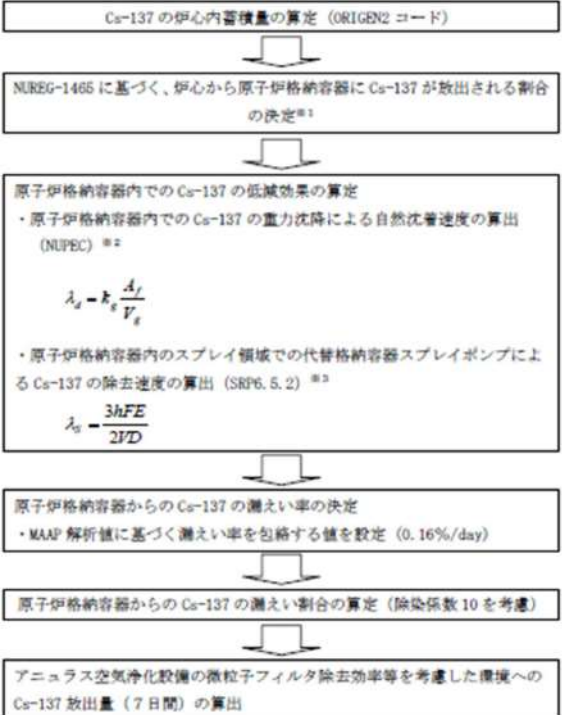
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="891 167 1048 191">添付資料 3.1.1.7</p> <p data-bbox="385 236 806 260">Cs-137 の大気中への放出放射能評価について</p> <p data-bbox="152 306 268 330">1. 評価事象</p> <p data-bbox="152 341 1048 466">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射能を評価した。</p> <p data-bbox="152 477 1048 636">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れい量が多くなるとともに、早期の漏れいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能量の総量は多くなる。</p> <p data-bbox="152 681 268 705">2. 評価条件</p> <p data-bbox="152 716 358 740">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="165 751 958 775">評価イメージを第 2-1 図に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを第 2-2 図に示す。</p> <p data-bbox="488 1353 712 1377">第 2-1 図 評価イメージ</p>	<p data-bbox="1783 167 1962 191">添付資料 7.2.1.1.7</p> <p data-bbox="1299 236 1720 260">Cs-137 の大気中への放出放射能評価について</p> <p data-bbox="1066 306 1182 330">1. 評価事象</p> <p data-bbox="1066 341 1962 466">重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射能を評価した。</p> <p data-bbox="1066 477 1962 636">本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高めに推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏れい量が多くなるとともに、早期の漏れいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射能量の総量は多くなる。</p> <p data-bbox="1066 681 1182 705">2. 評価条件</p> <p data-bbox="1066 716 1272 740">2.1 評価のプロセス</p> <p data-bbox="1079 751 1792 775">評価イメージを図 1 に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを図 2 に示す。</p> <p data-bbox="1397 1353 1599 1377">図 1 評価イメージ</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2-2図に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。格納容器からの漏えい率については、有効性評価の格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能を評価する。</p>  <p>第2-2図 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>図2に示す過程にしたがって、大気中へのCs-137放出放射能を算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射能を評価する。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p>  <p>図2 大気中へのCs-137放出量評価のプロセス</p>	<p>評価方針の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>※1：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。（次頁表のGas ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮）</p> <p>※2：原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPECによる、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されており、以下の式から求められる。</p> $\lambda_d = k_g \frac{A_r}{V_g}$ <p>λ_d：自然沈着率 A_r：原子炉格納容器床面積</p> <p>k_g：重力沈着速度 V_g：原子炉格納容器自由体積</p> <p>※3：スプレイによるCs-137の除去速度を以下の式により算出</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p>λ_s：スプレイ除去速度 V_s：スプレイ領域の体積 E：捕集効率</p> <p>h：スプレイ液滴落下高さ F：スプレイ流量 D：スプレイ液滴直径</p> <p>PWRを模擬したNUPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定</p>	<p>記載方針の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放射線量評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<p>2. 2 評価条件</p> <p>第2-1表に評価条件を示す。</p>	<p>2. 2 評価条件</p> <p>表1に評価条件を示す。なお、評価対象炉心は評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定して評価を実施した。（別添参照）</p>																																																											
<p>第2-1表 評価条件（1/3）</p>	<p>表1 評価条件（1/3）</p>																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差(+2%)を考慮。</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高40,000時間</td> <td rowspan="2">長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間</td> <td>NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS失敗+CVスプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.94×10⁻³ (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレ イ効果開始時間</td> <td>54分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替低圧注水ポンプスプレ イによるエアロゾルの 除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)</td> <td>SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの 漏えい率</td> <td>0.16%/日</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの 漏えい割合</td> <td>アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮。	原子炉運転時間	最高40,000時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS失敗+CVスプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。	代替低圧注水ポンプスプレ イ効果開始時間	54分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替低圧注水ポンプスプレ イによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16%/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの 漏えい割合	アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>炉心熱出力 (2,652MWt) の102%</td> <td>定格値に定常誤差(+2%)を考慮</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高40,000時間 (ウラン燃料)</td> <td rowspan="2">評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。</td> </tr> <tr> <td>サイクル数 (バッチ数)</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時 間</td> <td>NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく</td> <td>評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果</td> <td>沈着速度 6.65×10⁻³ (1/時)</td> <td>重力沈着速度を用いたモデルを基に設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイボ ンプ効果開始時間</td> <td>60分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイボ ンプによるエアロゾルの 除去効果</td> <td>除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)</td> <td>SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの 漏えい率</td> <td>0.16%/d</td> <td>有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの 漏えい割合</td> <td>アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%</td> <td>現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮	原子炉運転時間	最高40,000時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	サイクル数 (バッチ数)	4	原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時 間	NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。	原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定	代替格納容器スプレイボ ンプ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替格納容器スプレイボ ンプによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。	原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。	原子炉格納容器からの 漏えい割合	アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。	<p>設計の相違</p> <p>・泊はMOX燃料も装荷できるが、評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定</p>
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮。																																																										
原子炉運転時間	最高40,000時間	長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA+ECCS失敗+CVスプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレ イ効果開始時間	54分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替低圧注水ポンプスプレ イによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF<50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16%/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの 漏えい割合	アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										
評価条件	使用値	選定理由																																																										
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮																																																										
原子炉運転時間	最高40,000時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。																																																										
サイクル数 (バッチ数)	4																																																											
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時 間	NUREG-1465に基づき Cs類：75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合（Gap Release～Late in-Vessel までを考慮）を設定。																																																										
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定																																																										
代替格納容器スプレイボ ンプ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。																																																										
代替格納容器スプレイボ ンプによるエアロゾルの 除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。																																																										
原子炉格納容器からの 漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。																																																										
原子炉格納容器からの 漏えい割合	アニュラス部 :97% アニュラス部以外:3%	現行許認可（添付書類十）の考え方に同じ。																																																										

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破壊) (添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射線量評価について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																							
<p>第2-1表 評価条件 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>アニュラス部体積</td> <td>13,100 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>9.36×10³ m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)</td> </tr> <tr> <td>アニュラス負圧達成時間</td> <td>62分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0~62分 : 0% 62分~ : 99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。</td> </tr> <tr> <td>評価期間</td> <td>7日間</td> <td>7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。</td> </tr> </tbody> </table>		評価条件	使用値	選定理由	アニュラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。	アニュラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分 : 0% 62分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。	評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。	<p>表1 評価条件 (2 / 3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)</td> <td>エアロゾル粒子 : 10</td> <td>粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>アニュラス部体積</td> <td>7,860m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>1.86×10⁴m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)</td> </tr> <tr> <td>アニュラス負圧達成時間</td> <td>78分</td> <td>選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0~78分 : 0% 78分~ : 99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。</td> </tr> <tr> <td>評価期間</td> <td>7日間</td> <td>7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。</td> </tr> </tbody> </table>		評価条件	使用値	選定理由	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子 : 10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定	アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。	アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)	アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分 : 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。	評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。	<p>【大同】 解析条件の相違 ・起動遅れ時間は泊も大飯も60分を想定しているが、負圧達成時間が泊18分に対して大飯が2分 ・これは主にCV型式の違いに起因しており、大飯はPCVのためCV壁が厚いコンクリートで構成されており、アニュラス部への熱が伝わりにくい。一方、泊は薄型CVであり、アニュラス部への熱が伝わり易いことから温度(圧力)が上昇するため負圧達成時間を要する</p>
評価条件	使用値	選定理由																																									
アニュラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。																																									
アニュラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ³ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)																																									
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。																																									
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分 : 0% 62分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。																																									
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。																																									
評価条件	使用値	選定理由																																									
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子 : 10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定																																									
アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。																																									
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)																																									
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。																																									
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分 : 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。																																									
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。																																									
<p>第2-1表 評価条件 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類</th> <th>Cs類</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心内蓄積量 (Bq)</td> <td>約 4.0×10¹²</td> <td>約 4.0×10¹²</td> <td>約 1.7×10¹² (約 4.3×10¹²*)</td> <td>約 2.5×10¹²</td> <td>約 2.5×10¹²</td> <td>約 4.5×10¹²</td> <td>約 8.6×10¹²</td> <td>約 8.8×10¹²</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量</p>			希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10 ¹²	約 4.0×10 ¹²	約 1.7×10 ¹² (約 4.3×10 ¹² *)	約 2.5×10 ¹²	約 2.5×10 ¹²	約 4.5×10 ¹²	約 8.6×10 ¹²	約 8.8×10 ¹²	<p>表1 評価条件 (3 / 3) *1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類</th> <th>Cs類</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心内蓄積量 (Bq)</td> <td>約 3.1×10¹³</td> <td>約 3.1×10¹³</td> <td>約 1.3×10¹³ (約 3.3×10¹³*)</td> <td>約 1.9×10¹³</td> <td>約 1.9×10¹³</td> <td>約 3.5×10¹³</td> <td>約 6.6×10¹³</td> <td>約 6.8×10¹³</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 ORIGEN2を用いて算出 *2 Cs-137の炉心内蓄積量</p>			希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.1×10 ¹³	約 3.1×10 ¹³	約 1.3×10 ¹³ (約 3.3×10 ¹³ *)	約 1.9×10 ¹³	約 1.9×10 ¹³	約 3.5×10 ¹³	約 6.6×10 ¹³	約 6.8×10 ¹³				
	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																			
炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10 ¹²	約 4.0×10 ¹²	約 1.7×10 ¹² (約 4.3×10 ¹² *)	約 2.5×10 ¹²	約 2.5×10 ¹²	約 4.5×10 ¹²	約 8.6×10 ¹²	約 8.8×10 ¹²																																			
	希ガス類	ヨウ素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																			
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.1×10 ¹³	約 3.1×10 ¹³	約 1.3×10 ¹³ (約 3.3×10 ¹³ *)	約 1.9×10 ¹³	約 1.9×10 ¹³	約 3.5×10 ¹³	約 6.6×10 ¹³	約 6.8×10 ¹³																																			

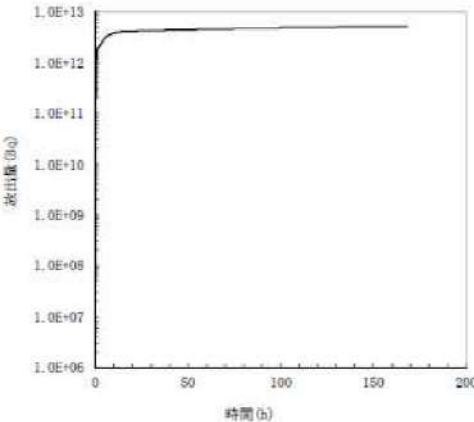
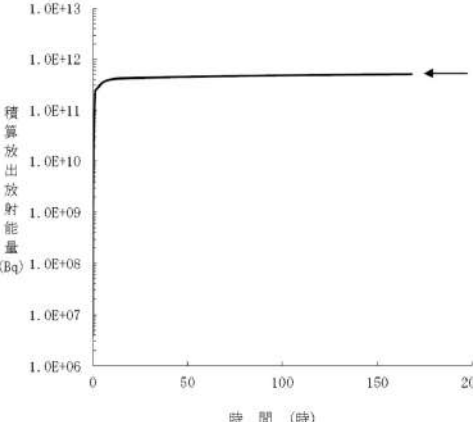
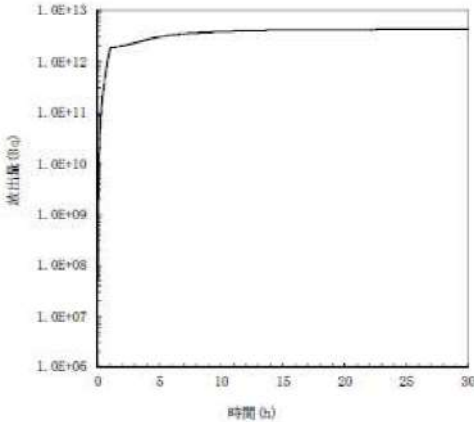
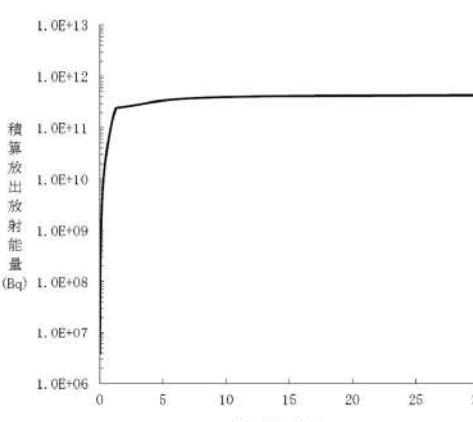
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 評価結果</p> <p>大飯発電所3号炉(4号炉)のCs-137の大気中への放出放射能量は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能量の総量を評価した結果、約5.2TBqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>第3-1図に大気放出過程を、第3-2図に放出放射能量の推移グラフを示す。</p> <div data-bbox="313 446 851 1276"> <p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS値)</p> <p style="text-align: center;">第3-1図：Cs-137の大気放出過程</p> </div>	<p>3. 評価結果</p> <p>Cs-137の大気中への放出放射能量は、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射能量の総量を評価した結果、約5.1×10¹³TBqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。</p> <p>図3に大気放出過程を、図4及び図5に放出放射能量の推移グラフを示す。</p> <div data-bbox="1209 446 1881 1276"> <p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS値)</p> <p style="text-align: center;">図3 Cs-137の大気放出過程</p> </div>	<p>評価結果の相違</p>

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="219 790 1025 821">第3-2図 (1/2) Cs-137 積算放出放射能(GROSS 値)の推移 (7日間(168時間))</p>	 <p data-bbox="1176 798 1680 829">図4 Cs-137 積算放出放射能の推移 (7日間 (168時間))</p>	
 <p data-bbox="246 1300 981 1332">第3-2図 (2/2) Cs-137 積算放出放射能(GROSS 値)の推移 (30時間)</p>	 <p data-bbox="1220 1308 1635 1340">図5 Cs-137 積算放出放射能の推移 (30時間)</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																														
<p>【以下、泊同様、55Gwd/t燃料及びMOX燃料を装荷している伊方3号炉記載】</p> <p>ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、伊方発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射エネルギー評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射エネルギーも多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="219 574 981 790"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射エネルギーは多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射エネルギーの比較</p> <table border="1" data-bbox="174 1093 952 1236"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量</td> <td>約3.3×10^{17} Bq</td> <td>約3.2×10^{17} Bq</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射エネルギー</td> <td>約5.1×10^{12} Bq</td> <td>約4.9×10^{12} Bq</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点)</p> <p>【ここまで伊方3号炉記載】</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq	Cs-137の環境への放出放射エネルギー	約 5.1×10^{12} Bq	約 4.9×10^{12} Bq	<p>ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較</p> <p>今回、泊発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射エネルギー評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射エネルギーも多くなる。</p> <p>以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1131 574 1892 790"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">主要条件</th> </tr> <tr> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX燃料装荷炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td colspan="2">100% (2,652MWt) × 1.02</td> </tr> <tr> <td>原子炉運転時間</td> <td>最高 40,000 時間</td> <td>最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)</td> </tr> <tr> <td>炉心内蓄積量</td> <td colspan="2">ORIGEN2を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約6.7×10^{-2}、ウランは約6.3×10^{-2}であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種であるCs-137は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射エネルギーは多くなる。</p> <p style="text-align: center;">表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射エネルギーの比較</p> <table border="1" data-bbox="1108 1093 1915 1236"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウラン炉心</th> <th>1/4MOX炉心</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)</td> <td>約3.3×10^{17}</td> <td>約3.2×10^{17}</td> </tr> <tr> <td>Cs-137の環境への放出放射エネルギー(Bq)</td> <td>約5.1×10^{11} (約5.1×10^{-1}TBq)</td> <td>約4.8×10^{11} (約4.8×10^{-1}TBq)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を100%装荷した炉心 ※2：炉心の約3/4に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約1/4に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までのMOX燃料を装荷した炉心 ※3：出典：IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点)</p>		主要条件		ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心	炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02		原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出			ウラン炉心	1/4MOX炉心	Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}	Cs-137の環境への放出放射エネルギー(Bq)	約 5.1×10^{11} (約 5.1×10^{-1} TBq)	約 4.8×10^{11} (約 4.8×10^{-1} TBq)	<p>(別添)</p> <p>※同様の資料が泊にあったが、伊方ベースに修正</p>
		主要条件																																														
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量	約 3.3×10^{17} Bq	約 3.2×10^{17} Bq																																														
Cs-137の環境への放出放射エネルギー	約 5.1×10^{12} Bq	約 4.9×10^{12} Bq																																														
	主要条件																																															
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心																																														
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02																																															
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)																																														
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出																																															
	ウラン炉心	1/4MOX炉心																																														
Cs-137の炉心内蓄積量(Bq)	約 3.3×10^{17}	約 3.2×10^{17}																																														
Cs-137の環境への放出放射エネルギー(Bq)	約 5.1×10^{11} (約 5.1×10^{-1} TBq)	約 4.8×10^{11} (約 4.8×10^{-1} TBq)																																														

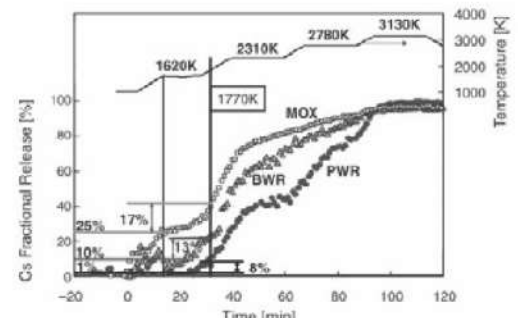
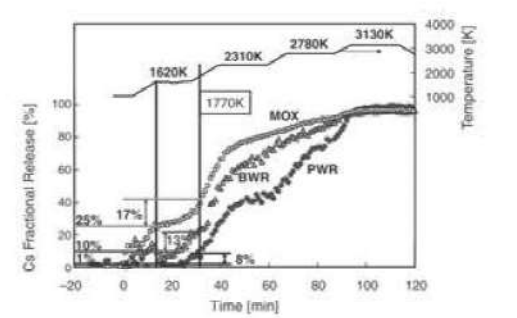
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">(別紙1)</p> <p style="text-align: center;">原子炉運転時間について</p> <p>(1) 55GWd/t ウラン炉心</p> <p>55GWd/t ウラン炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 49,000MWd/t）に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、以下の式から求めることができる。</p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{49,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,814 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p>(2) 55GWd/t-1/4MOX 炉心</p> <p>55GWd/t-1/4MOX 炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 48,000MWd/t）に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。</p> <p>MOX 燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 38,000MWd/t）に対しては原子炉の運転時間を最高 30,000 時間とし、燃料を 1/3 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間とする。</p> <p>被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、各々以下の式から求めることができる。</p> <p><ウラン燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{48,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,145 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$ <p><MOX 燃料></p> $\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{38,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 25,448 \text{ (h)} \Rightarrow 30,000 \text{ 時間} \end{aligned}$	<p>記載方針の相違</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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																
<p>【以下、MOX 燃料を装荷している玄海3 / 4号炉の記載】</p> <p>一方、国内においても、UO₂燃料と MOX 燃料の放射性物質の放出挙動の違いについて研究が実施されており、旧原研の VEGA 実験にて Cs の挙動について調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温(約 3100K)では、燃料ペレットからほぼ全量の Cs が放出されるものとしており、また、U 燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている⁽³⁾⁽⁴⁾。VEGA 実験にて得られた、PWR 燃料、BWR 燃料、MOX 燃料 (ふげん) に対する燃料ペレットの温度と Cs 放出割合の関係を第1図に、各ペレットの試験条件を第9表に示す⁽⁴⁾</p>  <p>第1図 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>第9表 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="246 1021 940 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1600/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1600/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>(別紙2)</p> <p>MOX 燃料からの Cs の放出割合について</p> <p>MOX 燃料からの Cs の放出挙動については、国内では旧原研の VEGA 実験 (添付-1) にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態 (約 3,100K) では、燃料ペレットからほぼ全量の Cs が放出されるものとしており、また、ウラン燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽²⁾。VEGA 実験にて得られた、PWR 燃料、BWR 燃料、MOX 燃料 (ふげん) に対する、燃料ペレットの温度と Cs 放出割合の関係を図1に、各ペレットの試験条件を表1に示す⁽²⁾。</p>  <p>図1 各燃料におけるCsの放出挙動</p> <p>表1 各燃料ペレットの試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1164 1021 1859 1308"> <caption>Table 1 Specifications of three types of fuel</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR-UO₂</th> <th>BWR-UO₂</th> <th>ATR-MOX</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pellet diameter^a [mm]</td> <td>8.1</td> <td>10.4</td> <td>12.4</td> </tr> <tr> <td>Density^a [% Theoretical Density]</td> <td>95</td> <td>97</td> <td>95</td> </tr> <tr> <td>Burnup [GWd/t]</td> <td>47</td> <td>56</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>Estimated Pu content after irradiation [wt%]</td> <td>1.1</td> <td>1.2</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>Linear heat rate (Average) [kW/m]</td> <td>18</td> <td>26</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>Estimated pellet temperature^b [Center/peripheral (Average)] [K]</td> <td>1000/660</td> <td>1500/870</td> <td>1700/900</td> </tr> <tr> <td>Fission gas release during reactor irradiation [%]</td> <td>0.4</td> <td>12</td> <td>20</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNominal values as fabricated ^bAverage temperature during irradiation</p>		PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX	Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4	Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95	Burnup [GWd/t]	47	56	43	Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9	Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28	Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900	Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20	<p>資料構成の相違</p> <p>記載表現の相違</p>
	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1600/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															
	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX																																																															
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4																																																															
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95																																																															
Burnup [GWd/t]	47	56	43																																																															
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9																																																															
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28																																																															
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900																																																															
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20																																																															

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射線量評価について）

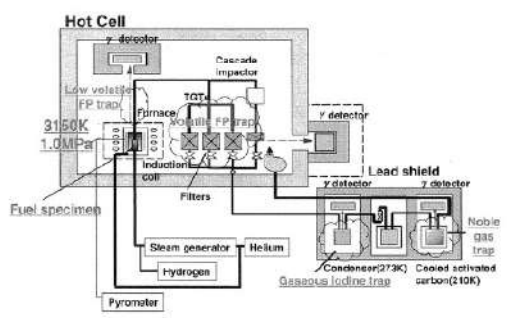
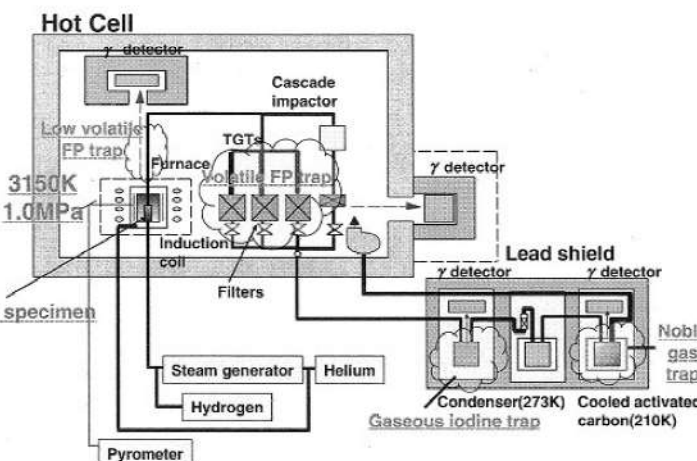
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この結果を見ると、約 1800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が PWR 燃料に比べ、BWR 燃焼及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表 9 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1800K から約 2800K までの温度領域については、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂ 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、PWR における MOX 炉心の場合、平均線出力密度は UO₂ 燃料も MOX 燃料も変わらないため、MOX ペレットの温度についてもほぼ UO₂ 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近い VEGA 実験における PWR-UO₂ 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO₂ 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり溶解に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽⁹⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次系での沈着等が考慮された値となっている。第 10 表、第 11 表に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料から放出割合は同等と考えられる。</p>	<p>この結果を見ると、約 1,800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が、PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表 1 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1,800K から約 2,800K までの温度領域では、固体内 Cs 拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2,800K 以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または溶解するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。</p> <p>従って、UO₂ 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。</p> <p>ここで、泊発電所3号炉における設置変更許可申請書記載の MOX 炉心の場合、平均線出力密度は MOX 燃料も UO₂ 燃料も変わりなく、約 17.1kW/m であるため、MOX 燃料ペレットの温度についてもほぼ UO₂ 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件に近い VEGA 実験における PWR-UO₂ 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO₂ 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。</p> <p>一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり溶解に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽⁹⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次冷却系での沈着等が考慮された値となっている。表 2、表 3 に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。</p> <p>以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの Cs 放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料からの Cs 放出割合は同等と考えられる。</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
<p>第10表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、高圧シーケンス)</p> <p>Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">Surrex</th> <th colspan="2">Zion</th> <th colspan="3">Sequoyah</th> <th>DCONNEE</th> </tr> <tr> <th>TMLC</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>TMLC</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.46</td> <td>0.3</td> <td>0.54</td> <td>0.43</td> <td>0.84</td> <td>0.85</td> <td>0.38</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>7x10⁻⁴</td> <td>5x10⁻⁴</td> <td>2x10⁻³</td> <td>4x10⁻⁴</td> <td>6x10⁻⁴</td> <td>8x10⁻⁴</td> <td>5X10⁻⁴</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.013</td> <td>0.01</td> <td>0.02</td> <td>8x10⁻²</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> <td>0.01</td> <td>0.013</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>5x10⁻⁸</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p>第11表 燃料から原子炉容器への放出割合 (PWR、低圧シーケンス)</p> <p>Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">Surrex</th> <th colspan="2">Sequoyah</th> <th>DCONNEE</th> </tr> <tr> <th>Y</th> <th>AD</th> <th>TBA</th> <th>ACD</th> <th>SIDCF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.63</td> <td>0.86</td> <td>0.80</td> <td>0.51</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>1.5x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>2x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.03</td> <td>0.02</td> <td>0.04</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table>		Surrex		Zion		Sequoyah			DCONNEE	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB/SDCF	SDB	TMLC	TMLC	NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3	Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴	Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻²	0.01	0.014	0.01	0.013	Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	0	0	0	La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷		Surrex		Sequoyah		DCONNEE	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF	NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35	Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴	Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014	Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	<p>表2 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、高圧シーケンス)</p> <p>Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">Surrex</th> <th colspan="2">Zion</th> <th colspan="3">Sequoyah</th> <th>DCONNEE</th> </tr> <tr> <th>TMLC</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB/SDCF</th> <th>SDB</th> <th>TMLC</th> <th>TMLC</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.57</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0.98</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> <td>0.97</td> <td>0.99</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.46</td> <td>0.3</td> <td>0.54</td> <td>0.43</td> <td>0.84</td> <td>0.85</td> <td>0.38</td> <td>0.3</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>7x10⁻⁴</td> <td>5x10⁻⁴</td> <td>2x10⁻³</td> <td>4x10⁻⁴</td> <td>6x10⁻⁴</td> <td>8x10⁻⁴</td> <td>5X10⁻⁴</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.013</td> <td>0.01</td> <td>0.02</td> <td>8x10⁻²</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> <td>0.01</td> <td>0.013</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>5x10⁻⁸</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、低圧シーケンス)</p> <p>Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">Surrex</th> <th colspan="2">Sequoyah</th> <th>DCONNEE</th> </tr> <tr> <th>Y</th> <th>AD</th> <th>TBA</th> <th>ACD</th> <th>SIDCF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NG</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.98</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>Te</td> <td>0.63</td> <td>0.86</td> <td>0.80</td> <td>0.51</td> <td>0.35</td> </tr> <tr> <td>Sr</td> <td>1.5x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>2x10⁻³</td> <td>10⁻³</td> <td>7x10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>Ba</td> <td>0.03</td> <td>0.02</td> <td>0.04</td> <td>0.01</td> <td>0.014</td> </tr> <tr> <td>Ru</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>2x10⁻⁶</td> <td>3x10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> <td>10⁻⁶</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>La</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>2x10⁻⁷</td> <td>3x10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> <td>10⁻⁷</td> </tr> </tbody> </table>		Surrex		Zion		Sequoyah			DCONNEE	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB/SDCF	SDB	TMLC	TMLC	NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99	Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99	Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3	Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴	Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻²	0.01	0.014	0.01	0.013	Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	0	0	0	La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷		Surrex		Sequoyah		DCONNEE	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF	NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0	Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35	Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴	Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014	Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	Ce	0	0	0	0	0	La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	<p>(3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</p>
		Surrex		Zion		Sequoyah			DCONNEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB/SDCF	SDB	TMLC	TMLC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻²	0.01	0.014	0.01	0.013																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Surrex		Sequoyah		DCONNEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ce	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	Surrex		Zion		Sequoyah			DCONNEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	TMLC	SDB	TMLC	SDB/SDCF	SDB/SDCF	SDB	TMLC	TMLC																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.38	0.3																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5X10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻²	0.01	0.014	0.01	0.013																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	Surrex		Sequoyah		DCONNEE																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	Y	AD	TBA	ACD	SIDCF																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
Ce	0	0	0	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
<p>(3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</p>	<p>(1)Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)</p> <p>(2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)</p> <p>(3)H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊）（添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射能評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p style="text-align: center;">(参考1)</p> <p style="text-align: center;">VEGA実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="291 718 761 1037"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Fu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table> <p>実験方法</p> <p>供試体（ペレット）を2773Kから3123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>【ここまで玄海3 / 4号炉の記載】</p>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Fu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	<p style="text-align: center;">添付-1</p> <p style="text-align: center;">VEGA 実験の概要について</p> <p>実験体系</p>  <p>実験方法</p> <p>供試体（ペレット）を2,773Kから3,123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。</p> <p>燃料の緒元</p> <table border="1" data-bbox="1209 1021 1612 1324"> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2</th> <th>UO₂ (PWR) VEGA-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Pellet diameter (mm)</td><td>12.4</td><td>8.05</td></tr> <tr><td>Pellet height (mm)</td><td>13</td><td>9.7</td></tr> <tr><td>Theoretical density (%)</td><td>95</td><td>95</td></tr> <tr><td>Density (g/cm³)</td><td>10.96</td><td>10.96</td></tr> <tr><td>Cladding inside diameter (mm)</td><td>12.7</td><td>8.22</td></tr> <tr><td>Cladding external diameter (mm)</td><td>14.6</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>Burn up (GWd/t)</td><td>43</td><td>47</td></tr> <tr><td>Fissile Pu enrichment (wt%)</td><td>4.83</td><td>0</td></tr> <tr><td>Initial Pu enrichment (wt%)</td><td>5.66</td><td>0</td></tr> <tr><td>Pu after irradiation (wt%)</td><td>1.7</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>Initial ²³⁵U enrichment (wt%)</td><td>0.7</td><td>4.1</td></tr> <tr><td>²³⁵U after irradiation (wt%)</td><td>0.2</td><td>0.6</td></tr> </tbody> </table>		MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3	Pellet diameter (mm)	12.4	8.05	Pellet height (mm)	13	9.7	Theoretical density (%)	95	95	Density (g/cm ³)	10.96	10.96	Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22	Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5	Burn up (GWd/t)	43	47	Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0	Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0	Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9	Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1	²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6	<p>相違理由</p>
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Fu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														
	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3																																																																														
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05																																																																														
Pellet height (mm)	13	9.7																																																																														
Theoretical density (%)	95	95																																																																														
Density (g/cm ³)	10.96	10.96																																																																														
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22																																																																														
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5																																																																														
Burn up (GWd/t)	43	47																																																																														
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0																																																																														
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0																																																																														
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9																																																																														
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1																																																																														
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6																																																																														

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																										
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉格納容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="313 606 784 1149"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOR, no PCS and no APWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-E</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="5"> Zion</td> <td>S2D-F</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOF</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no APWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-E	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2D-F	SBLOCA with 6" hole in containment	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="1276 622 1680 1149"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surry</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOR, no PCS and no APWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-E</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td rowspan="5"> Zion</td> <td>S2D-F</td> <td>SBLOCA with 6" hole in containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (7"), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>S1DCF</td> <td>LOCA (7"), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (6") with SBO</td> </tr> <tr> <td>T3A</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA</td> <td>Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH</td> <td>Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF</td> <td>Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS</td> <td>CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOF</td> <td>Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について表2のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心熔融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p>	Plant	Sequence	Description	Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no APWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-E	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2D-F	SBLOCA with 6" hole in containment	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (6") with SBO	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power	
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																										
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																										
	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no APWS																																																																																																																																										
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																										
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																										
	S2D-E	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																										
Zion	S2D-F	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																										
	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																										
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																										
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																										
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment																																																																																																																																										
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																										
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																										
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																										
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																										
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																										
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																										
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																										
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																										
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates																																																																																																																																										
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																										
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																										
	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																								
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																									
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																									
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																									
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power																																																																																																																																									
Plant	Sequence	Description																																																																																																																																										
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																																										
	TMLB ¹	LOOR, no PCS and no APWS																																																																																																																																										
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																																										
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																																										
	S2D-E	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																																										
Zion	S2D-F	SBLOCA with 6" hole in containment																																																																																																																																										
	S2DCR	LOCA (7"), no ECCS no CSRS																																																																																																																																										
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																																										
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																																										
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no APWS—DCH fails containment																																																																																																																																										
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																																										
	S1DCF	LOCA (7"), no ESF systems																																																																																																																																										
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																																										
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																																										
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																																										
	S3B	LOCA (6") with SBO																																																																																																																																										
	T3A	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																																										
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																																										
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates																																																																																																																																										
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																																										
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																																										
	SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident																																																																																																																																								
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating																																																																																																																																									
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature																																																																																																																																									
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System																																																																																																																																									
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOF	Loss of Offsite Power																																																																																																																																									

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																				
<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>第2表 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="224 303 918 542"> <thead> <tr> <th>Cap 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>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 <p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた大飯3号機及び4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。</p> <p>第3表 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="246 1037 873 1212"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約21分</td> <td>約21分～約1.4時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において</p>	Cap 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		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	<p>1 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p> <p>表2 原子炉格納容器への放出割合（NUREG-1465 Table3.13）</p> <table border="1" data-bbox="1164 319 1792 574"> <thead> <tr> <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>事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> Gap-Release/Early In-Vessel 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出（Gap-Release）と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出（Early In-Vessel）を想定。 Ex-Vessel/Late In-Vessel 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出（Ex-Vessel）及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出（Late In-Vessel）を想定。 <p>事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、表3のとおりとなる。</p> <p>表3 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較</p> <table border="1" data-bbox="1187 1037 1747 1212"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>0～約19分</td> <td>約19分～約1.6時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>0～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において</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		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP	0～約19分	約19分～約1.6時間	NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間	
Cap 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																																																																																																																		
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																				
MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間																																																																																																																				
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																				
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																																																																																																																		
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間																																																																																																																				
MAAP	0～約19分	約19分～約1.6時間																																																																																																																				
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間																																																																																																																				

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="280 430 891 531" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、第4表に示す (ERI/NRC02-202Table 3.1)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="302 1204 875 1436" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁰</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 60,000 MWd/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </div>	<p>議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="1137 422 1892 539" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、参考1の表6及び表7に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p> <div data-bbox="1232 1197 1832 1436" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>3.2 Release Fractions¹⁰</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 60,000 MWd/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p> </div>	<p>記載表現の相違 (玄海と同様)</p>

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
<p>第4表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ea-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.4 (0.5)¹</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.9 (2.9)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07² (0.05)</td> <td>0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.35; 0.35TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.25; 0.30TR (0.25)</td> <td>0.30 (0.30)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.025)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (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>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.13; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR³</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁴</td> <td>0; 0; 0; (0)</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.005)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Cu</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Mo</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNote that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.</p> <p>¹The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>²TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³Np: No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴Barium should not be listed the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. YERCOSE and INPE (ORNL) experiments cited there show a 20% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ea-Vessel	Late In-Vessel		0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.9 (2.9)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.35TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.30TR (0.25)	0.30 (0.30)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.05 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.025)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Tc	0	0.13; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.002)	(0)	Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p>【比較のため表6を再掲】</p> <p>表6 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)^a</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ea-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>0.4 (0.5)¹</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.9 (2.9)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07² (0.05)</td> <td>0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.33; 0.35TR (0.33)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.05)</td> <td>0.25; 0.30TR (0.25)</td> <td>0.30 (0.30)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.025)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (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>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR³</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0; 0; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Cs</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁴</td> <td>0; 0; 0; (0)</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.005)</td> <td>0; 0; 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>V, Ni, Au, Cu</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Mo</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aNote that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.</p> <p>Footnote Table 1</p> <p>¹The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>²TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³Np: No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴Barium should not be listed the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. YERCOSE and INPE (ORNL) experiments cited there show a 20% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ea-Vessel	Late In-Vessel		0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.9 (2.9)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.05 (0.05)	0.33; 0.35TR (0.33)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.30TR (0.25)	0.30 (0.30)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.05 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.025)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.002)	(0)	Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p>相違理由</p> <p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ea-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.9 (2.9)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.35TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.30TR (0.25)	0.30 (0.30)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.05 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.025)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Tc	0	0.13; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.002)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ea-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.9 (2.9)	10.0 (10.0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 ² (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.65)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05 (0.05)	0.33; 0.35TR (0.33)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.30TR (0.25)	0.30 (0.30)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.05 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.33; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.025)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mn, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ³	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.002)	(0)																																																																																																																																																																																												
Cs	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁴	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
V, Ni, Au, Cu	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Mo	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128⁽³⁾)</p>	<p>その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(Sandia Report SAND2011-0128³⁾)</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>																																																																																																																																																																																														
<p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料の放出割合は、第5表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p>	<p>希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、参考1の表8及び表9に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>																																																																																																																																																																																														
<p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。</p>	<p>このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。表4にそれらのデータを整理した。</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>																																																																																																																																																																																														
<p>3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel</p>	<p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用</p>																																																																																																																																																																																														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第5表 SAND2011-0128における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

Duration (hours)	0.22	4.5	4.8	143
	(0.5)	(1.5)	(2.5)	(10)
Release Fractions of Radioisotope Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.04 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.07 (0.05)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.05)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0005 (0)	0.004 (0.005)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.06 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Rh, Pd, etc.)	-	0.008 (0.0025)	-	-
Lanthanides (La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-
Actinide Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (5x10 ⁻⁵)	2.4x10 ⁻⁵ (0.005)	-

第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC	SAND
		02-202 (高燃焼度燃料)*	2011-0128 (高燃焼度燃料)
希ガス類	1.0	1.0	0.97
よう素類	0.75	0.85	0.60
Cs類	0.75	0.75	0.31

* 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

大飯3、4号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3、4号炉の燃料棒最高燃焼度は61GWd/tであり、R.G. 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、大飯3、4号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。

表4 全放出期間での原子炉格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC	ERI/NRC	SAND	SAND
		02-202 (高燃焼度燃料)*	02-202 (MOX燃料)*	2011-0128 (高燃焼度燃料)	2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

* 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、MOX燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、燃料棒最高燃焼度はウラン燃焼で61GWd/t、MOX燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の原子炉格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。

記載箇所の相違
 ・泊は(参考1)に記載

設計の相違

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP 解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表にまた、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器外への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入及び格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を表5に、また、比較方法を図1に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器外への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</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)

大飯発電所3 / 4号炉											泊発電所3号炉											相違理由																																																																																		
<p>第7表 MMAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>希ガス類</th> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類^{※2}</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>9.3×10⁻³</td> <td>9.2×10⁻³</td> <td>8.0×10⁻³</td> <td>3.2×10⁻²</td> <td>8.0×10⁻²</td> <td>4.6×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>8.9×10⁻⁵</td> <td>2.8×10⁻⁴</td> <td>1.8×10⁻⁵</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> <td>6.0×10⁻⁷</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> <td>8.7×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>今回の評価 (NUREG-1465 に基づく) ^{※1}</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>7.5×10⁻⁴</td> <td>7.5×10⁻³</td> <td>3.1×10⁻³</td> <td>1.2×10⁻¹</td> <td>5.0×10⁻³</td> <td>5.2×10⁻³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1.1×10⁻⁵</td> <td>3.6×10⁻⁴</td> <td>2.2×10⁻⁴</td> <td>8.9×10⁻⁶</td> <td>3.5×10⁻⁵</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> <td>1.5×10⁻⁶</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。 ※2 MMAPコードによるCs類の放出割合の評価においては、放出割合・放出時間の異なるCsIとCsOHそれぞれについて評価し、CsIとCsOHそれぞれの放出量の評価結果を合計してCs類の評価結果としている。</p>												希ガス類	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻³	9.2×10 ⁻³	8.0×10 ⁻³	3.2×10 ⁻²	8.0×10 ⁻²	4.6×10 ⁻⁴	CV外への放出割合	8.9×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁵	今回の評価 (NUREG-1465 に基づく) ^{※1}	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻⁴	7.5×10 ⁻³	3.1×10 ⁻³	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³		1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁶	3.5×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	<p>表5 MMAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較^{※1}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>希ガス類</th> <th>ヨウ素類^{※2}</th> <th>Os類^{※2}</th> <th>Te類</th> <th>Ba類</th> <th>Ru類</th> <th>Ce類</th> <th>La類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV内への放出割合</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>9.6×10⁻¹</td> <td>8.0×10⁻¹</td> <td>3.4×10⁻²</td> <td>7.2×10⁻²</td> <td>2.3×10⁻³</td> <td>3.9×10⁻⁴</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>9.6×10⁻³</td> <td>3.0×10⁻⁴</td> <td>1.5×10⁻⁵</td> <td>6.9×10⁻⁷</td> <td>1.3×10⁻⁵</td> <td>4.7×10⁻⁵</td> <td>7.4×10⁻⁵</td> </tr> <tr> <td>今回の評価</td> <td>1.0×10⁰</td> <td>7.5×10⁻¹</td> <td>3.1×10⁻¹</td> <td>1.2×10⁻¹</td> <td>5.0×10⁻³</td> <td>5.5×10⁻³</td> <td>5.2×10⁻³</td> </tr> <tr> <td>CV外への放出割合</td> <td>1.1×10⁻⁴</td> <td>3.6×10⁻⁴</td> <td>8.0×10⁻⁵</td> <td>3.2×10⁻⁵</td> <td>1.3×10⁻⁵</td> <td>1.4×10⁻⁵</td> <td>1.4×10⁻⁵</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。 ※2 Osのように複数の化学形態 (OsOH, CsIグループ) を有する核種については、Osの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。</p>												希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Os類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻³	3.9×10 ⁻⁴	CV外への放出割合	9.6×10 ⁻³	3.0×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵	今回の評価	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.5×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵	
希ガス類	希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																																																																																	
CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻³	9.2×10 ⁻³	8.0×10 ⁻³	3.2×10 ⁻²	8.0×10 ⁻²	4.6×10 ⁻⁴																																																																																																	
CV外への放出割合	8.9×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻⁷	1.5×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁵																																																																																																	
今回の評価 (NUREG-1465 に基づく) ^{※1}	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻⁴	7.5×10 ⁻³	3.1×10 ⁻³	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³																																																																																																	
	1.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁶	3.5×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶																																																																																																	
希ガス類	ヨウ素類 ^{※2}	Os類 ^{※2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類																																																																																																	
CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.6×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻²	7.2×10 ⁻²	2.3×10 ⁻³	3.9×10 ⁻⁴																																																																																																	
CV外への放出割合	9.6×10 ⁻³	3.0×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁻⁷	1.3×10 ⁻⁵	4.7×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵																																																																																																	
今回の評価	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻³	5.5×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³																																																																																																	
CV外への放出割合	1.1×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻⁴	8.0×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻⁵																																																																																																	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">第8表 MAAP コードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p> <div style="text-align: center;"> <p>炉心内蓄積量① (ORIGEN2 コードにて計算)</p> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p>CV 内の放射性物質質量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・CV 内への放出割合 (MAAP コード) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (MAAP コード内で設定) ・元素状よう素の自然沈着 (MAAP では評価されないため実験等に基づき設定) <p>CV 内圧(MAAP による評価)に応じた CV 漏えい率を考慮</p> <p>CV 外へ放出される放射性物質質量②</p> <p>MAAP コードを用いた評価</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>CV 内の放射性物質質量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・CV 内への放出割合 (NUREG-1465) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (実験等に基づき設定) <p>CV 内圧(MAAP による評価)に応じた CV 漏えい率を包絡する漏えい率を設定</p> <p>CV 外へ放出される放射性物質質量③</p> <p>今回の評価</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px; text-align: center;"> <p>MAAP コードによる評価の CV 外への放出割合 (②/①) < 今回の評価の CV 外への放出割合 (③/①)</p> </div>	<div style="text-align: center;"> <p>炉心内蓄積量 ① (ORIGEN2 コードにて計算)</p> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p>CV 内の放射性物質質量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・CV 内への放出割合 (MAAP コード) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (MAAP コード内で設定) ・元素状よう素の自然沈着 (MAAP では評価されないため実験等に基づき設定) <p>CV 内圧 (MAAP による評価)に応じた CV 漏えい率を考慮</p> <p>CV 外へ放出される放射性物質質量②</p> <p>MAAP コードを用いた評価</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>CV 内の放射性物質質量</p> <ul style="list-style-type: none"> ・CV 内への放出割合 (NUREG-1465) ・エアロゾルの自然沈着及びスプレイによる除去効果 (実験等に基づき設定) ・元素状よう素の自然沈着 (実験等に基づき設定) <p>CV 内圧 (MAAP による評価)に応じた CV 漏えい率を包絡する漏えい率を設定</p> <p>CV 外へ放出される放射性物質質量③</p> <p>NUREG-1465 のソースタームを適用した評価</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px; text-align: center;"> <p>MAAP コードによる評価の CV 外への放出割合 (②/①) < NUREG-1465 のソースタームを適用した評価の CV 外への放出割合 (③/①)</p> </div> <p style="text-align: center;">図1 MAAP コードによるソースターム解析をした評価方法と本評価による放出量の比較方法</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																															
		(参考1) 資料構成の相違																																																																																															
	表6 ERI/MRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)																																																																																																
	<p>Table 3.1 PWR Releases into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1"> <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>04 (0.5)²</td> <td>14 (1.3)</td> <td>20 (2.0)</td> <td>103 (14.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.07, 0.07, 0.07, 0.07 (0.0)</td> <td>4.60, 8.05, 0.43, 0.05, 1.07R (0.2)</td> <td>4.3 (0)</td> <td>0.00</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.35 (0.0)</td> <td>0.35, 0.97TR (0.1)</td> <td>0.25 (0.2)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05 (0.0)</td> <td>0.25, 0.97TR (0.1)</td> <td>0.35 (0.3)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.005 (0)</td> <td>0.10, 0.30, 0.30, 0.55, 0.77R (0.0)</td> <td>0.40 (0.2)</td> <td>0.2R (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.47, 0.84 (0.0)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15, 0.7, 0.7, 4.3, 6.77R³</td> <td>0.07, 0.03, 0.1, 6.2, TR</td> <td>0, 0, 0.05, 0.05, TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.005, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR</td> <td>0.002, 0.02, 0.02, 0.02, TR</td> <td>0.01, 0.01, 0.01, 0.10, TR</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0.001)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ca</td> <td>0</td> <td>0.002, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR</td> <td>0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001, 0.0001, 0.001, 0.002, 0.02TR</td> <td>0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.01, 0.01, 0.01, 0.01, 0.02TR</td> <td>0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group⁴)</td> <td>0, 0, 0, (0)</td> <td>0.005, 0.005, 0.01 (0.002)</td> <td>0.005, 0.01, 0.01 (0.005)</td> <td>0, 0, 0 (0)</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Gd, Nd</td> <td>0, 0</td> <td>0.002, 0.02TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> <tr> <td>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0, 0</td> <td>0.002, 0.002TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> <tr> <td>Sm</td> <td>0, 0</td> <td>0.002, 0.02TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> <tr> <td>Pm, Sn</td> <td>0, 0</td> <td>0.002, 0.02TR</td> <td>0.005, TR</td> <td>0, TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that it was the panel's understanding that only about 1/2 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the panel's assessment analysis which performed for cores that were uniformly burned usually to 19 GWd/t.</p> <p>Footnote Table 3.1</p> <p>¹ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.</p> <p>³ Nd-147 entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ IAEA (2004) experiments show that more than 90% release from the fuel into the containment. Sandia has a 10% release from fuel and 2% in the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵ Three panel members related to NUREG-1465 had made grouping e.g., one group, with two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>		Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	04 (0.5) ²	14 (1.3)	20 (2.0)	103 (14.0)	Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07, 0.07 (0.0)	4.60, 8.05, 0.43, 0.05, 1.07R (0.2)	4.3 (0)	0.00	Halogens	0.35 (0.0)	0.35, 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25, 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.005 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.55, 0.77R (0.0)	0.40 (0.2)	0.2R (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.47, 0.84 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)	Mn, Tc	0	0.15, 0.7, 0.7, 4.3, 6.77R ³	0.07, 0.03, 0.1, 6.2, TR	0, 0, 0.05, 0.05, TR	Ru, Rh, Pd	0	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.002, 0.02, 0.02, 0.02, TR	0.01, 0.01, 0.01, 0.10, TR	Cerium group	(0)	(0.005)	(0.001)	(0)	Ca	0	0.002, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0	Pu, Zr	0	0.0001, 0.0001, 0.001, 0.002, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0	Np	0	0.01, 0.01, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0	Lanthanides (see group ⁴)	0, 0, 0, (0)	0.005, 0.005, 0.01 (0.002)	0.005, 0.01, 0.01 (0.005)	0, 0, 0 (0)	La, Eu, Gd, Nd	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR	Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR	Sm	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR	Pm, Sn	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR	
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
Duration (Hours)	04 (0.5) ²	14 (1.3)	20 (2.0)	103 (14.0)																																																																																													
Noble Gases	0.05, 0.07, 0.07, 0.07, 0.07 (0.0)	4.60, 8.05, 0.43, 0.05, 1.07R (0.2)	4.3 (0)	0.00																																																																																													
Halogens	0.35 (0.0)	0.35, 0.97TR (0.1)	0.25 (0.2)	0.2 (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05 (0.0)	0.25, 0.97TR (0.1)	0.35 (0.3)	0.1 (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0.005 (0)	0.10, 0.30, 0.30, 0.55, 0.77R (0.0)	0.40 (0.2)	0.2R (0.005)																																																																																													
Barium, Strontium	0 (0)	0.47, 0.84 (0.0)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)																																																																																													
Mn, Tc	0	0.15, 0.7, 0.7, 4.3, 6.77R ³	0.07, 0.03, 0.1, 6.2, TR	0, 0, 0.05, 0.05, TR																																																																																													
Ru, Rh, Pd	0	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.002, 0.02, 0.02, 0.02, TR	0.01, 0.01, 0.01, 0.10, TR																																																																																													
Cerium group	(0)	(0.005)	(0.001)	(0)																																																																																													
Ca	0	0.002, 0.005, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0																																																																																													
Pu, Zr	0	0.0001, 0.0001, 0.001, 0.002, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0																																																																																													
Np	0	0.01, 0.01, 0.01, 0.01, 0.02TR	0.005, 0.005, 0.01, 0.01, TR	0																																																																																													
Lanthanides (see group ⁴)	0, 0, 0, (0)	0.005, 0.005, 0.01 (0.002)	0.005, 0.01, 0.01 (0.005)	0, 0, 0 (0)																																																																																													
La, Eu, Gd, Nd	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR																																																																																													
Y, Nd, Am, Cm	0, 0	0.002, 0.002TR	0.005, TR	0, TR																																																																																													
Sm	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR																																																																																													
Pm, Sn	0, 0	0.002, 0.02TR	0.005, TR	0, TR																																																																																													
	表7 ERI/MRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)																																																																																																
	<p>Table 3.12 MOX Releases into Containment¹</p> <table border="1"> <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>0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.3)²</td> <td>14, 14, 14, 14, 14 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)</td> <td>0.65, 0.65, 0.75, 0.93, 0.95 TR (0.2)</td> <td>0, 0.2, 0.3, 0.3, TR (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)</td> <td>0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.92TR (0.3)</td> <td>0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.2)</td> <td>0.2, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)</td> <td>0.25, 0.30, 0.30, 0.30, 0.65TR (0.2)</td> <td>0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.3)</td> <td>0.10, 0.15, 0.15, 0.15, TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0, 0, 0, 0.005, 0.005 (0)</td> <td>0.1, 0.15, 0.3, 0.35, 0.77R (0.0)</td> <td>0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.2)</td> <td>0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>NE³, NE, NE, 0, 0 (0)</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.1 (0.0)</td> <td>NE, NE, NE, 0.1, 0.1 (0.1)</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0.002)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mn, Tc</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, 0.1, 0.1</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, 0.1, 0.1</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, 0.05, 0.1</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> </tr> <tr> <td>Cerium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ca</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0.001</td> <td>NE, NE, NE, 0.001, 0.001</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, 0.01, 0.01</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>NE, NE, NE, 0, 0 (0)</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0.005 (0.002)</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)</td> <td>NE, NE, NE, NE, 0 (0)</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parentheses are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.</p> <p>³ NE = No entry, the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ The values in Table 3.12 are for release from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.</p>		Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	Duration (Hours)	0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.3) ²	14, 14, 14, 14, 14 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.65, 0.65, 0.75, 0.93, 0.95 TR (0.2)	0, 0.2, 0.3, 0.3, TR (0)	0 (0)	Halogens	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.92TR (0.3)	0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.2)	0.2, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.1)	Alkali Metals	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.25, 0.30, 0.30, 0.30, 0.65TR (0.2)	0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.3)	0.10, 0.15, 0.15, 0.15, TR (0.1)	Tellurium group	0, 0, 0, 0.005, 0.005 (0)	0.1, 0.15, 0.3, 0.35, 0.77R (0.0)	0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.2)	0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)	Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE, 0, 0 (0)	NE, NE, NE, 0.01, 0.1 (0.0)	NE, NE, NE, 0.1, 0.1 (0.1)	NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)	Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)	Mn, Tc	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, 0.1, 0.1	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, 0.1, 0.1	Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, 0.05, 0.1	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	Cerium group	(0)	(0.005)	(0.005)	(0)	Ca	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, NE, 0	Pu, Zr	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.001	NE, NE, NE, 0.001, 0.001	NE, NE, NE, NE, 0	Np	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, NE, 0	Lanthanides	NE, NE, NE, 0, 0 (0)	NE, NE, NE, NE, 0.005 (0.002)	NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)	NE, NE, NE, NE, 0 (0)																					
	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																													
Duration (Hours)	0.3, 0.4, 0.4, 0.4, 0.4 (0.3) ²	14, 14, 14, 14, 14 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)																																																																																													
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.65, 0.65, 0.75, 0.93, 0.95 TR (0.2)	0, 0.2, 0.3, 0.3, TR (0)	0 (0)																																																																																													
Halogens	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.325, 0.35, 0.35, 0.375, 0.92TR (0.3)	0.15, 0.2, 0.25, 0.25, TR (0.2)	0.2, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.1)																																																																																													
Alkali Metals	0.05, 0.05, 0.05, 0.05, 0.07 (0.0)	0.25, 0.30, 0.30, 0.30, 0.65TR (0.2)	0.25, 0.25, 0.30, 0.30, TR (0.3)	0.10, 0.15, 0.15, 0.15, TR (0.1)																																																																																													
Tellurium group	0, 0, 0, 0.005, 0.005 (0)	0.1, 0.15, 0.3, 0.35, 0.77R (0.0)	0.4, 0.4, 0.4, 0.4, TR (0.2)	0.1, 0.2, 0.2, 0.2, TR (0.005)																																																																																													
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE, 0, 0 (0)	NE, NE, NE, 0.01, 0.1 (0.0)	NE, NE, NE, 0.1, 0.1 (0.1)	NE, NE, NE, 0, 0.01 (0)																																																																																													
Noble Metals	(0)	(0.002)	(0.002)	(0)																																																																																													
Mn, Tc	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, 0.1, 0.1	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, 0.1, 0.1																																																																																													
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, 0.05, 0.1	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01																																																																																													
Cerium group	(0)	(0.005)	(0.005)	(0)																																																																																													
Ca	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, NE, 0																																																																																													
Pu, Zr	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.001	NE, NE, NE, 0.001, 0.001	NE, NE, NE, NE, 0																																																																																													
Np	NE, NE, NE, 0, 0	NE, NE, NE, NE, 0.01	NE, NE, NE, 0.01, 0.01	NE, NE, NE, NE, 0																																																																																													
Lanthanides	NE, NE, NE, 0, 0 (0)	NE, NE, NE, NE, 0.005 (0.002)	NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)	NE, NE, NE, NE, 0 (0)																																																																																													

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																								
	<p>表8 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (hours)</td> <td>0.22 (0.5)</td> <td>4.5 (1.5)</td> <td>4.8 (2.0)</td> <td>143 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.017 (0.05)</td> <td>0.54 (0.25)</td> <td>0.011 (0)</td> <td>0.003 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.004 (0.05)</td> <td>0.37 (0.35)</td> <td>0.011 (0.25)</td> <td>0.21 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.003 (0.05)</td> <td>0.23 (0.25)</td> <td>0.02 (0.35)</td> <td>0.06 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>0.0006 (0)</td> <td>0.004 (0.02)</td> <td>0.003 (0.10)</td> <td>- (-)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.004 (0)</td> <td>0.30 (0.05)</td> <td>0.003 (0.25)</td> <td>0.10 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.08 (0.0025)</td> <td>0.01 (0.0025)</td> <td>0.03 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>0.006 (0.0025)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁷ (2x10⁻⁷)</td> <td>1.3x10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.5x10⁻⁷ (5x10⁻⁸)</td> <td>2.4x10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>表9 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）</p> <p>Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Gap Release</th> <th>In-vessel Release</th> <th>Ex-vessel Release</th> <th>Late In-vessel Release</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Duration (hours)</td> <td>0.36 (0.50)</td> <td>4.4 (1.3)</td> <td>6.5 (2.0)</td> <td>16 (10)</td> </tr> <tr> <td colspan="5">Release Fractions of Radionuclide Groups</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases (Kr, Xe)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.86 (0.25)</td> <td>0.05 (0)</td> <td>0.026 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens (Br, I)</td> <td>0.028 (0.050)</td> <td>0.48 (0.35)</td> <td>0.06 (0.25)</td> <td>0.055 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals (Rb, Cs)</td> <td>0.014 (0.050)</td> <td>0.44 (0.25)</td> <td>0.07 (0.35)</td> <td>0.025 (0.10)</td> </tr> <tr> <td>Alkaline Earths (Sr, Ba)</td> <td>-</td> <td>0.0015 (0.020)</td> <td>0.008 (0.1)</td> <td>9x10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium Group (Te, Se, Sb)</td> <td>0.014 (0)</td> <td>0.48 (0.25)</td> <td>0.04 (0.25)</td> <td>0.055 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Molybdenum (Mo, Tc, Nb)</td> <td>-</td> <td>0.27 (0.0025)</td> <td>0.024 (0.0025)</td> <td>0.024 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)</td> <td>-</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>0.005 (0.0025)</td> <td>3 x 10⁻⁴ (0)</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.1 x 10⁻⁷ (0.0002)</td> <td>3 x 10⁻⁵ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)</td> <td>-</td> <td>1.0 x 10⁻⁷ (0.0005)</td> <td>5 x 10⁻⁴ (0.005)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>		Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0)	0.003 (0)	Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁸)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-		Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release	Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)	Release Fractions of Radionuclide Groups					Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.25)	0.05 (0)	0.026 (0)	Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)	Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)	Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁴ (0)	Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.25)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)	Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.024 (0.0025)	0.024 (0)	Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3 x 10⁻⁴ (0)	Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x 10⁻⁷ (0.0002)	3 x 10⁻⁵ (0.005)	-	Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x 10⁻⁷ (0.0005)	5 x 10⁻⁴ (0.005)	-	
	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																						
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)																																																																																																																						
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																										
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.54 (0.25)	0.011 (0)	0.003 (0)																																																																																																																						
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)																																																																																																																						
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)																																																																																																																						
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)																																																																																																																						
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)																																																																																																																						
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)																																																																																																																						
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.006 (0.0025)	-																																																																																																																						
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																						
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁸)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																						
	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release																																																																																																																						
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)																																																																																																																						
Release Fractions of Radionuclide Groups																																																																																																																										
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.25)	0.05 (0)	0.026 (0)																																																																																																																						
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)																																																																																																																						
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)																																																																																																																						
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁴ (0)																																																																																																																						
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.25)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)																																																																																																																						
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.024 (0.0025)	0.024 (0)																																																																																																																						
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.005 (0.0025)	3 x 10⁻⁴ (0)																																																																																																																						
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x 10⁻⁷ (0.0002)	3 x 10⁻⁵ (0.005)	-																																																																																																																						
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x 10⁻⁷ (0.0005)	5 x 10⁻⁴ (0.005)	-																																																																																																																						

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p style="text-align: center;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第9-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第9-2表に示す。</p> <p>MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">第9-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="246 869 929 1252"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 0.0</td><td>0</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 7.7×10^{13}</td><td>62</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.9×10^{13}</td><td>16</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 4.2×10^{12}</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 7.7×10^{12}</td><td>6</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 4.9×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 9.4×10^{12}</td><td>8</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 5.7×10^{12}</td><td>5</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.2×10^{14}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0	0	ヨウ素類	約 7.7×10^{13}	62	Cs類	約 1.9×10^{13}	16	Te類	約 4.2×10^{12}	3	Ba類	約 7.7×10^{12}	6	Ru類	約 4.9×10^{11}	<1	Ce類	約 9.4×10^{12}	8	La類	約 5.7×10^{12}	5	合計	約 1.2×10^{14}	100	<p style="text-align: center;">(参考2)</p> <p style="text-align: center;">各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中でNUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳として I-131等価量換算値を表10に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を表11に示す。I-131等価量換算はハロゲン（ヨウ素類）が約55%、Ce類が約15%、Cs類が約12%、La類が約12%、その他が約7%となっており、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算は希ガス類が91%、ハロゲン（ヨウ素類）が7%、Cs類が2%、その他が約1%となっている。</p> <p>なお、MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p style="text-align: center;">表10 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="1220 861 1825 1316"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2) (Bq)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Xe類</td><td>0.0E+00</td><td>0</td></tr> <tr><td>I類</td><td>8.2E+13</td><td>55</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>3.8E+12</td><td>3</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>8.1E+12</td><td>4</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>5.9E+11</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>2.2E+13</td><td>15</td></tr> <tr><td>La類</td><td>1.7E+13</td><td>12</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.5E+14</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)	Xe類	0.0E+00	0	I類	8.2E+13	55	Cs類	1.7E+13	12	Te類	3.8E+12	3	Ba類	8.1E+12	4	Ru類	5.9E+11	<1	Ce類	2.2E+13	15	La類	1.7E+13	12	合計	1.5E+14	100	<p>記載方針の相違 (玄海と同様)</p>
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.7×10^{13}	62																																																												
Cs類	約 1.9×10^{13}	16																																																												
Te類	約 4.2×10^{12}	3																																																												
Ba類	約 7.7×10^{12}	6																																																												
Ru類	約 4.9×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 9.4×10^{12}	8																																																												
La類	約 5.7×10^{12}	5																																																												
合計	約 1.2×10^{14}	100																																																												
核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)																																																												
Xe類	0.0E+00	0																																																												
I類	8.2E+13	55																																																												
Cs類	1.7E+13	12																																																												
Te類	3.8E+12	3																																																												
Ba類	8.1E+12	4																																																												
Ru類	5.9E+11	<1																																																												
Ce類	2.2E+13	15																																																												
La類	1.7E+13	12																																																												
合計	1.5E+14	100																																																												

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について)

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)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>第9-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="228 331 963 721"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 1.0×10^{16}</td><td>92</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.1×10^{14}</td><td>6</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{14}</td><td>2</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 2.9×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 2.0×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 8.6×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.3×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 3.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.1×10^{16}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 1.0×10^{16}	92	ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6	Cs類	約 1.7×10^{14}	2	Te類	約 2.9×10^{13}	<1	Ba類	約 2.0×10^{13}	<1	Ru類	約 8.6×10^{11}	<1	Ce類	約 1.3×10^{12}	<1	La類	約 3.7×10^{12}	<1	合計	約 1.1×10^{16}	100	<p>表11 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="1191 347 1877 852"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2) (Bq)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Xe類</td><td>8.7E+15</td><td>91</td></tr> <tr><td>I類</td><td>6.7E+14</td><td>7</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>1.7E+14</td><td>2</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>3.1E+13</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>1.7E+13</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>9.9E+11</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>1.1E+12</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>2.9E+12</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>9.5E+15</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)	Xe類	8.7E+15	91	I類	6.7E+14	7	Cs類	1.7E+14	2	Te類	3.1E+13	<1	Ba類	1.7E+13	<1	Ru類	9.9E+11	<1	Ce類	1.1E+12	<1	La類	2.9E+12	<1	合計	9.5E+15	100	
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 1.0×10^{16}	92																																																												
ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6																																																												
Cs類	約 1.7×10^{14}	2																																																												
Te類	約 2.9×10^{13}	<1																																																												
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1																																																												
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1																																																												
La類	約 3.7×10^{12}	<1																																																												
合計	約 1.1×10^{16}	100																																																												
核種グループ	放出放射能 (注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)																																																												
Xe類	8.7E+15	91																																																												
I類	6.7E+14	7																																																												
Cs類	1.7E+14	2																																																												
Te類	3.1E+13	<1																																																												
Ba類	1.7E+13	<1																																																												
Ru類	9.9E+11	<1																																																												
Ce類	1.1E+12	<1																																																												
La類	2.9E+12	<1																																																												
合計	9.5E+15	100																																																												

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所3号機及び4号機の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.94 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (大飯発電所3号機及び4号機 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号機及び4号機 72,900 m³) </p> <p>ここで、V_d の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載され</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。</p> <p>このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度を k_g とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$ <p> λ_d : 自然沈着率 (1/s) k_g : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積(m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積(m³) </p> <p>ここで、k_g の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $k_g = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p> r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s) </p> <p>各パラメータの値を表1にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されて</p>	

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>ている値である。</p> <p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="224 263 963 486"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa・s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> 希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率（λ_d） CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で$1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$ CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率（λ_d） $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} = \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} = 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$ Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	<p>いる値である。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1131 255 1859 510"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CV床面積 (m²)</td> <td>1250</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>CV自由体積 (m³)</td> <td>85500</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa・s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」 抜粋</p> <p>(1)自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> 希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率（λ_d） CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で$1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$ CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率（λ_d） $1 \mu\text{m}$の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} = \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$ $\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} = 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$ Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	CV床面積 (m ²)	1250	設計値	CV自由体積 (m ³)	85500	設計値	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	
パラメータ	値	備考																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										
パラメータ	値	備考																																										
CV床面積 (m ²)	1250	設計値																																										
CV自由体積 (m ³)	85500	設計値																																										
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																										
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																										
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																										
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																										
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																										

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

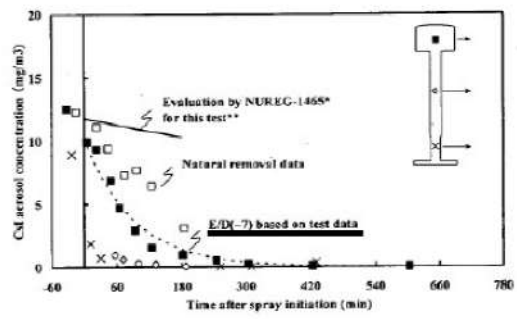
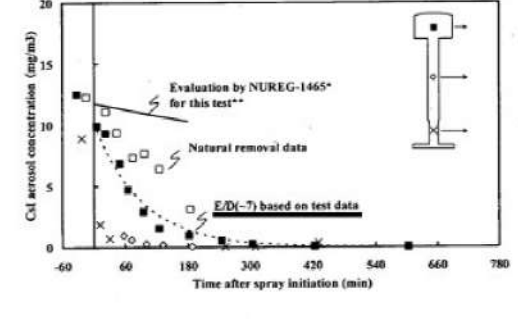
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 h : スプレイ液滴落下高さ V_s : スプレイ領域の体積 F : スプレイ流量 E : 捕集効率 D : スプレイ液滴直径 </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.10</p> <p style="text-align: center;">スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式</p> <p>米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。</p> $\lambda_s = \frac{3hFE}{2VD}$ <p> λ_s : スプレイ除去速度 [h⁻¹] V : スプレイ領域の体積 [m³] E : 捕集効率 [-] </p> <p> h : スプレイ液滴落下高さ [m] F : スプレイ流量 [m³/h] D : スプレイ液滴直径 [m] </p> <p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>スプレイの効率を表すパラメータとして、単一液滴による除去効率を表すパラメータである捕集効率 E をスプレイ液滴直径 D で除した値 E/D が用いられる。一般的にスプレイ液滴直径が小さいほど E/D の値は大きくなる傾向にあり、本設スプレイ相当では E/D は 10m³ 以上確保できるとされている (SRP6.5.2)。ただし、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレイの実施時には E/D は低下することが考えられる。</p> <p>今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。</p>	<p>記載方針の相違</p>

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50 到達以降は、E/D を1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p>	<div data-bbox="1198 199 1814 686" data-label="Diagram"> <p>スプレイ液滴直径 D : 小 ⇒ 表面積/体積 : 大 ⇒ スプレイ効率 E/D : 大</p> <p>スプレイ液滴直径 D : 大 ⇒ 表面積/体積 : 小 ⇒ スプレイ効率 E/D : 小</p> </div> <p>図 スプレイ効率について</p> <p>(1) NUPEC 試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフ DF と同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50 到達以降は、E/D を1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hF}{2V} \frac{E}{D}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	<p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{spr} = \frac{3hF}{2V} \frac{E}{D}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>$h = 18(m)$ $V = 12.2(m^3)$ $F = 0.020(m^3/hr)$</p>	
<p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	<p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	
<p>(2) 大飯発電所3号機及び4号機への適用</p> <p>大飯発電所3号機及び4号機の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7としている。NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。</p> <p>CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。</p> <p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、大飯発電所3号機及び4号機の場合、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 120m³/h が必要である。今回の評価で用いた大飯発電所3号機及び4号機の代替格納容器スプレイ流量 130m³/h (> 120m³/h) であり、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。</p>	<p>(2) 泊発電所3号炉への適用</p> <p>泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 [m⁻¹]としている。NUPEC の試験では PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5mm の条件の下で、E/D=7 [m⁻¹]との結果が得られている。PCCV プラントと泊発電所3号炉では、シビアアクシデント時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径Dは大きく影響を与えることがわかる（添付1 参照）。</p> <p>よって、NUPEC の試験結果である E/D=7[m⁻¹]を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 100m³/h が必要である。今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレイ流量 140m³/h (> 100m³/h) であり、スプレイ粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。</p>	<p>記載方針の相違 ・記載ノズルCVを採用する伊方3号炉と同様</p> <p>設計の相違</p>

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉

添付-1 CSE データ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	80.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1950	1950	2020	2300
Spray solution	e	e	f	f	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^d3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
^dMass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ ₅ Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

泊発電所3号炉

添付 1

CSE データ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	80.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1950	1950	2020	2300
Spray solution	e	e	f	f	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone. ^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone. ^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone. ^d3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
^dMass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ ₅ Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での” Particulate Iodine” の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.11</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレー注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合 最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象で使用）より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L: 漏えい率 L_d: 設計漏えい率 ΔP: 原子炉格納容器内外差圧 ρ: 原子炉格納容器内密度 d: 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t: 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p>記載表現の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)^{\frac{1}{2}}}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)^{\frac{1}{2}}} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak,i} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak,i} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> $\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left[\left(\frac{2}{k_i+1} \right)^{\frac{k_i}{k_i-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_i} \right]$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left[\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right]$	$\frac{L_i}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_i} \cdot \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{1}{k_i}} - \frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_i}{k_i-1} \cdot \frac{P_i}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{2}{k_i}} - \left(\frac{P_{leak,i}}{P_i} \right)^{\frac{k_i+1}{k_i}} \right)^{\frac{1}{2}}}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)^{\frac{1}{2}}} \\ \left(\frac{\Delta P_i}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_i} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak,i} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak,i} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧 </p> $\frac{P_{leak,i}}{P_i} = \max \left[\left(\frac{2}{k_i+1} \right)^{\frac{k_i}{k_i-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_i} \right]$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left[\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right]$	<p> 圧縮性流体（層流） 圧縮性流体（乱流） 差圧流 </p>
<p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記（1）、（2）で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.43MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.54MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率を図1に示す。また、上記（1）、（2）で述べた各流況の式から得られる漏えい率を図2に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最大値約0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/d）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/d一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/dに対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、図3に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧力解析結果に対して余裕を見込んでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p> 解析結果の相違 記載表現の相違 ・油は (%/d) で統一 </p>

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

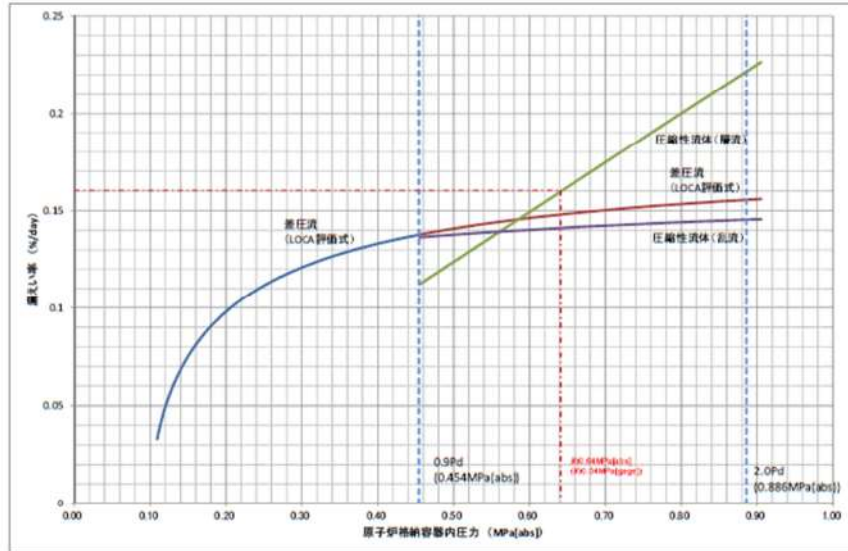
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/day)</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>— 解析値 — 評価使用値(0.16%/d)</p>	
<p>第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	<p>図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	
<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/day)</p> <p>時間(hr)</p> <p>※ 漏えい率を比較しやすい様、縦軸を0.08%/day～0.16%/dayに拡大している</p>	<p>原子炉格納容器からの漏えい率 (%/d)</p> <p>時間 (時)</p> <p>※ 漏えい率を比較しやすい様、縦軸を0.08%/d～0.16%/dに拡大している</p>	
<p>第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</p>	<p>図2 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</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

泊発電所3号炉

相違理由



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

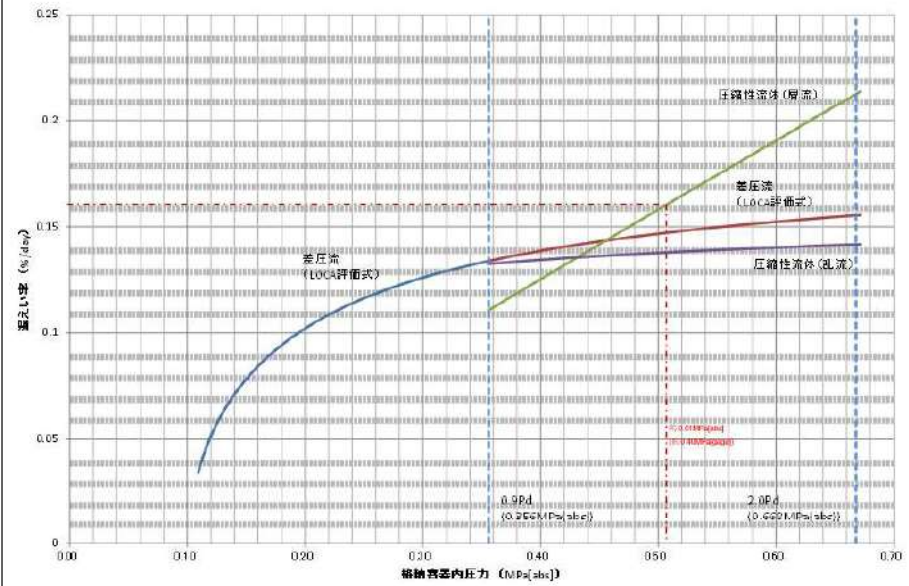


図3 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

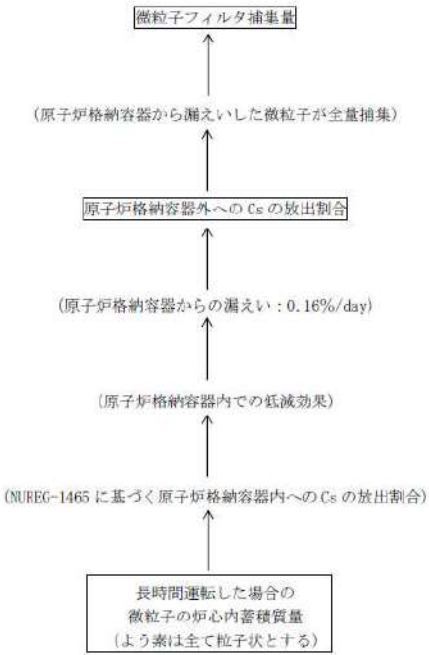
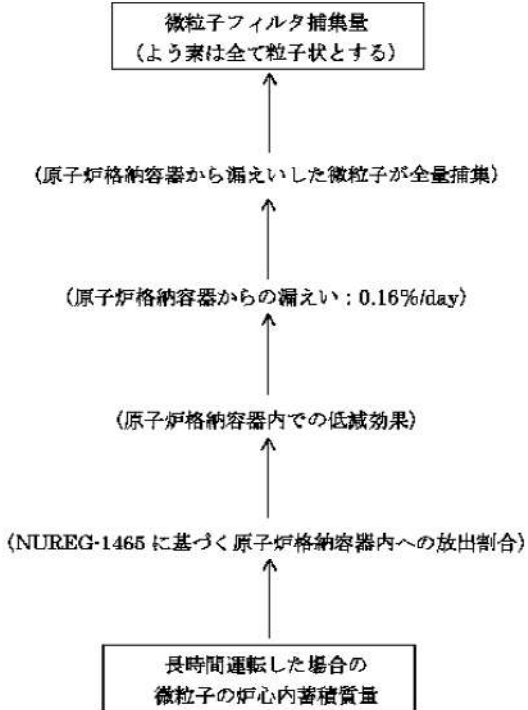
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.12 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内温度は最高で 70℃程度までの上昇であるため、大飯発電所3号炉及び4号炉アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>大飯発電所3号機及び4号機のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 3.9 kg/台（3枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 1.2 kg である。</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第3表及び第1図参照）</p> <p>したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center;"> <p>第1表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="297 1249 887 1385"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アニュラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約 1.2 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約 3.9 kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg	保持容量	約 3.9 kg	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.12</p> <p style="text-align: center;">アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について</p> <p>アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が 99.97%以上であることを確認している。</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内温度は最高で 120℃程度までの上昇であるため、アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。</p> <p>したがって、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について</p> <p>アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/台（6枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9kg である。（表1参照）</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（表2及び図1参照）</p> <p>したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99%は確保できる。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表1 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="1211 1236 1800 1409"> <tr> <td>微粒子フィルタ</td> <td>アニュラス空気浄化設備</td> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td>約0.9kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td>約8.9kg</td> </tr> </table> </div>	微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg	保持容量	約8.9kg	<p>相違理由</p> <p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊はベースケースではエアロゾル粒子の捕集効果を見込めが、本評価は保守的にエアロゾル粒子の捕集効果を見込んでいないことを明確化</p>
微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg													
保持容量	約 3.9 kg													
微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg													
保持容量	約8.9kg													

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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第2表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="443 239 768 577"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約 2.7E+01 (約 2.5E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 4.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 7.3E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.1E+03</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 4.9E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第1図 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)	Cs 類	約 4.0E+02	Te 類	約 7.3E+01	Ba 類	約 3.0E+02	Ru 類	約 1.1E+03	Ce 類	約 1.5E+03	La 類	約 1.5E+03	合計	約 4.9E+03	<p>表2 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="1305 220 1738 542"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約2.1E+01 (約2.0E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約5.0E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約2.1E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約6.9E+02</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約9.4E+02</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約1.0E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約3.2E+03</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)	Cs類	約3.0E+02	Te類	約5.0E+01	Ba類	約2.1E+02	Ru類	約6.9E+02	Ce類	約9.4E+02	La類	約1.0E+03	合計	約3.2E+03	<p>相違理由</p>
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)																																					
Cs 類	約 4.0E+02																																					
Te 類	約 7.3E+01																																					
Ba 類	約 3.0E+02																																					
Ru 類	約 1.1E+03																																					
Ce 類	約 1.5E+03																																					
La 類	約 1.5E+03																																					
合計	約 4.9E+03																																					
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)																																					
Cs類	約3.0E+02																																					
Te類	約5.0E+01																																					
Ba類	約2.1E+02																																					
Ru類	約6.9E+02																																					
Ce類	約9.4E+02																																					
La類	約1.0E+03																																					
合計	約3.2E+03																																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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

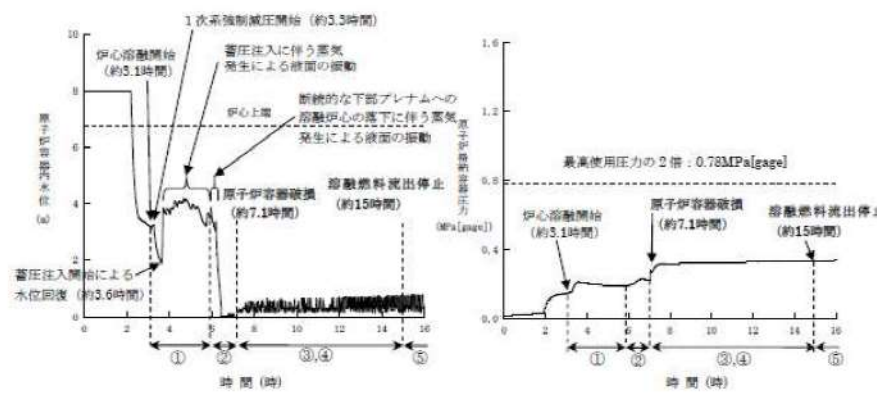
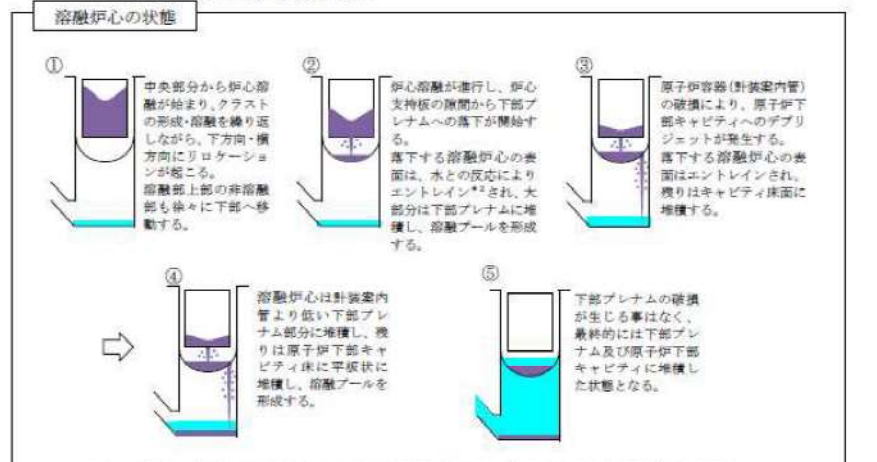
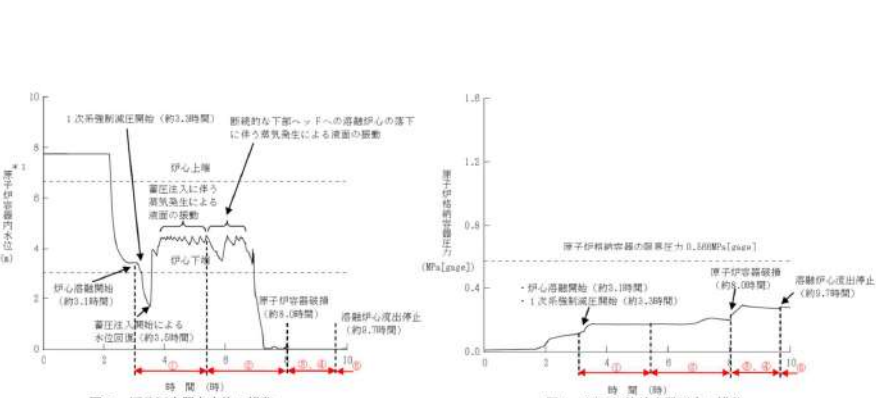
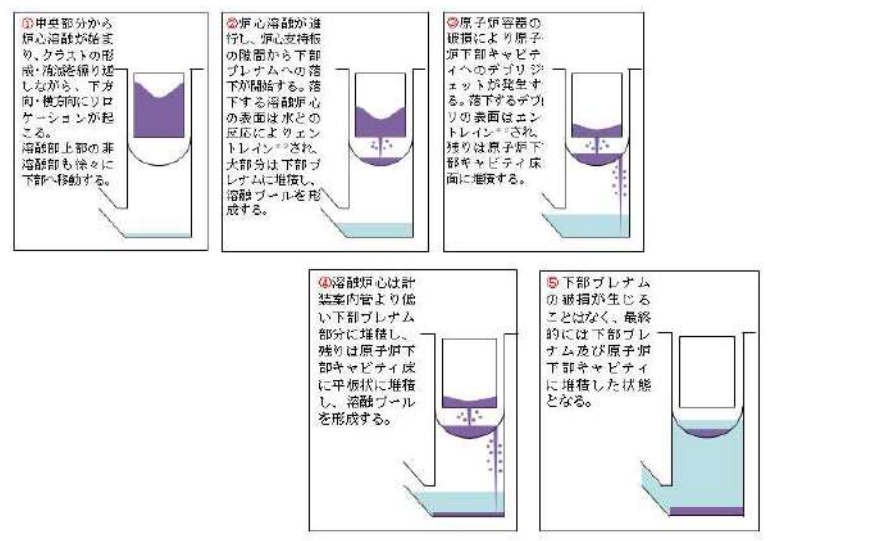
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.13</p> <p style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損） 解析結果における燃料挙動について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p> <p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="212 606 560 925"> <p style="text-align: center;">原子炉容器水位*1の推移(MAAP)</p> <p>*1：コード上は1次冷却材低温側配管下端部からの水位を模擬している。（気泡炉心水位）</p> </div> <div data-bbox="571 606 963 925"> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器雰囲気温度の推移(MAAP)</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <p>① 溶融炉心の状態</p> <p>② 中央部分から炉心溶融が始まり、クラスタの形成・溶融を繰り返しながら、下方・横方向にリコケーションが起こる。溶融炉心上部の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p> <p>③ 炉心溶融が進行し、炉心支持板の間から下部プレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は、水との反応によりエンブレインされ、残りはキャビティ表面に堆積する。</p> <p>④ 溶融炉心は針状管内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ表面に堆積し、溶融プールを形成する。</p> <p>⑤ 下部プレナム底部が破損し、溶融炉心の原子炉下部キャビティ表面への落下量が増加する。</p> <p>⑥ 最終的に溶融炉心の全量がキャビティに落下する。</p> <p>*2：溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.13</p> <p style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 解析結果における燃料挙動について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。</p> <p>1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1075 526 1456 861"> <p style="text-align: center;">原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> </div> <div data-bbox="1467 526 1937 861"> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器圧力の推移</p> </div> </div> <div style="margin-top: 20px;"> <p>*1：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p> <p>② 炉心溶融が進行し、炉心支持板の間から下部プレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は水との反応によりエンブレインされ、残りはキャビティ表面に堆積する。</p> <p>③ 溶融炉心の全量がキャビティに落下する。</p> <p>*2：溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</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

7.2.1.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移 (MAAP)</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p> <p>*1：コード上は1次冷却材低溫側配管下部からの水位を模擬している。(気泡炉心水位)</p> <p>溶解炉心の状態</p>  <p>*2：溶解炉心と水との反応によりデブリ表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態。</p>	<p>2. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動</p>  <p>原子炉格納容器内水位の推移 (MAAP)</p> <p>原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p> <p>*1：1次冷却材低溫側配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>  <p>*2：溶解炉心と水との反応により溶解炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

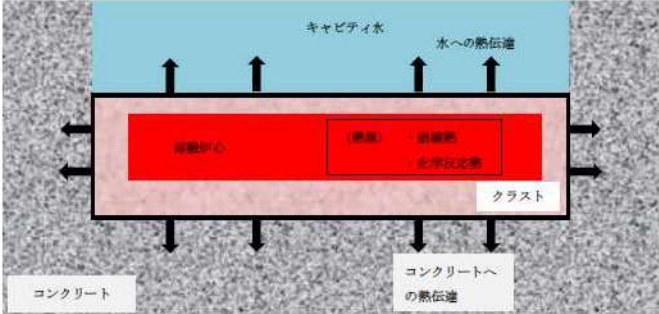
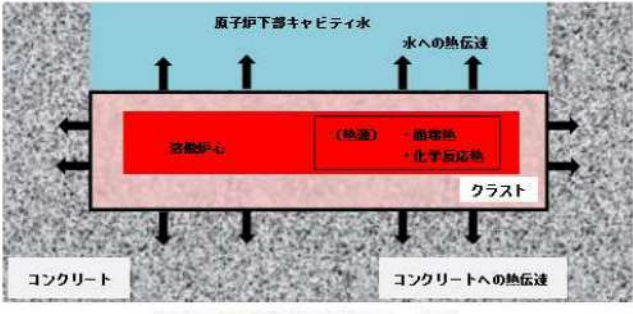
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPの燃料リロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの熔融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、大飯3、4号炉についても適用できる。</p> <p>MAAP コードでは、炉心を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、構造材の熔融の計算を行い、ノード内で熔融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、熔融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの熔融炉心の縦方向の厚さ、熔融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、熔融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて熔融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、熔融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>熔融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の熔融炉心の堆積厚さから計算する。落下する熔融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、熔融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</p>	<p>3. MAAP上の燃料のリロケーションモデルについて</p> <p>MAAPの熔融燃料挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、泊3号炉についても適用できる。</p> <p>MAAPでは、炉心を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、構造材の熔融の計算を行い、ノード内で熔融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。</p> <p>まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。</p> <p>膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、熔融炉心の膜流の厚さ、膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。</p> <p>管流の場合は、当該ノードの熔融炉心の縦方向の厚さ、熔融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。</p> <p>次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、熔融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。</p> <p>リロケーション後は、各ノードについて熔融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、熔融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。</p> <p>熔融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の熔融炉心の堆積厚さから計算する。落下する熔融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。</p> <p>さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、熔融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の熔融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により熔融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの熔融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>熔融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した熔融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、熔融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。熔融炉心と水の熱伝達は、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）におけるパーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、熔融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、熔融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、熔融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、熔融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 熔融デブリの熱伝達イメージ図</p>	<p>4. 原子炉下部キャビティ落下後の熔融炉心の挙動について</p> <p>下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により熔融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの熔融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。</p> <p>熔融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した熔融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、熔融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。熔融炉心と水の熱伝達は、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）におけるパーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、熔融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。</p> <p>このように、熔融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。</p> <p>ここで、熔融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、熔融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。</p>  <p>(参考) 熔融炉心の熱伝達イメージ図</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

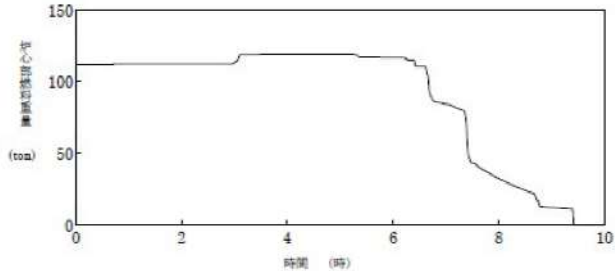
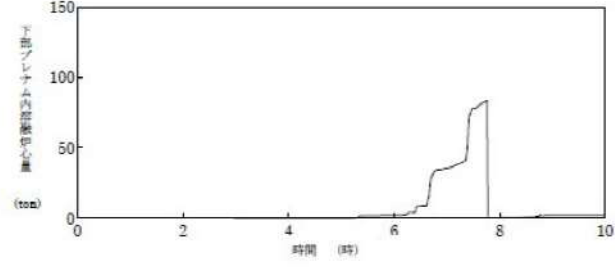
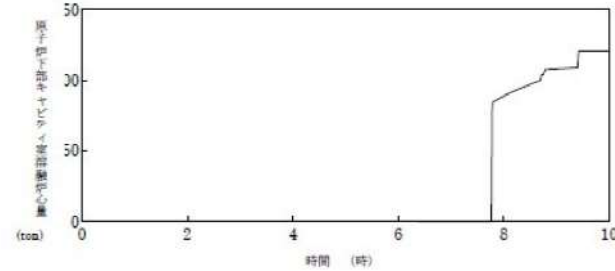
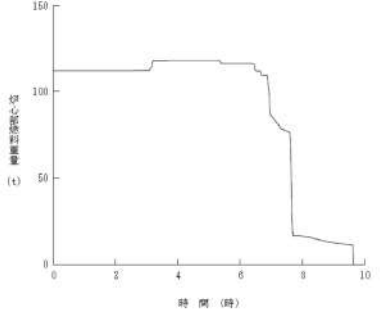
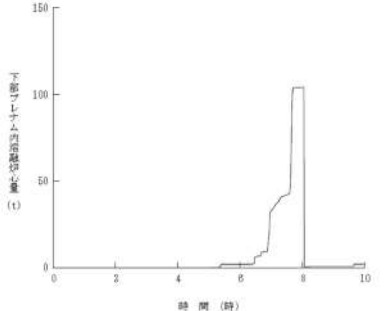
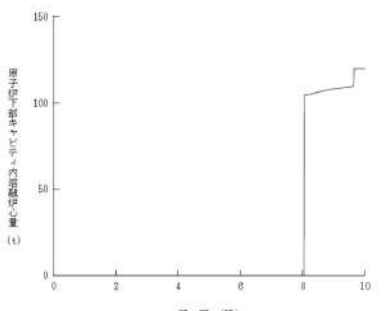
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【以下、大飯3，4で同様の記載がないため高浜3 / 4号炉の記載】</p> <p>5. 原子炉容器に残存した熔融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心熔融に至り、炉内の熔融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。熔融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の熔融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の格納容器内への放出に伴い格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心損傷後30分の時点から開始する恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器代替スプレィ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、熔融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、熔融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 熔融炉心の移行挙動</p> <p>図1～3の過温破損シーケンスにおける熔融炉心量推移の解析結果について示すとおり、熔融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図4に示すとおり、事象後期においても一部の熔融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全熔融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 熔融炉心の冷却及び格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける熔融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が格納容器内に放出される。これにより、格納容器圧力は上昇するが、格納容器内雰囲気はスプレィにより飽和状態が維持される。</p> ・原子炉容器破損（熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下）後 <p>熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティ室に形成された水プールにおいて熔融燃料は冷却される。このため、原子炉下部キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉下部キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の熔融燃料は冷却される（図5，6）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレィにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図7）。</p> <p>また、原子炉下部キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図4）することにより、炉内の残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の熔融炉心により発生する蒸気は飽和</p> 	<p>5. 原子炉容器に残存した熔融燃料の冷却について</p> <p>格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心熔融に至り、炉内の熔融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。熔融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の熔融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。</p> <p>今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の原子炉格納容器内への放出に伴い原子炉格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心熔融開始後30分の時点から開始する代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、熔融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、熔融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。</p> <p>(1) 熔融炉心の移行挙動</p> <p>図5～7の過温破損シーケンスにおける熔融炉心量推移の解析結果について示すとおり、熔融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティ室へ落下している。</p> <p>また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図6に示すとおり、事象後期においても一部の熔融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全熔融デブリの約2%とわずかである。</p> <p>(2) 熔融炉心の冷却及び原子炉格納容器の状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熔融燃料が原子炉容器内に保持されている期間 <p>炉心部或いは下部プレナムにおける熔融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が原子炉格納容器内に放出される。これにより、原子炉格納容器圧力は上昇するが、原子炉格納容器内雰囲気はスプレィにより飽和状態が維持される。</p> ・原子炉容器破損（熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下）後 <p>熔融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティ室に形成された水プールにおいて熔融炉心は冷却される。このため、原子炉下部キャビティの雰囲気は飽和蒸気状態となっている。</p> <p>原子炉下部キャビティ水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティにおいて発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の熔融燃料は冷却される（図9，10）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレィにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される（図11）。</p> <p>また、原子炉下部キャビティの水位が原子炉容器下部に到達（図8）することにより、炉内の残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の熔融炉心により発生する蒸気は飽和</p> 	<p>設備名称の相違</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

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="188 169 1043 229">蒸気となる。その後は、格納容器自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="376 624 808 647">第1図 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="342 999 869 1023">第2図 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="304 1342 904 1366">第3図 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>	<p data-bbox="1099 169 1964 229">和蒸気となる。その後は、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。</p>  <p data-bbox="1317 647 1709 671">図5 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1272 1023 1753 1046">図6 下部プレナム内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</p>  <p data-bbox="1238 1390 1787 1414">図7 原子炉下部キャビティ内溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）</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

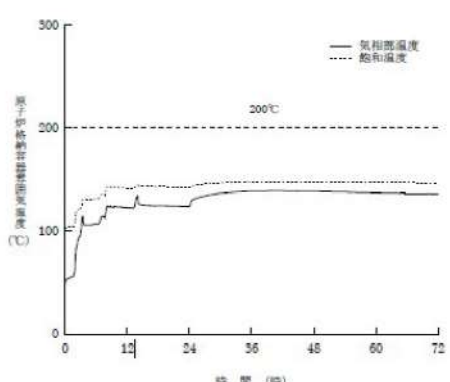
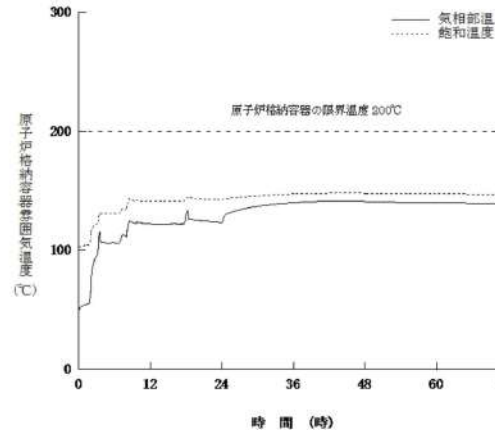
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第4図 原子炉容器内水位と下部プレナムデブリ高さの関係（格納容器過温破損）</p>	<p>第8図 原子炉容器内水位と下部プレナム溶融炉心高さの関係（格納容器過温破損）</p>	
<p>第5図 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>第9図 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）</p>	
<p>第6図 上部プレナム気相部温度（格納容器過温破損）</p>	<p>第10図 上部プレナム気相部温度（格納容器過温破損）</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）

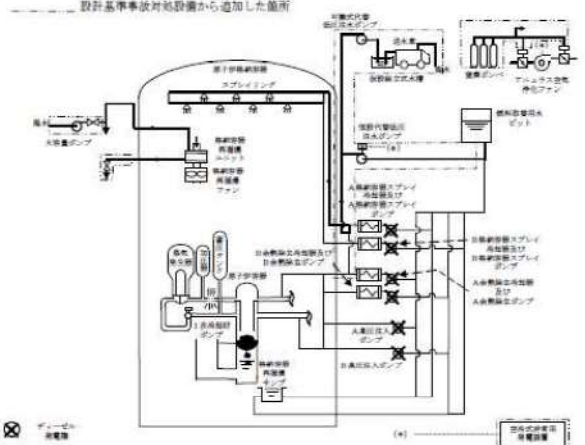
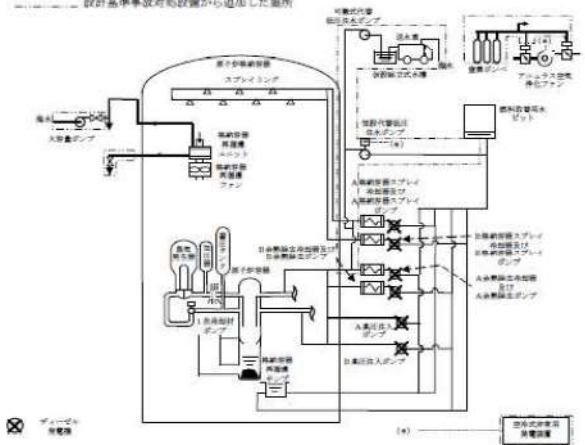
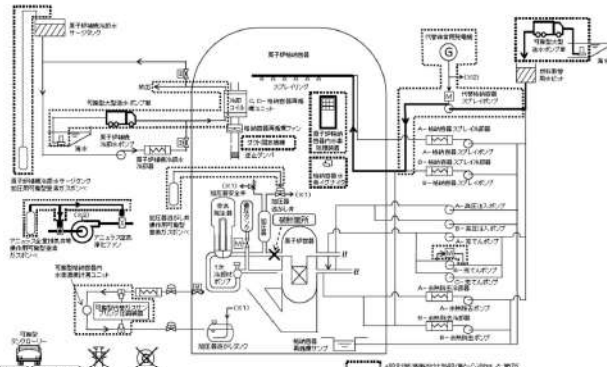
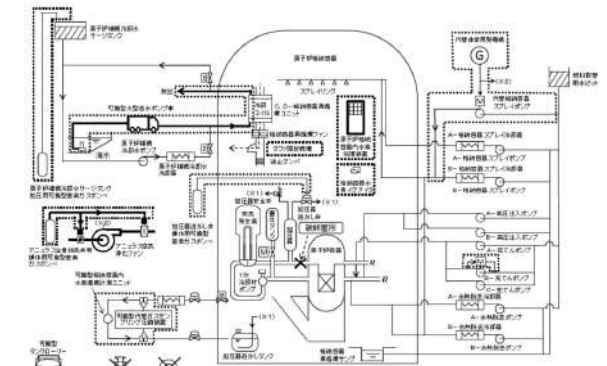
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第7図 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</p> <p>【ここまで高浜3/4号炉の記載】</p>	 <p>図11 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較（格納容器過温破損）</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.14</p> <p style="text-align: center;">評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図2 「大破断LOCA時にECCS注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.14</p> <p style="text-align: center;">評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器スプレイ）</p>  <p>図2 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（格納容器内自然対流冷却）</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

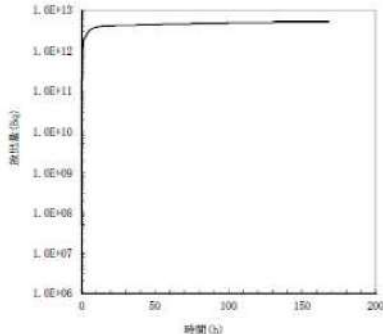
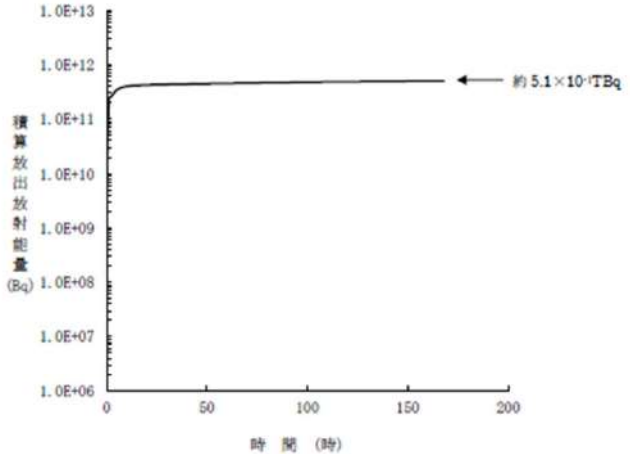
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について）

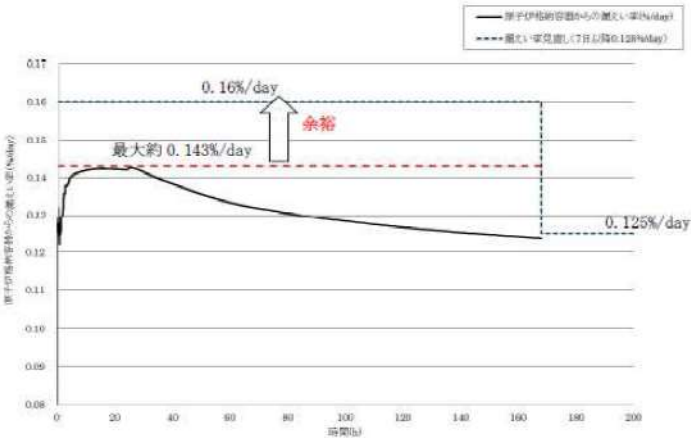
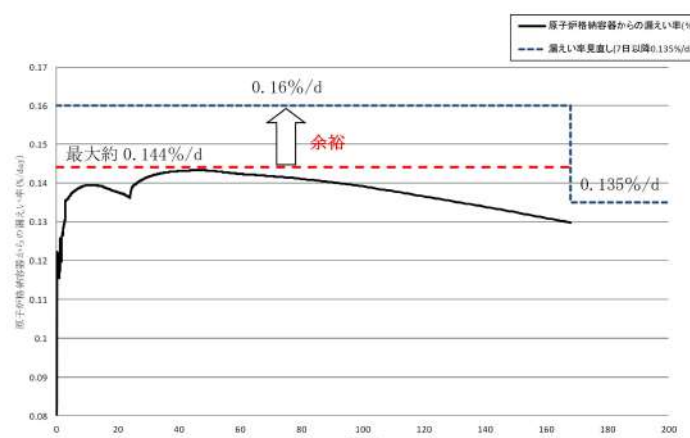
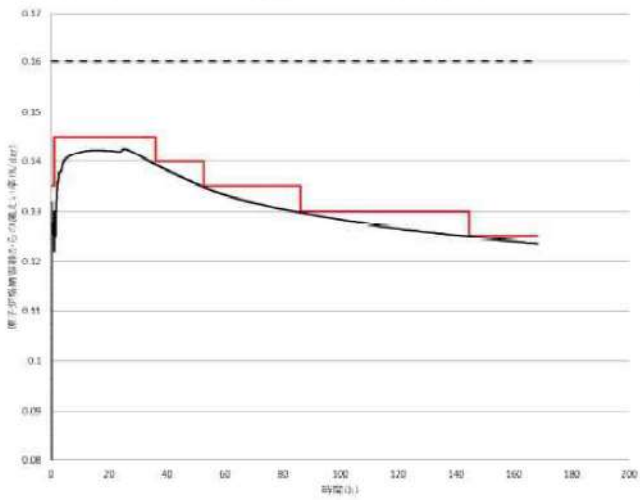
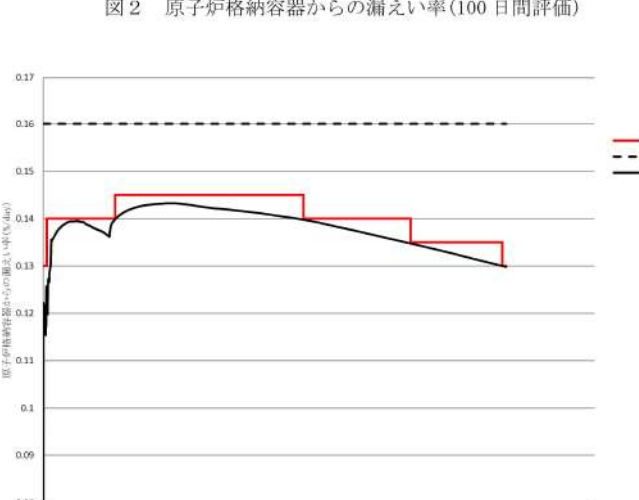
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後62分でアニユラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>大飯3、4号のCs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約9%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約10%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/day、7日以降を0.125/day一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dayで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約13%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.15</p> <p style="text-align: center;">Cs-137 放出量評価の評価期間について</p> <p>事故後7日間のCs-137放出量の推移を図1に示す。事故後78分でアニユラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137の放出率は大きく低下する。</p> <p>Cs-137の放出量評価について、事故後7日以降の影響を確認するために、事故後30日間及び100日間の放出量を評価した結果は表1のとおりである。評価期間30日のCs-137の放出量は評価期間7日の結果に比べ約8%の増加であり、評価期間100日としても評価期間7日の放出量に比べ約8%の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図2に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として7日まで0.16%/d、7日以降を0.135%/d一定として評価した。</p> <p>また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み0.16%/dで一定としていることから、これを図3に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表2に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後7日間のCs-137放出量は約15%低減する結果となった。</p> <p>以上の通り、Cs-137放出量は、事故発生から7日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137放出量を評価する期間を7日とすることは妥当であると考ええる。</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="353 316 824 555"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日（申請評価）</td> <td>約 5.2TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.09倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.7TBq (約 1.10倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）</p> <table border="1" data-bbox="235 730 940 853"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 （影響確認）</th> <th>② 0.16%/day 一定 （申請評価）</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs 放出量</td> <td>約 4.6TBq</td> <td>約 5.2TBq</td> <td>0.87</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）</p>	評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕	7日（申請評価）	約 5.2TBq	30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1	100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1	漏えい率	① ステップ状 （影響確認）	② 0.16%/day 一定 （申請評価）	比 (①/②)	Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87	<p>表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて</p> <table border="1" data-bbox="1265 287 1747 534"> <thead> <tr> <th>評価期間</th> <th>Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7日（申請評価）</td> <td>約 5.1×10¹¹ TBq</td> </tr> <tr> <td>30日</td> <td>約 5.5×10¹¹ TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> <tr> <td>100日</td> <td>約 5.5×10¹¹ TBq (約 1.08倍) *1</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。</p> <p>表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）</p> <table border="1" data-bbox="1146 651 1870 774"> <thead> <tr> <th>漏えい率</th> <th>① ステップ状 （影響確認）</th> <th>② 0.16%/d 一定 （申請評価）</th> <th>比 (①/②)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Cs-137 放出量</td> <td>約 4.3×10¹¹ TBq</td> <td>約 5.1×10¹¹ TBq</td> <td>0.85</td> </tr> </tbody> </table>  <p>図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）</p>	評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕	7日（申請評価）	約 5.1×10 ¹¹ TBq	30日	約 5.5×10 ¹¹ TBq (約 1.08倍) *1	100日	約 5.5×10 ¹¹ TBq (約 1.08倍) *1	漏えい率	① ステップ状 （影響確認）	② 0.16%/d 一定 （申請評価）	比 (①/②)	Cs-137 放出量	約 4.3×10 ¹¹ TBq	約 5.1×10 ¹¹ TBq	0.85	
評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/day 一定 7日以降：0.125%/day 一定 〕																																	
7日（申請評価）	約 5.2TBq																																	
30日	約 5.7TBq (約 1.09倍) *1																																	
100日	約 5.7TBq (約 1.10倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 （影響確認）	② 0.16%/day 一定 （申請評価）	比 (①/②)																															
Cs 放出量	約 4.6TBq	約 5.2TBq	0.87																															
評価期間	Cs-137 放出量 〔 ~ 7日：0.16%/d 一定 7日以降：0.135%/d 一定 〕																																	
7日（申請評価）	約 5.1×10 ¹¹ TBq																																	
30日	約 5.5×10 ¹¹ TBq (約 1.08倍) *1																																	
100日	約 5.5×10 ¹¹ TBq (約 1.08倍) *1																																	
漏えい率	① ステップ状 （影響確認）	② 0.16%/d 一定 （申請評価）	比 (①/②)																															
Cs-137 放出量	約 4.3×10 ¹¹ TBq	約 5.1×10 ¹¹ TBq	0.85																															

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)</p>	
 <p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</p>	 <p>図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)</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

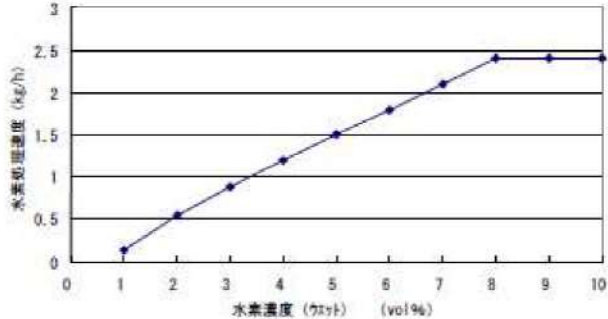
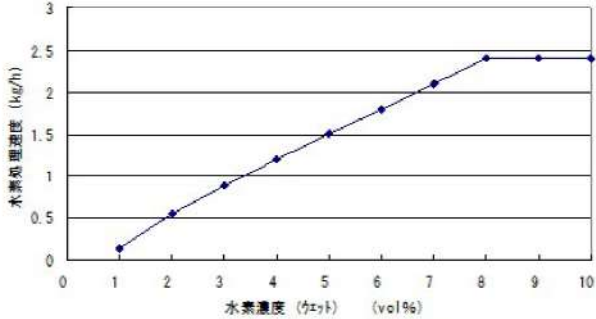
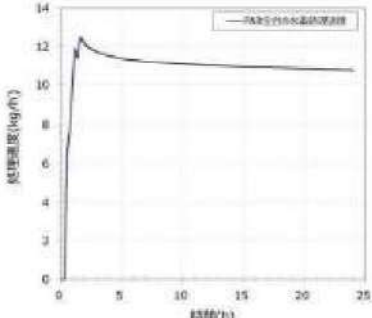
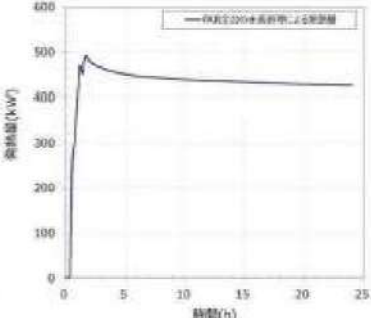
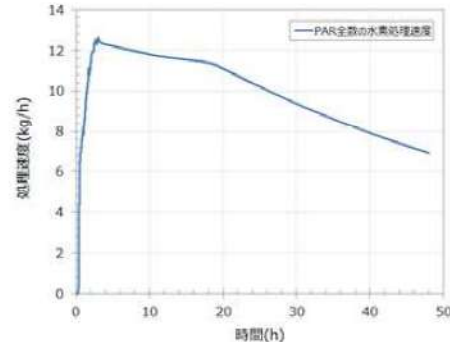
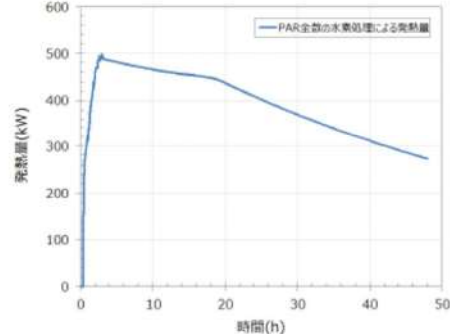
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する格納容器圧力・温度への影響について</p> <p>静的触媒式水素再結合装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H₂]となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は以下の通りである。</p> $\text{発熱量} = 5 \text{ 個} \times \alpha \text{ g/s} \times 286 \text{ kJ/mol} \div 2.01588 \text{ g/mol}$ <p>水素発生観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を図4に示す。</p> <p>上記シナリオでは、事故の約1.7時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約489kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約24時間後においてもPARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器に放出されてから原子炉格納容器最高圧力・温度にまで達する増分約0.22MPa（格納容器過圧破損）、約40℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力・温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.005MPa[gage]、原子炉格納容器温度の増分は約0.8℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器内温度の推移を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.1.1.16</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286kJ/mol-H₂となることから、原子炉格納容器内のPAR5個分による水素処理に伴う発熱量は、以下の通りである。</p> $\text{発熱量} = 5 \text{ 個} \times \alpha \text{ g/s} \times 286 \text{ kJ/mol} \div 2.01588 \text{ g/mol} \quad \text{①}$ <p>水素発生観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を図4に示す。</p> <p>上記のシナリオでは、事故の約2.9時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR5個の水素処理の発熱量は約497kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約50時間後においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。</p> <p>有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR5個による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.205MPa（格納容器過圧破損）、約44℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.004MPa[gage]、原子炉格納容器雰囲気温度の増分は約0.9℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>評価結果の相違</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

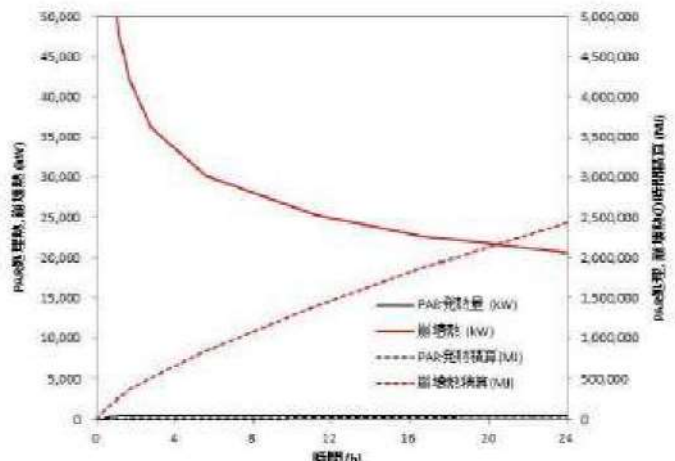
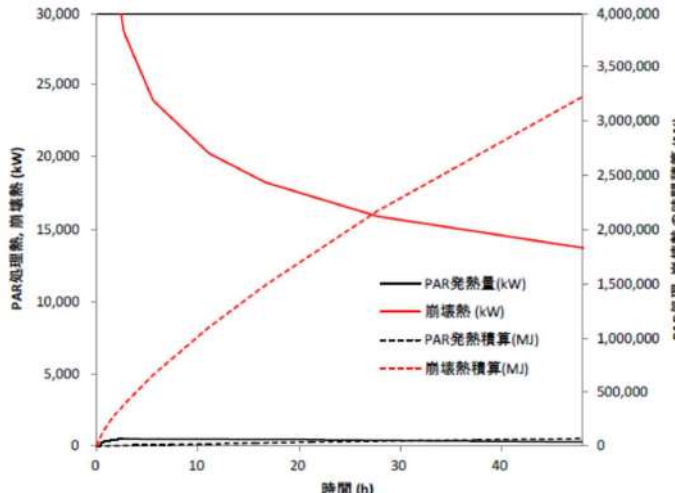
7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 PAR1個当りの水素除去性能（圧力0.15MPa[abs]）</p>	 <p>原子炉格納容器内水素処理装置1個の水素除去性能（圧力1.5bar）</p> <p>図1 PARの水素処理性能</p>	
 <p>図2 PAR5個での水素処理速度の推移</p>  <p>図3 PAR5個からの発熱量の推移</p>	 <p>図2 PAR5個による水素処理速度の推移</p>  <p>図3 PAR5個の水素処理による発熱量の推移</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 1268 795 1300">図4 PAR 5個の発熱量と崩壊熱</p>	 <p data-bbox="1276 1268 1724 1300">図4 PAR 5個の水素処理発熱と崩壊熱の比較</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	<p>図5 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器過圧破損）</p>	
<p>図6 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器過温破損）</p>	<p>図6 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（格納容器過温破損）</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）

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 3.1.1.17</p> <p>安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注水失敗）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>第 3.1.1.9 図及び第 3.1.1.10 図の解析結果より、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度の両方が低下に転じる、事象発生の約 26 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について</u></p> <p>約 24 時間後に大容量ポンプから格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。</p> </div>	<p>添付資料 3.1.2.5</p> <p>安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p><u>格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 24 時間後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</p> <p>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行 ②格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素注入 ③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧 ④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保 <p style="text-align: right;">（添付資料 2.1.1 別紙 1）</p> </div>	<p>添付資料 7.2.1.1.17</p> <p>安定状態について</p> <p>格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p><u>原子炉安定状態の確立について</u></p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u></p> <p>代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の 24 時間後に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を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																													
<p style="text-align: center;">添付資料 3.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」時に原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="226 584 965 1027"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ベースケース</td> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30 分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の 1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度解析ケース</td> <td>Kutateladze 係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30 分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大 溶融物存在時</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td></td> <td>Kutateladze 係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする	感度解析ケース	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大 溶融物存在時	落下時に細粒化などにより冷却が進む		Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.1.1.18</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の 原子炉格納容器圧力及び温度への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。</p> <table border="1" data-bbox="1144 584 1906 1294"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">基本ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30 分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の 1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td>Kutataladze 係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30 分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td style="text-align: center;">□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td>Kutataladze 係数</td> <td>溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲い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	パラメータ	設定値	設定根拠	基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする	Kutataladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む	Kutataladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定	
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
ベースケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
感度解析ケース	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大 溶融物存在時	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定																																																												
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																												
基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする																																																												
	Kutataladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																												
感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定																																																												
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																												
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																												
	Kutataladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定																																																												